

# 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 6 月  
日本原子力発電株式会社

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

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

## 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 ペデスタル（ドライウェル部）底部の構造変更について
- 51-11 その他設備

## 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 計装設備の測定原理
- 52-8 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

47-1 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47条:原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備		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	47-3配置図, 47-8 保管場所図, 47-10 その他設備				
		第2号	操作性	中央制御室操作, 現場操作		A, B		
		関連資料	47-4 系統図, 47-7 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	47-5 試験・検査説明資料					
		第4号	切り替え性	本来の用途以外の用途として使用するため, 切替操作が必要		A		
		関連資料	47-7 系統図					
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成		A	
				その他(飛散物)	対象外		対象外	
			関連資料	47-4 系統図				
		第6号	設置場所	中央制御室操作		A		
		関連資料	47-3 配置図					
		第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分		B	
				関連資料	47-6 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DB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47条: 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備		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	47-3 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	47-4 系統図, 47-7 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	47-5 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	47-4 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
				その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外
			関連資料	47-4 系統図		
	第6号	設置場所	現場操作	A		
	関連資料	47-3 配置図				
	第2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	47-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	より簡単な接続	C	
			関連資料	47-7 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	Ab	
			関連資料	47-3 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	47-3 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	47-8 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	47-9 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47条:原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に 発電用原子炉を冷却するための設備		残留熱除去系 (低圧注水系) (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)	対象外	
			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	A, B	
		関連資料	—			
	第4号	切り替え性	本来の用途以外の用途として使用するため, 切替操作が必要	A		
	関連資料	—				
	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	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 施設と同仕様の容量で設計)	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—対象(代替対象D B 設備有り)—屋内	A a	
		サポート系要因	対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a		
関連資料	—	本文				

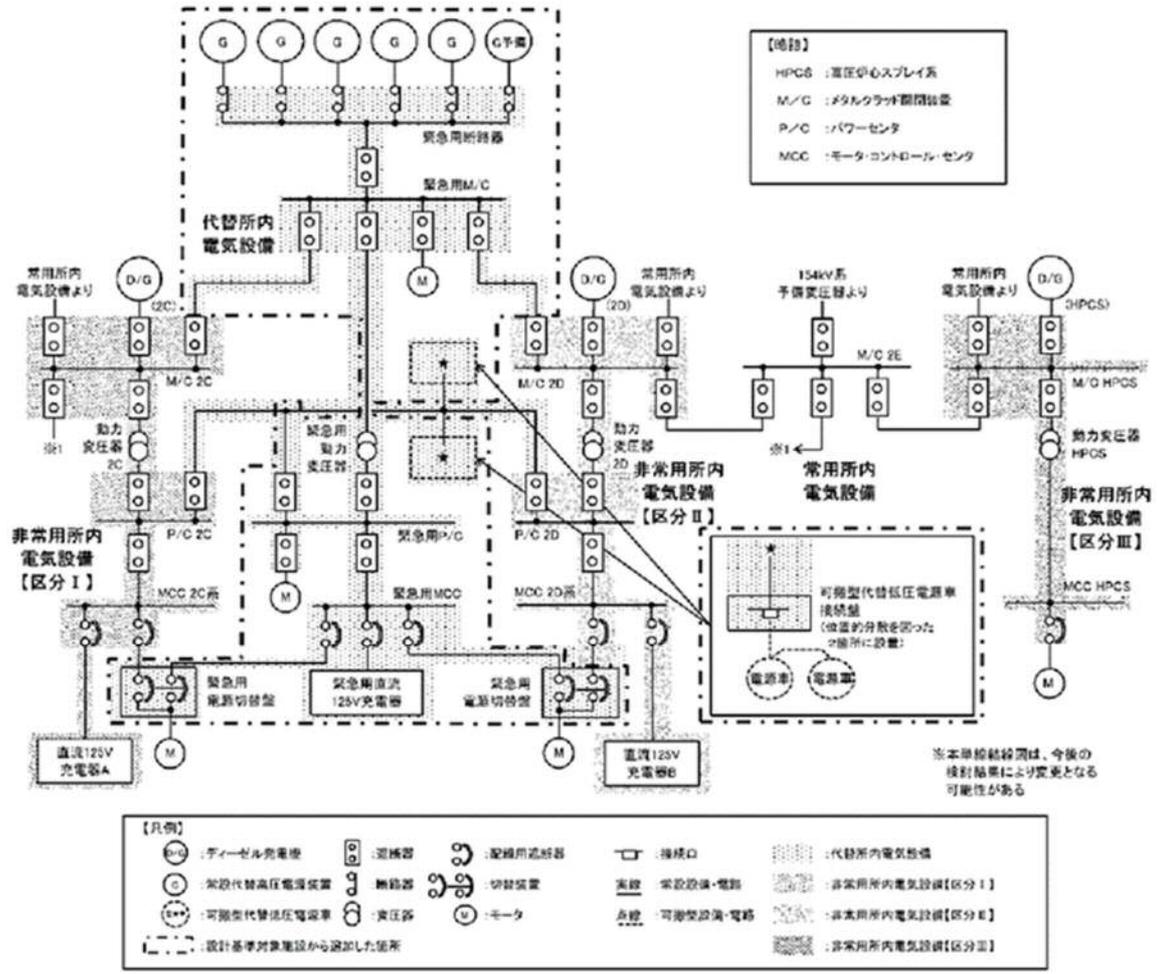
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第47条:原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に 発電用原子炉を冷却するための設備		残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) (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)	対象外	
			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	A, B	
		関連資料	—			
	第4号	切り替え性	本来の用途以外の用途として使用するため, 切替操作が必要	A		
	関連資料	—				
	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	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 施設と同仕様の容量で設計)	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—対象(代替対象D B 設備有り)—屋内	A a	
		サポート系要因	対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a		
関連資料	—	本文				

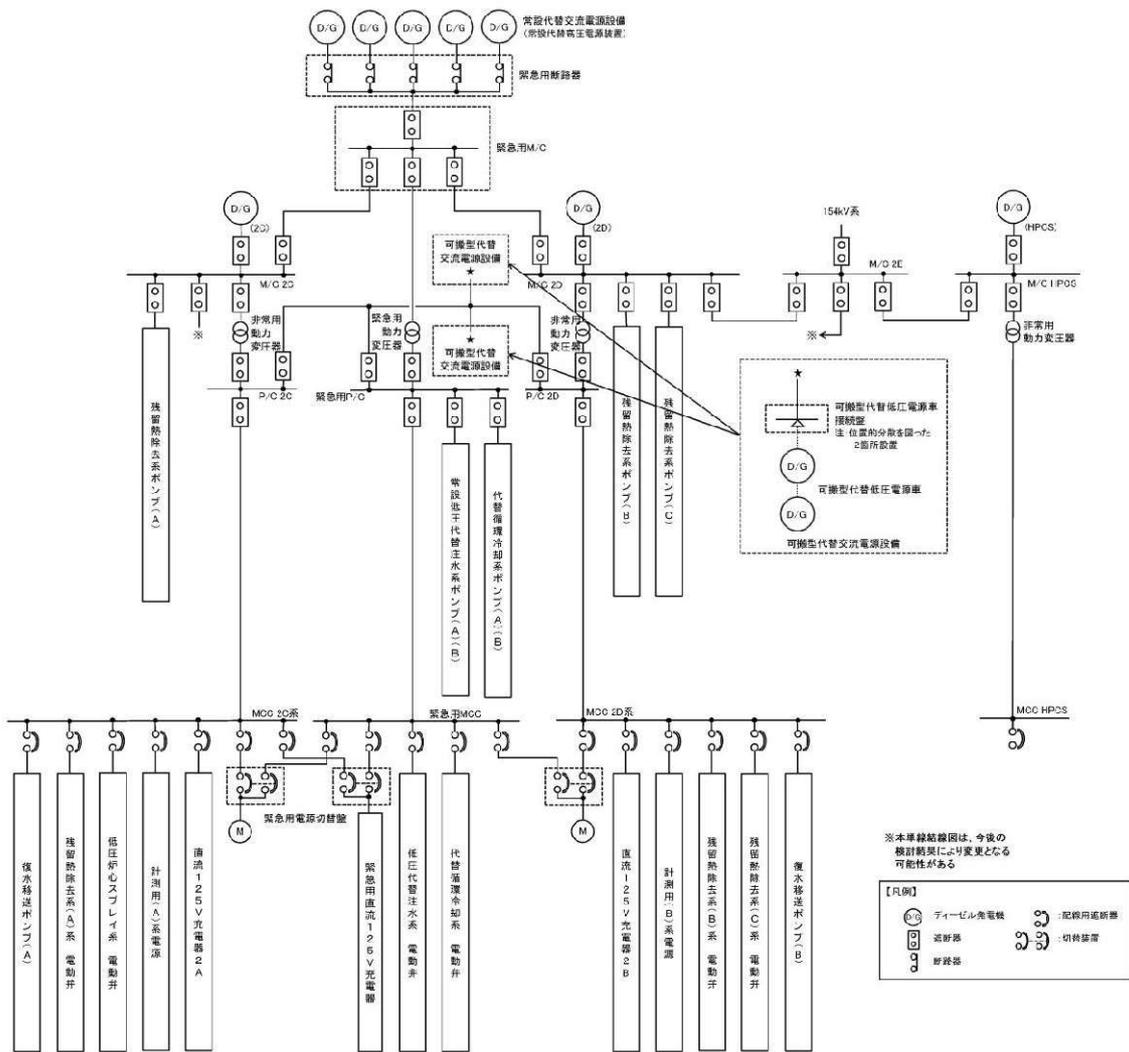
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第47条:原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に 発電用原子炉を冷却するための設備		低圧炉心スプレイ系ポンプ (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)	対象外	
			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	A, B	
		関連資料	—			
	第4号	切り替え性	本来の用途以外の用途として使用するため, 切替操作が必要	A		
	関連資料	—				
	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	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 施設と同仕様の容量で設計)	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—対象(代替対象D B 設備有り)—屋内	A a	
		サポート系要因	対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a		
関連資料	—	本文				

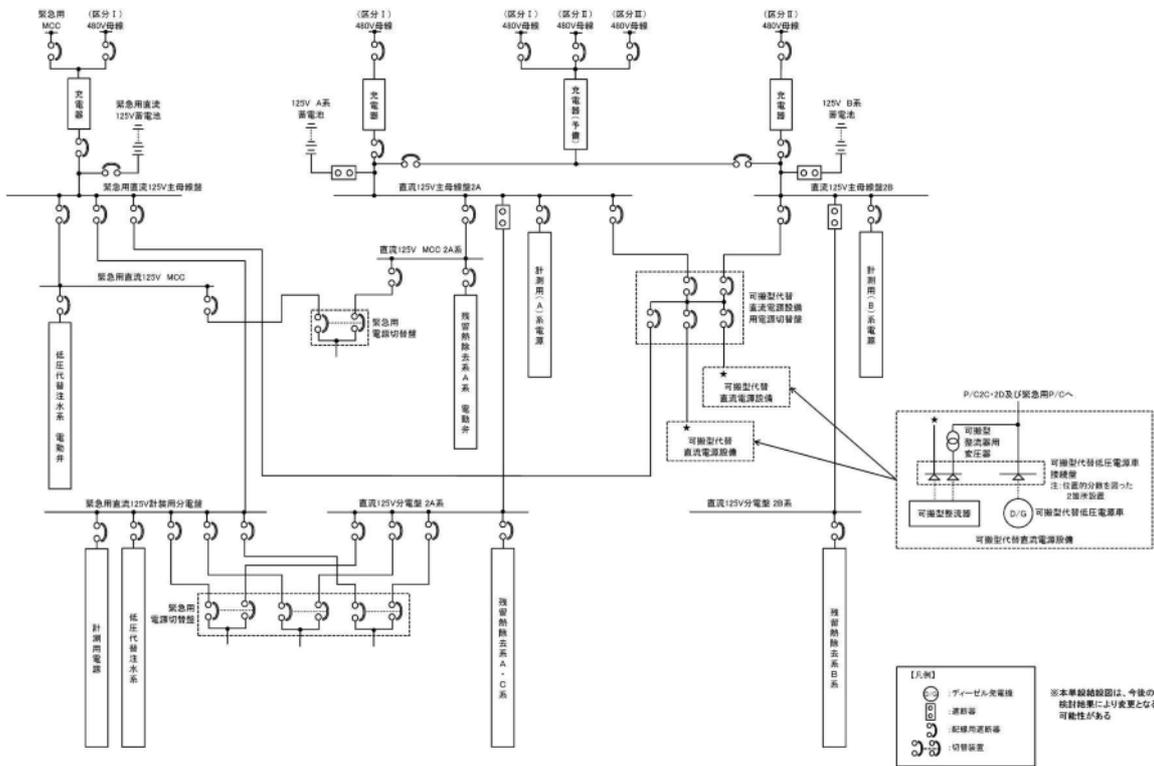
47-2 単線結線図



第 47-2-1 図 単線結線図 (1/3)

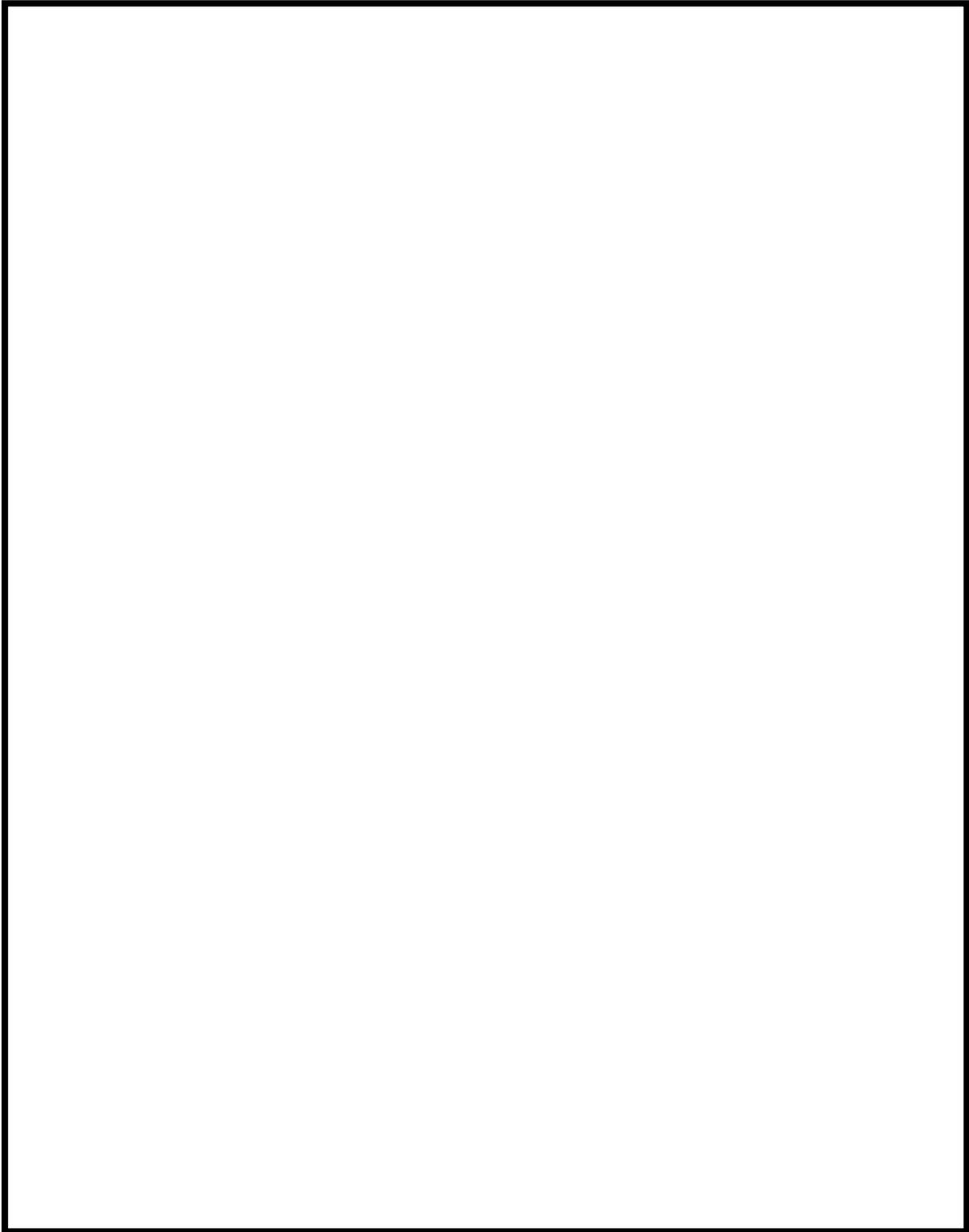


第 47-2-2 図 単線結線図 (2/3)

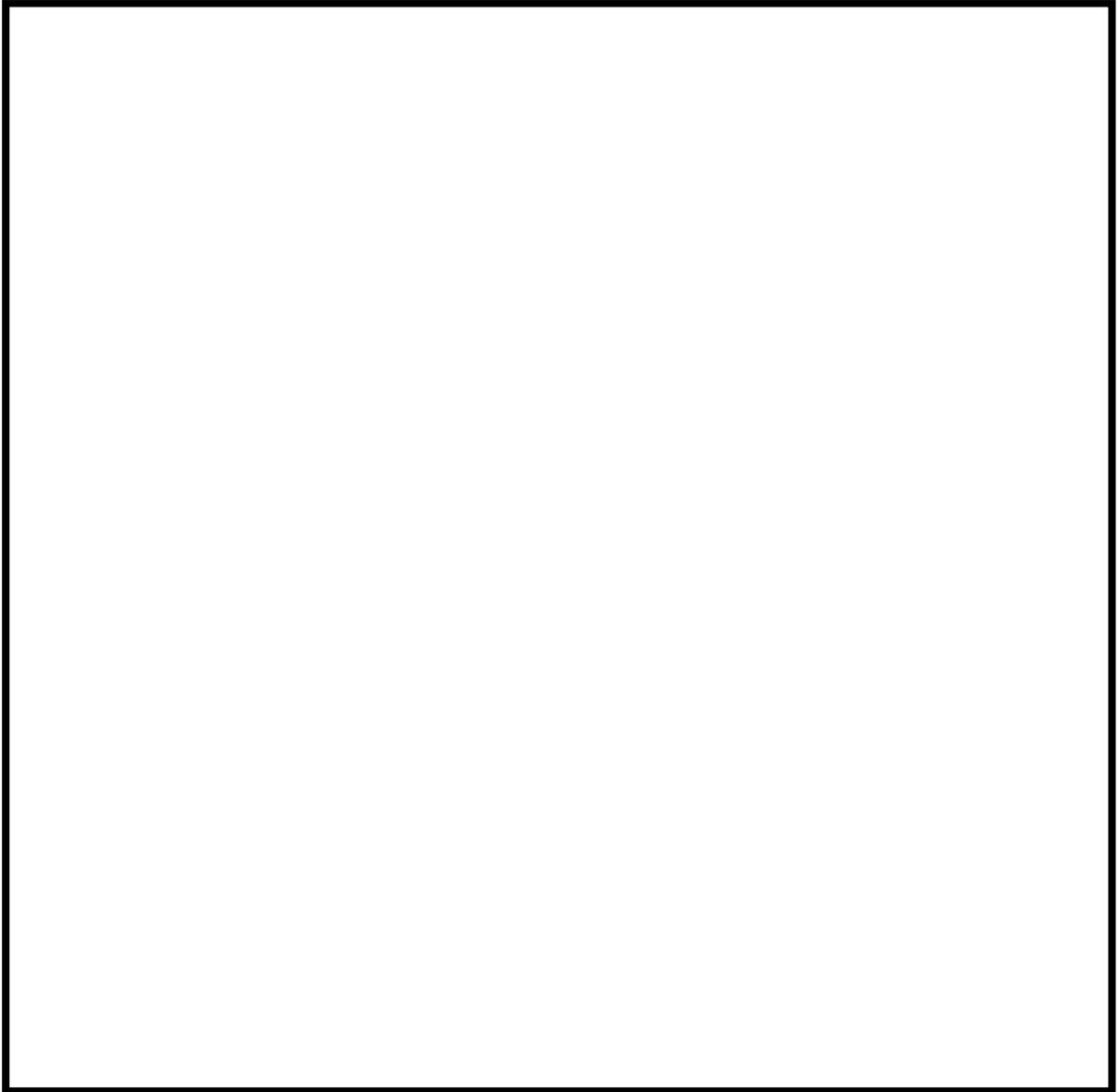


第 47-2-2 図 単線結線図 (直流) (3/3)

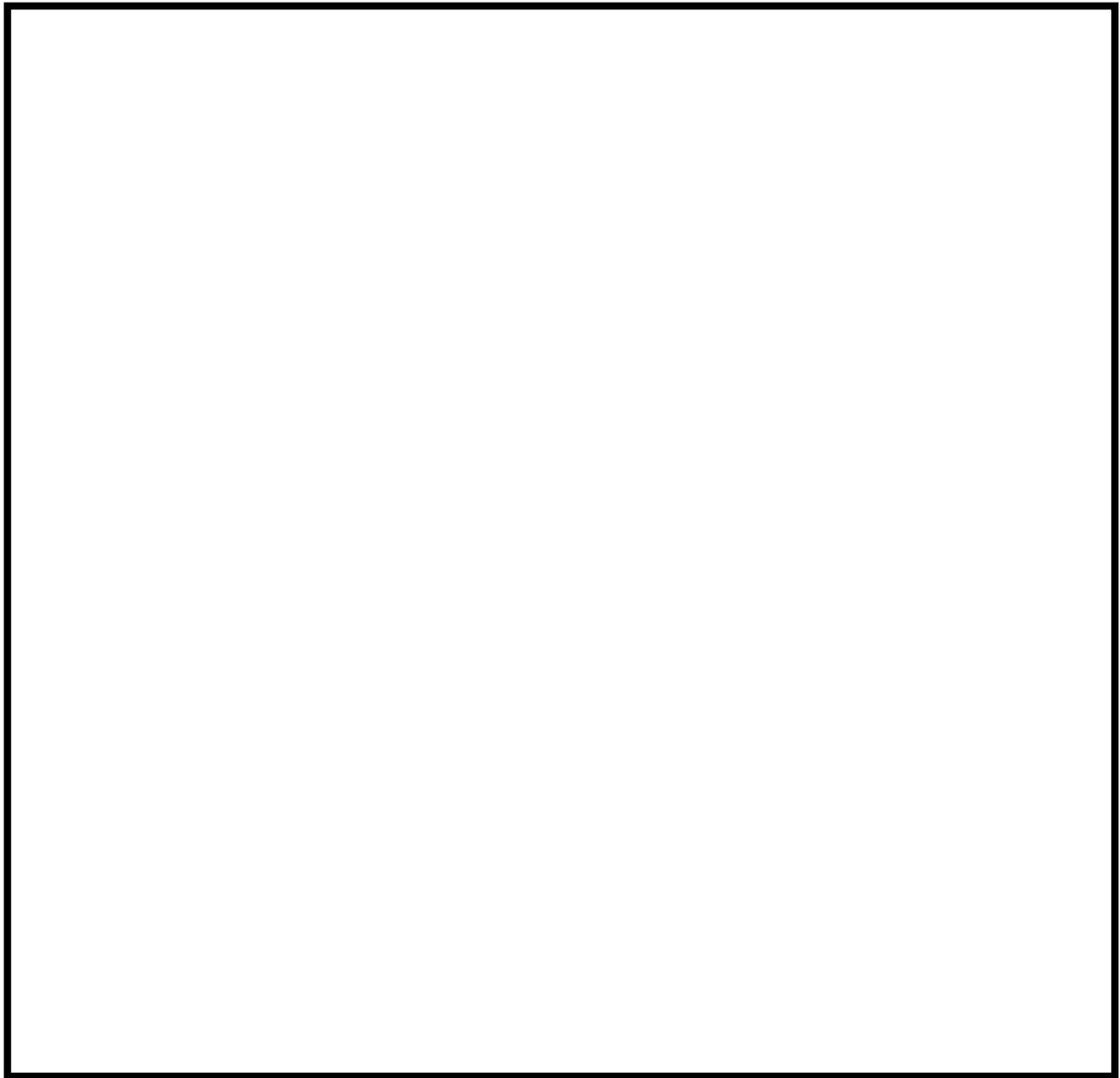
47-3 配置図



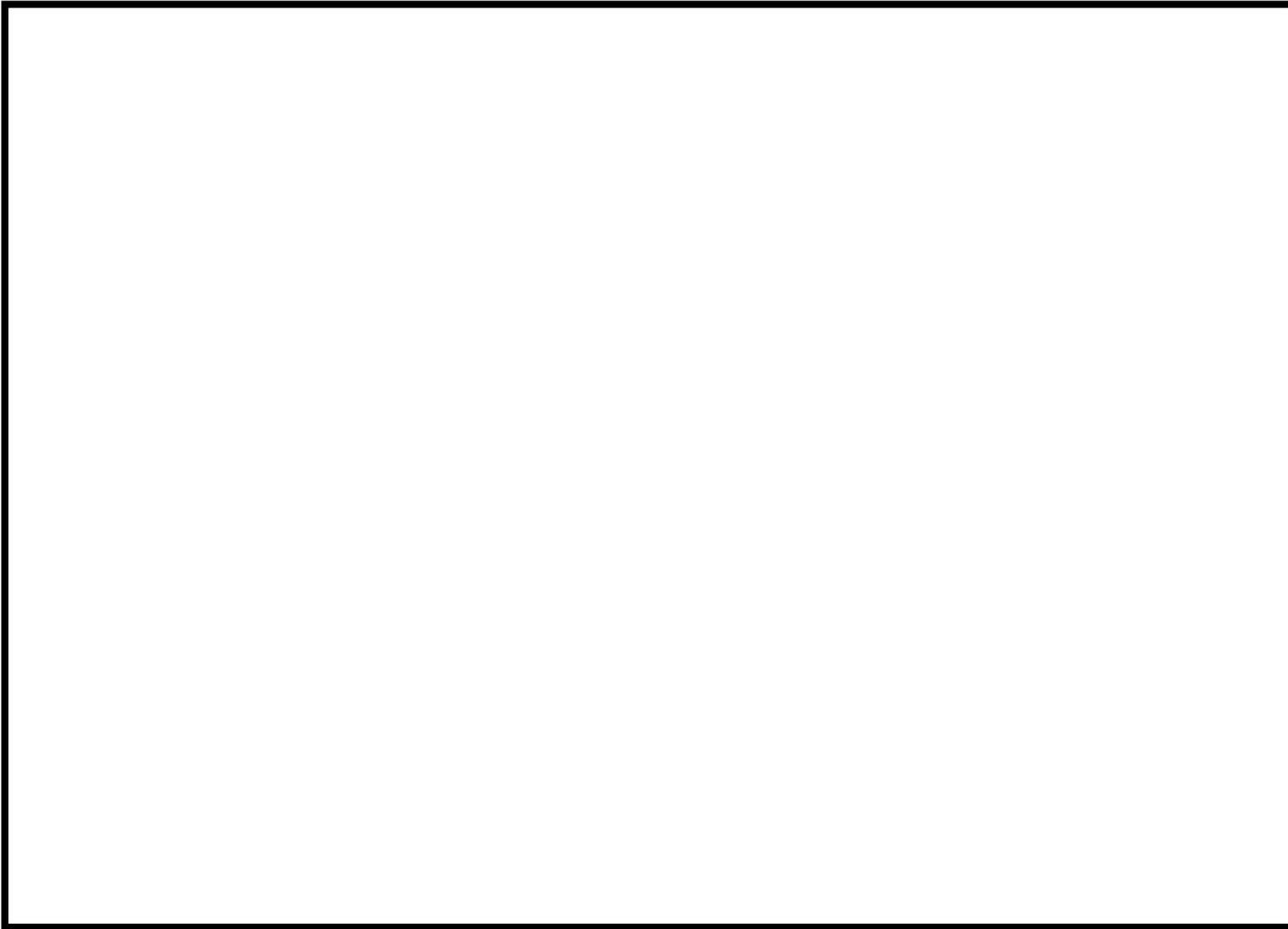
第 47-3-1 図 低圧代替注水冷却系（常設）に係る機器配置図  
（常設低圧代替注水系格納槽）



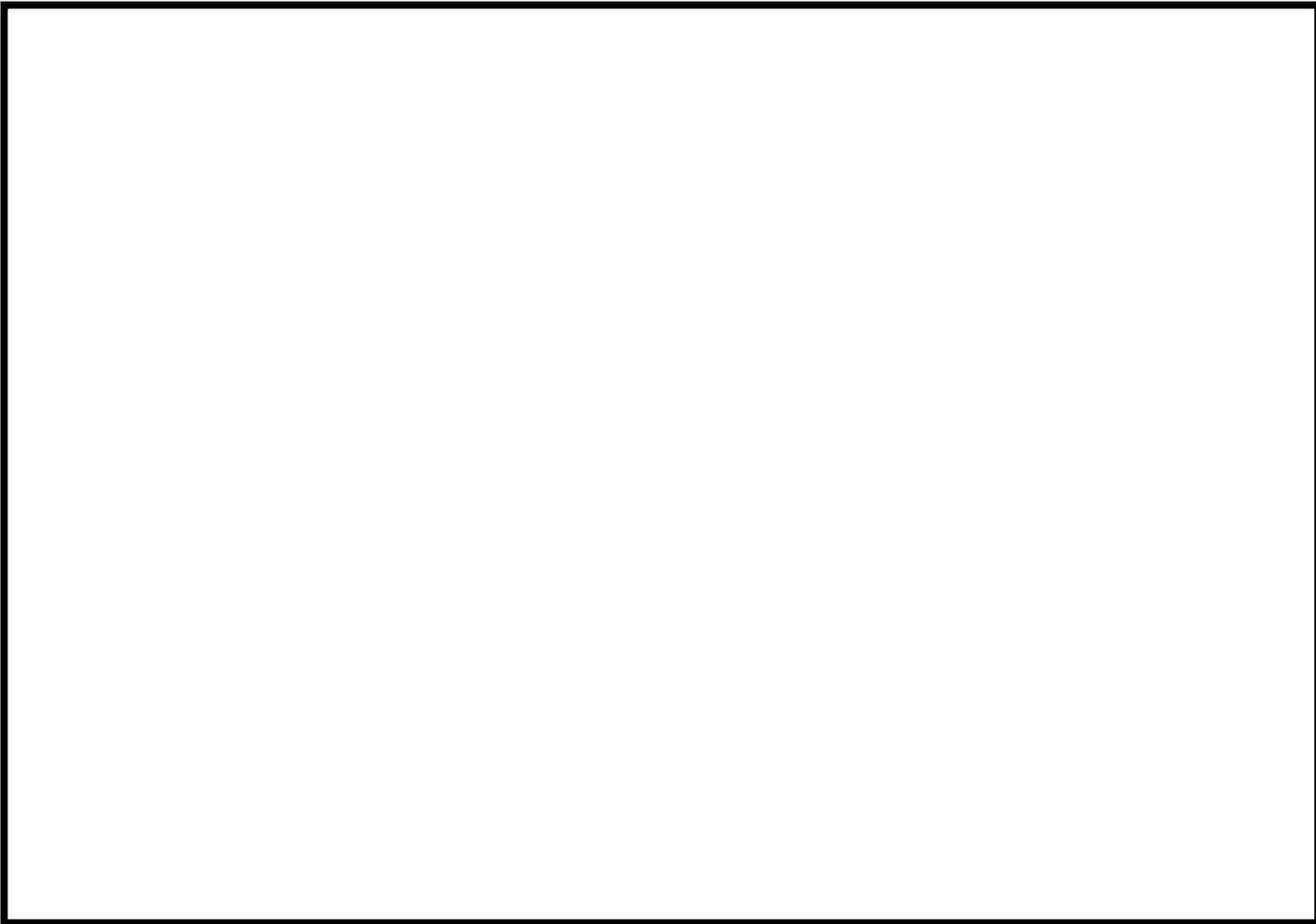
第 47-3-2 図 低圧代替注水系（可搬型）に係る機器配置図（例）  
（屋外）



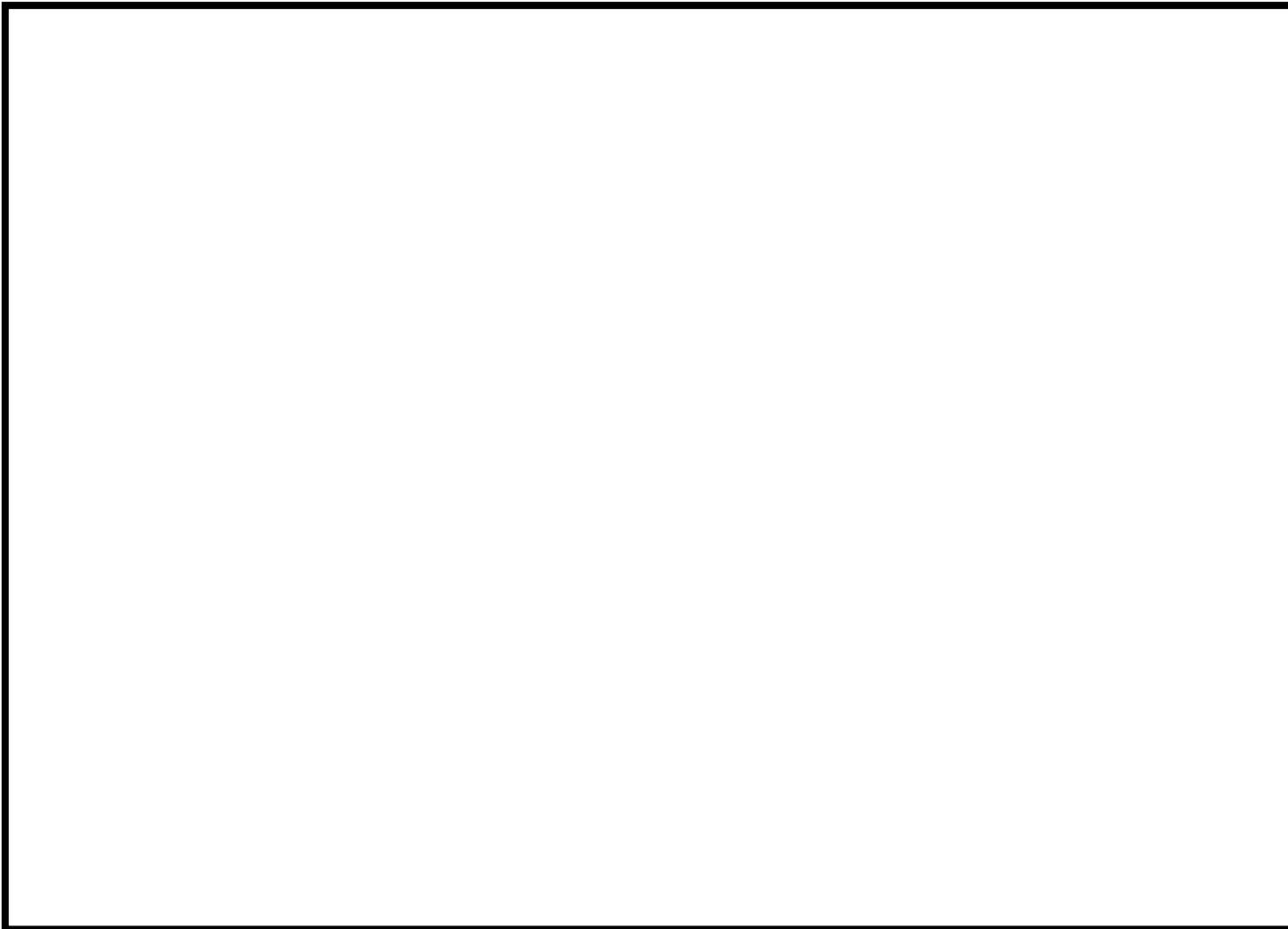
第 47-3-3 図 残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系に係る機器配置図  
(原子炉建屋地下 2 階)



第 47-3-4 図 低圧代替注水系に係る中央制御室操作盤配置図（原子炉建屋 3 階）

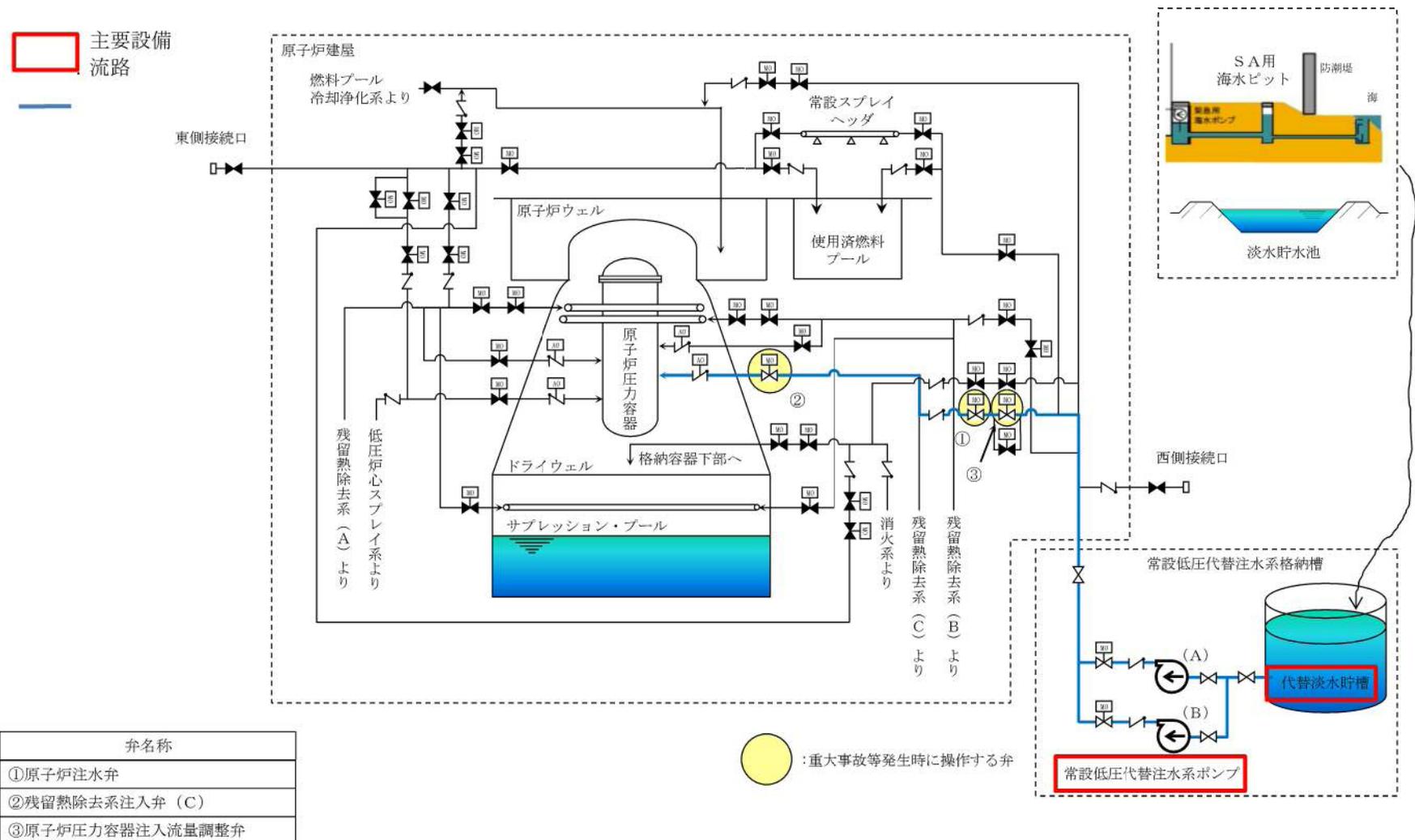


第 47-3-5 図 低圧代替注水系に係る機器（弁）配置図  
(原子炉建屋 3 階)

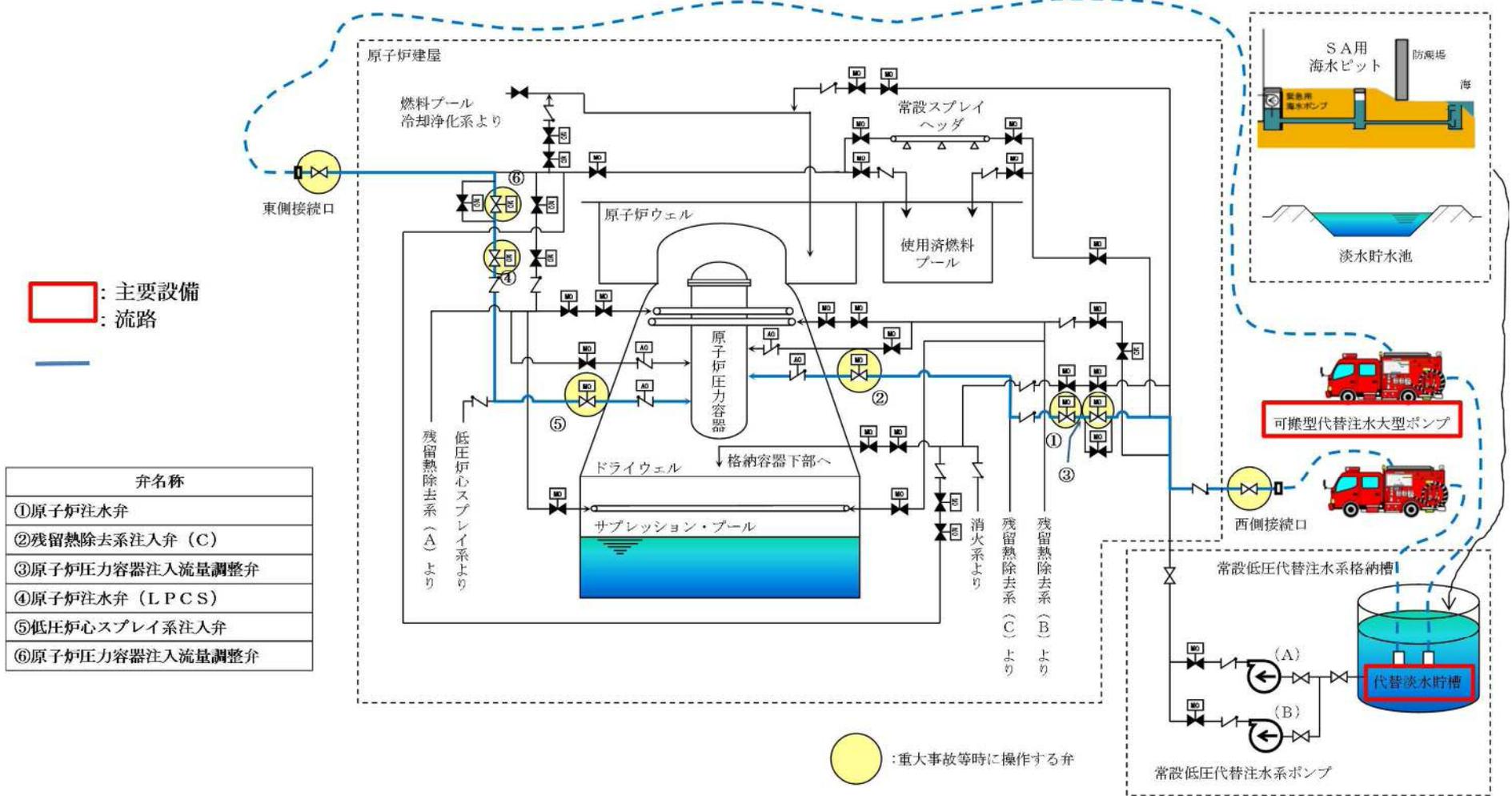


第 47-3-6 図 低圧代替注水系に係る機器（弁）配置図  
(原子炉建屋 4 階)

47-4 系統図

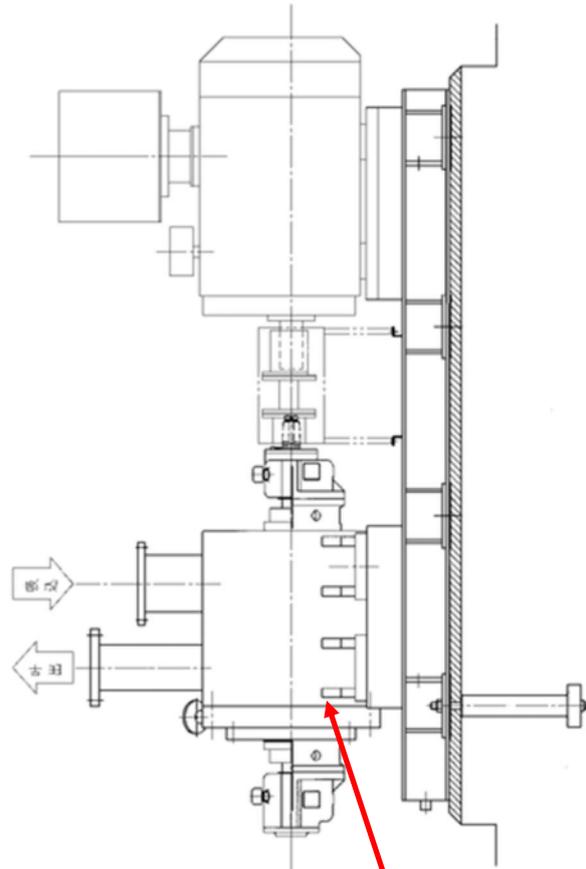


第 47-4-1 図 低圧代替注水系 (常設) 系統概要図

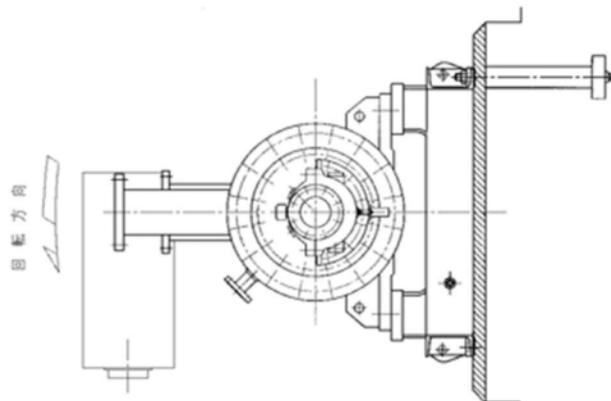


第 47-4-2 図 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図

#### 47-5 試験及び検査

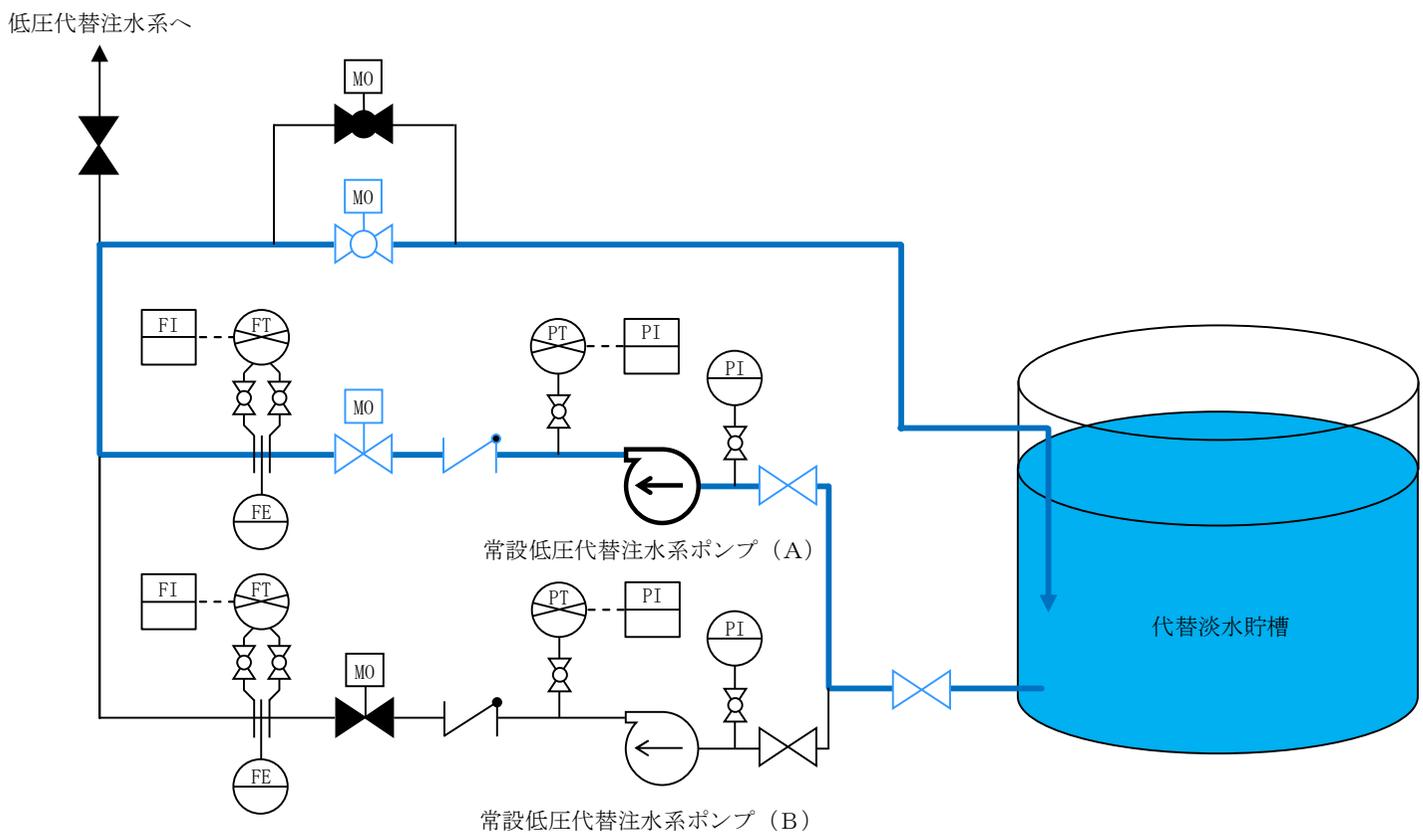


ケーシングカバーを取り外すことで、  
分解点検が可能である。



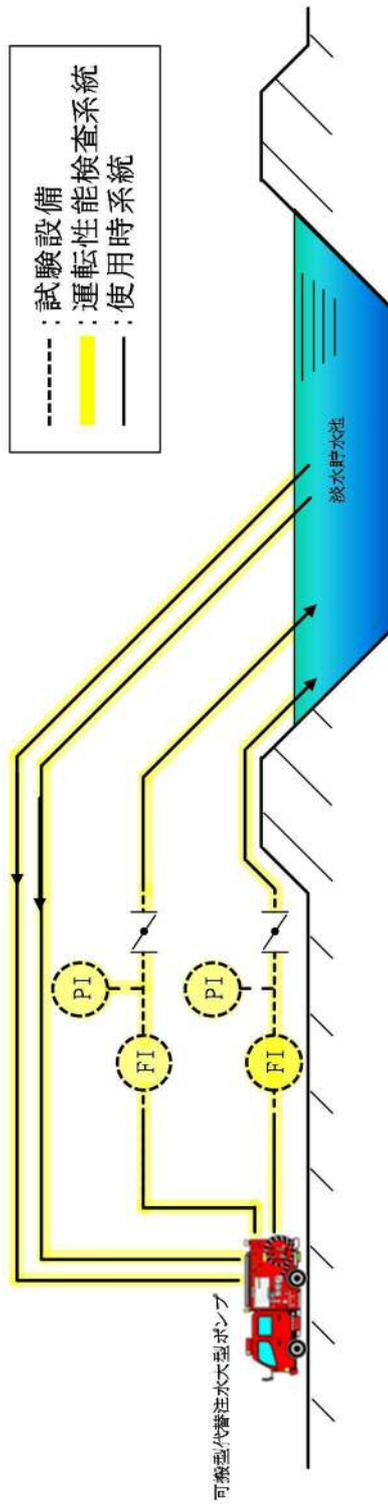
第 47-5-1 図 構造図 (常設低圧代替注水系ポンプ)

47-5-1



第 47-5-2 図 運転性能検査系統図  
 (常設低圧代替注水系ポンプ)

47-5-2



第 47-5-3 図 運転性能検査系統図

(可搬型代替注水大型ポンプ)

47-5-3

47-6 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/台	189以上（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]	3.5
最高使用温度	℃	66
原動機出力	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。
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>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。</p> <p>低圧代替注水系（常設）として使用する常設代替注水系ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態にあつて、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために使用する。</p> <p>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經由して、原子炉へ注水することにより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設計とする。</p> <p>なお、重大事故等対処設備の低圧代替注水系（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。</p>		

## 1. 容量 189m<sup>3</sup>/h/個

常設低圧代替注水系ポンプを用いて残留熱除去系配管（C）から原子炉へ注入する場合の容量は、炉心の著しい損傷の防止の重大事故シーケンスのうち、高圧・低圧注水機能喪失、全交流動力電源喪失（TBD、TBP、TBU）、崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合、残留熱除去系が喪失した場合）、LOCA時注水機能喪失、インターフェイスシステムLOCA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、原子炉への注水量を常設代替低圧注水ポンプ2個で最大378m<sup>3</sup>/hとしていることから、1個当たり189m<sup>3</sup>/hとし、公称値を約200m<sup>3</sup>/hとする。

また、代替低圧注水系は、格納容器スプレイ冷却系と同時に使用する可能性があるため、同時使用時に各々の必要流量が確保できることを添付(1)

「格納容器下部注水系と代替格納容器スプレイ冷却の同時使用について」で示す。

## 2. 全揚程 144m

原子炉に注入する場合の常設低圧代替注水系ポンプの全揚程は、原子炉に注入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144mを確保できるものとし、公称値を約200mとする。

<残留熱除去系（C）配管からの低圧代替注水>

- ・移送先の圧力が大気圧(378m<sup>3</sup>/h注入可能な炉圧)の場合

水源と移送先の圧力差 約 62.9m

静水頭 約 45.9m

配管及び弁類圧損 約 35.0m

合計 約 143.8m ≒ 144m

以上より、原子炉に注入する場合の常設低圧代替注水系ポンプの全揚程は144mである。

### 3. 最高使用圧力 3.5MPa [gage]

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337m（約3.24MPa [gage]）に代替淡水貯槽の静水頭約19.2m（約0.185MPa [gage]）を加えた約3.49MPa [gage]を上回る圧力として3.5MPa [gage]とする。

### 4. 最高使用温度 66℃

低圧代替注水系（常設）として使用する常設代替注水系ポンプの最高使用温度は、水源の代替淡水貯槽の最高使用温度に合わせ66℃としている。

### 5. 電動機出力 190kW

低圧代替注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水ポンプの容量200m<sup>3</sup>/h、全揚程200mの時の必要軸動力は、下記の式より約163kWとなる。

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

$P$  : 必要軸動力 (kW)

$P_w$  : 水動力 (kW)

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

$g$  : 重力加速度 ( $\text{m/s}^2$ ) = 9.80665

$Q$  : ポンプ容量 ( $\text{m}^3/\text{h}$ ) = 200

$H$  : ポンプ揚程 ( $\text{m}$ ) = 200 (図 1 参照)

$\eta$  : ポンプ効率 (%) = 約  (図 1 参照)

(参考文献 : 「ターボポンプ用語」 (JIS B 0131-2002))

#### 第47-6-1図 常設低圧代替注水ポンプ性能曲線

以上より、低圧代替注水ポンプ電動機の必要動力は  kW/個であり、低圧代替注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水ポンプの電動機出力は、190kW/個とする。

名称		可搬型代替注水大型ポンプ
容量	m <sup>3</sup> /h/個	110以上（注1）（約1,320（注2））
吐出圧力	MPa[gage]	1.28以上（注1）（約1.40（注2））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.4
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/個	847
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す。 注2：エンジン最大回転数における値を示す。

**【設定根拠】**

可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時に以下の機能を有する。

可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態にあつて、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。

可搬型代替注水大型ポンプは、淡水貯水池等を水源として原子炉建屋周囲に設置されている複数の接続口に接続し、低圧炉心スプレイ系配管又は残留熱除去系配管等を経由して原子炉へ注入することにより炉心の著しい破損を防止する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時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。

## 1. 容量

可搬型代替注水大型ポンプを用いて低圧炉心スプレイ系配管又は残留熱除去系配管から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、原子炉への注水量を可搬型代替注水大型ポンプ1個で最大 $110\text{m}^3/\text{h}$ としていることから、エンジン最大回転数時の値を1個当たり約 $1,320\text{m}^3/\text{h}$ とする。

## 2. 吐出圧力

原子炉に低圧注水する場合の可搬型代替注水大型ポンプの吐出圧力は、淡水又は海水を原子炉に注入する場合の、水源と移送先の圧力差、静水頭、ホースの圧損、配管及び弁類圧損を基に設定する。

<残留熱除去系配管からの低圧代替注水>

・低圧注水系（東側接続口）の場合

水源と移送先の圧力差 約  $0.604\text{MPa}[\text{gage}]$

静水頭 約  $0.265\text{MPa}[\text{gage}]$

ホース圧損  $0.052\text{MPa}[\text{gage}]$

配管及び弁類圧損 約  $0.357\text{MPa}[\text{gage}]$

合計 約  $1.278\text{MPa}[\text{gage}]$

≒  $1.28\text{MPa}[\text{gage}]$

可搬型代替注水大型ポンプの吐出圧力の公称値は、エンジン最大回転数時の容量である約 $1,320\text{m}^3/\text{h}$ における吐出圧力である約 $1.40\text{MPa}[\text{gage}]$ とする。

3. 最高使用圧力 1.4MPa[gage]

可搬型代替注水大型ポンプの供給ラインを考慮し、吐出圧力を制限していることから1.4MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度 60℃

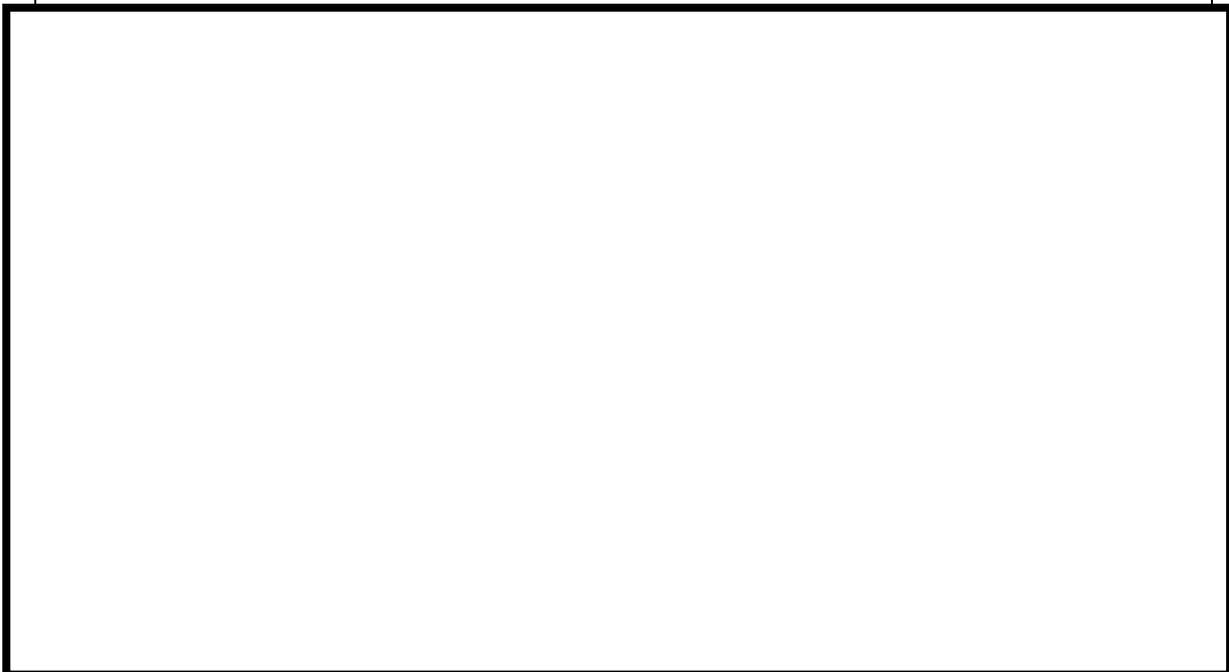
可搬型代替注水大型ポンプの最高使用温度は、供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である60℃とする。

5. 原動機出力 847kW/台

低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水ポンプの原動機出力については、メーカー設計値である847kWとする。

6. 可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線を以下に示す。



第47-6-2図 可搬型代替注水大型ポンプ性能曲線

## 常設代替低圧注水ポンプの同時注水について

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

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

## ①原子炉への注水と格納容器スプレイ

設計基準事故対処設備による原子炉への注水、格納容器からの除熱機能が喪失した場合には、低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを同時に実施することとなる。この組み合わせにおける最大流量は、大破断 LOCA が発生し非常用炉心冷却設備からの注水に失敗した場合で、原子炉への注水  $230\text{m}^3/\text{h}$ 、格納容器スプレイ  $130\text{m}^3/\text{h}$  である。

## ②原子炉への注水とペDESTAL（ドライウェル部）への注水

大破断 LOCA 等が発生し、設計基準事故対処設備による原子炉への注水機能が喪失した場合には、炉心損傷に至るおそれがある。この場合①の組み合わせで重大事故の緩和を図るが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内雰囲気冷却に成功した後は、格納容器スプレイを停止し、原子炉への注水と格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水を同時に実施することとなる。この場合の最大流量の組み合わせは、原子炉注水が崩壊熱相当の注水流量、ペDESTAL（ドライウェル部）注水  $100\text{m}^3/\text{h}$  である。

### ③格納容器スプレイとペDESTAL（ドライウエル部）への注水

原子炉への注水に失敗し、原子炉圧力容器が破損する場合、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイと格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水を同時に実施することとなる。この場合の最大流量の組み合わせは、格納容器スプレイ  $300\text{m}^3/\text{h}$ 、ペDESTAL（ドライウエル部）注水  $80\text{m}^3/\text{h}$  である。

### ④その他注水先の組み合わせ

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

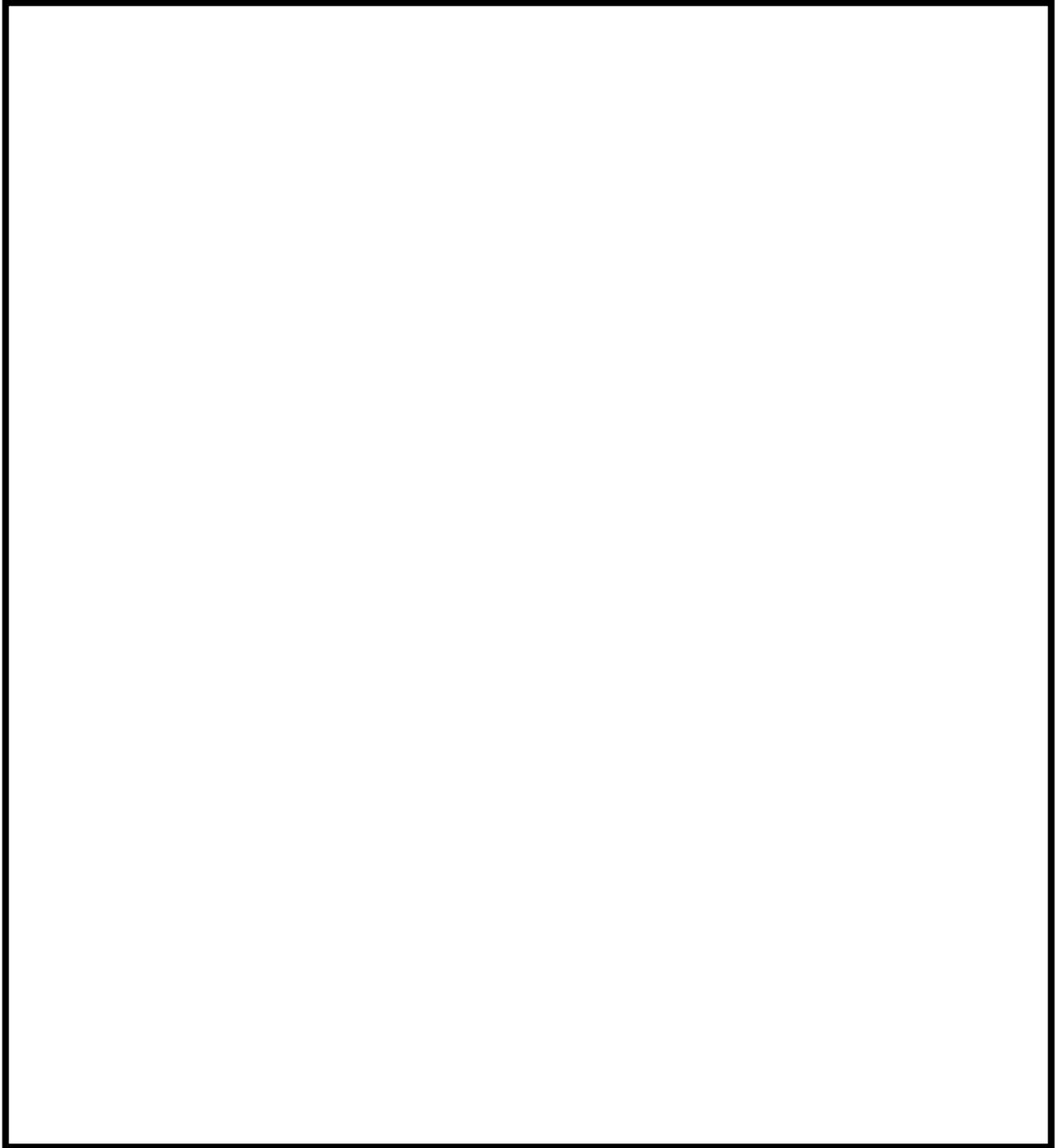
なお、可搬型代替注水大型ポンプを使用した注水系についても、複数個所への注水先を有しているが、以下のとおり想定する同時注水の組み合わせでも、必要流量が確保できるよう設計する。

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

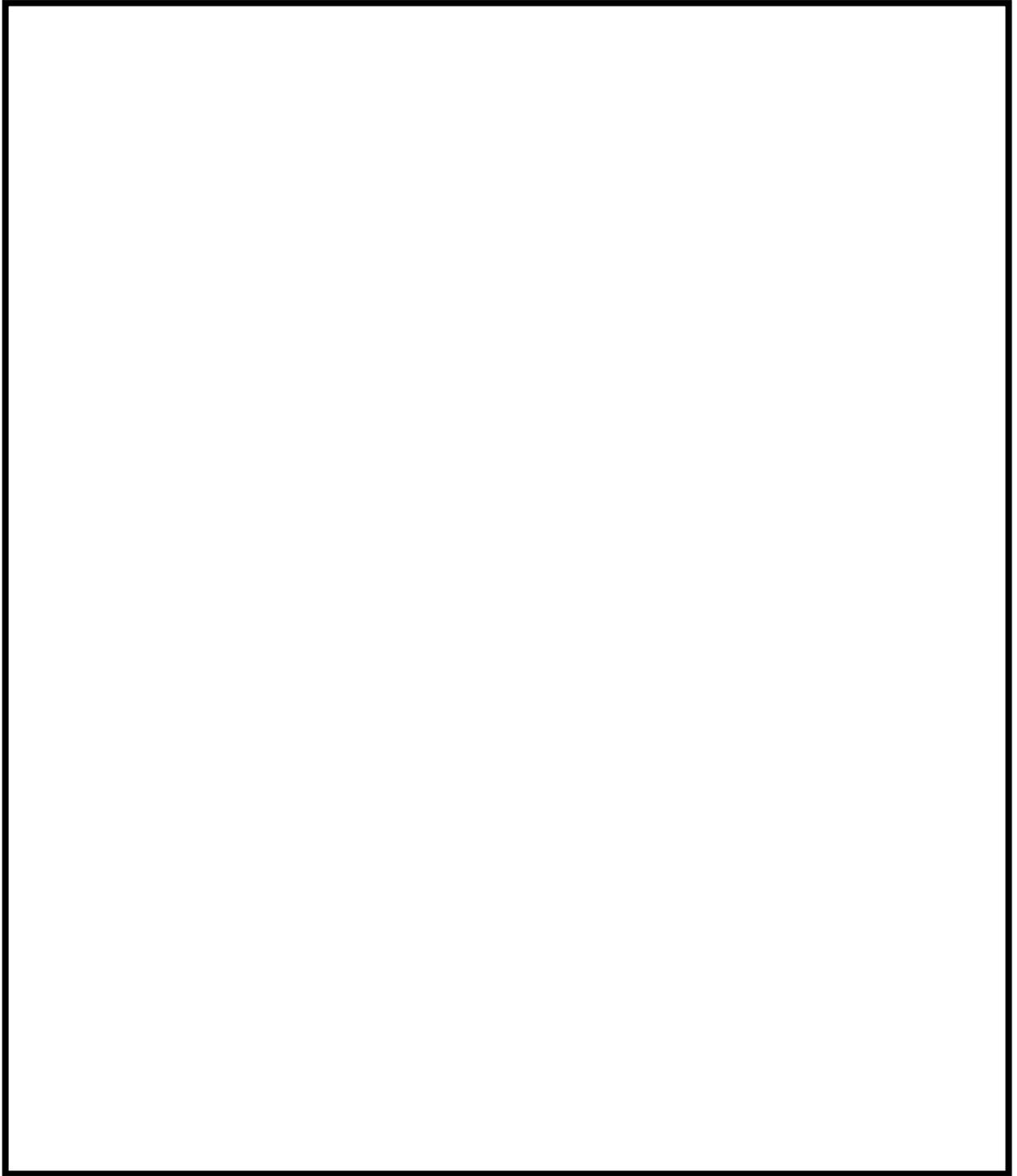
#### ①原子炉への注水と格納容器スプレイ

全交流動力電源喪失時には、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水と、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイを同時に実施することとなる。この場合の流量の組み合わせは、原子炉注水が崩壊熱相当の流量（ $50\text{m}^3/\text{h}$ 以下）、格納容器スプレイ  $130\text{m}^3/\text{h}$  である。

47-7 接続図



第 47-7-1 図 接続図（淡水貯水池から接続口）



第47-7-2図 接続図（代替淡水貯槽から接続口）

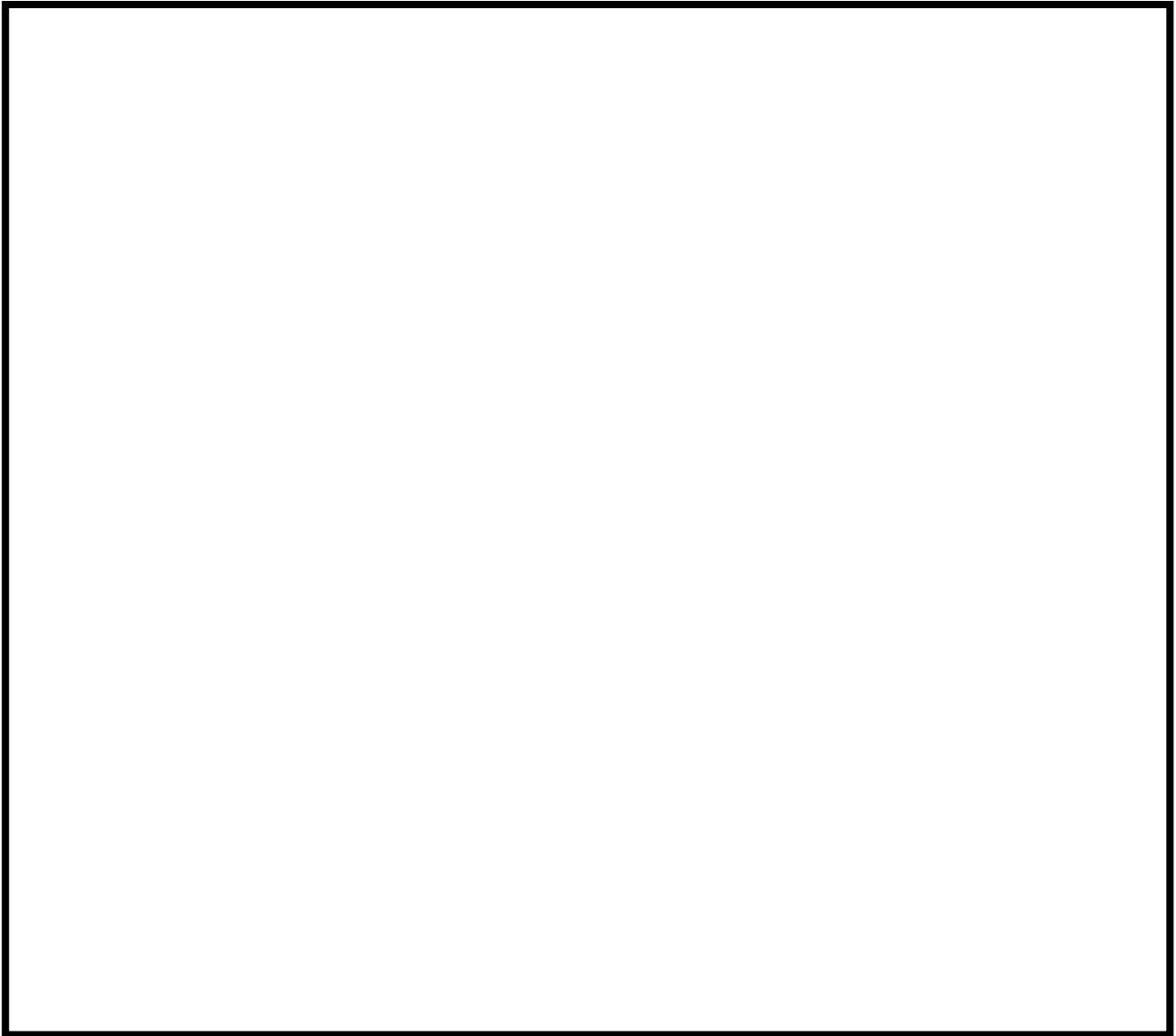
47-7-2

47-8 保管場所図



第 47-8-1 図 保管場所図（位置の分散）

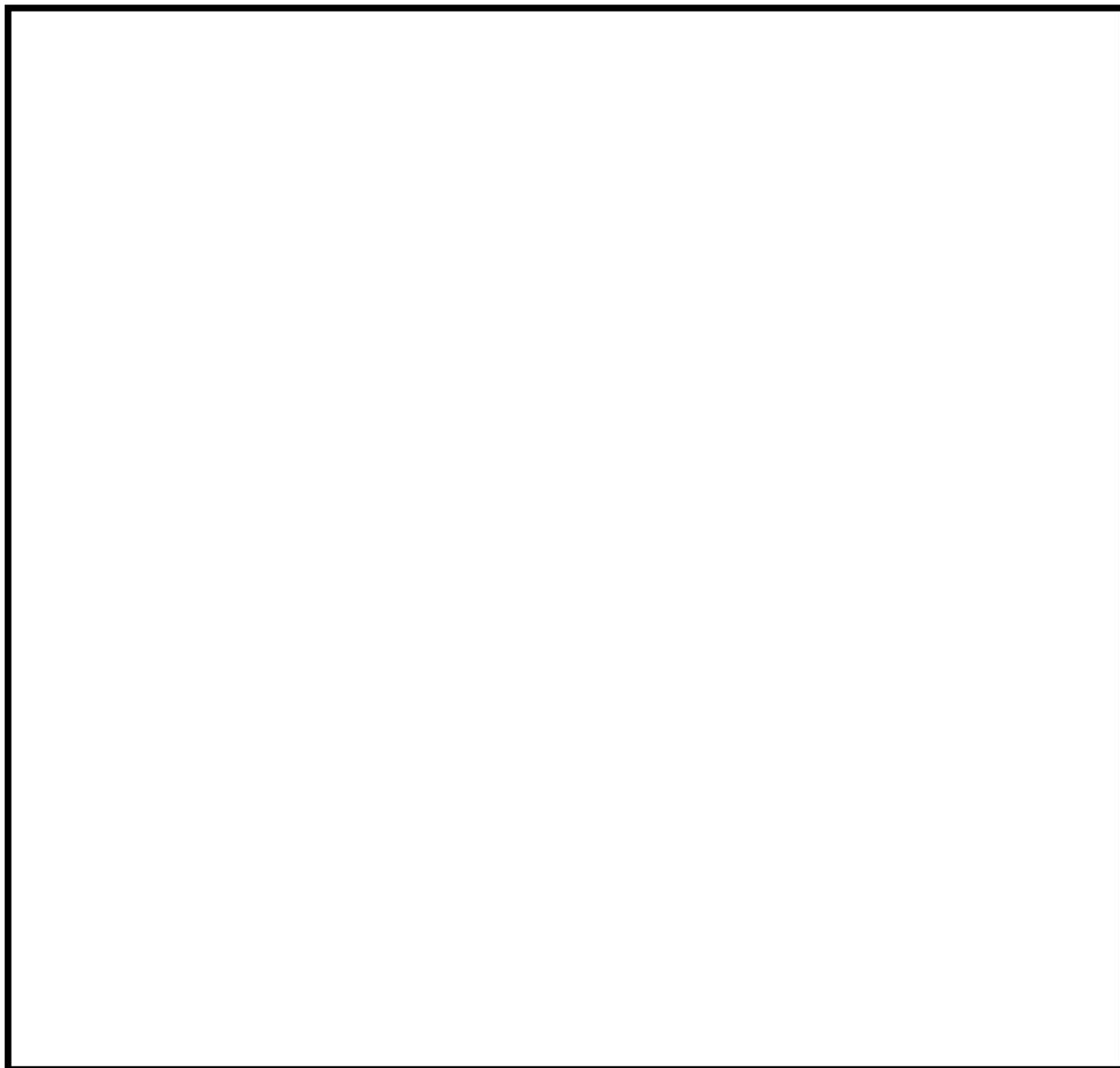
47-8-1



第 47-8-2 図 保管場所図（機器配置）

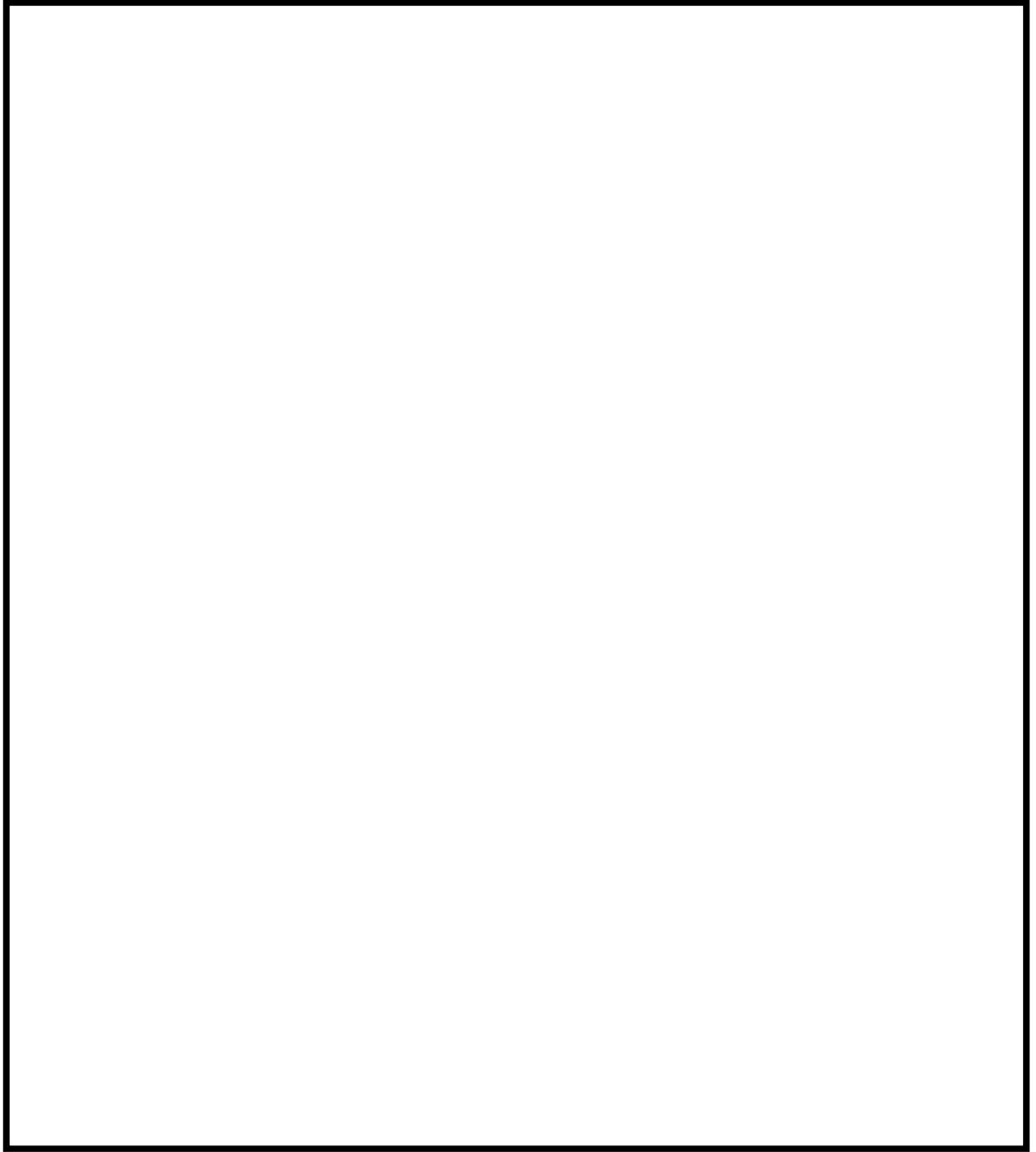
47-8-2

47-9 アクセスルート図



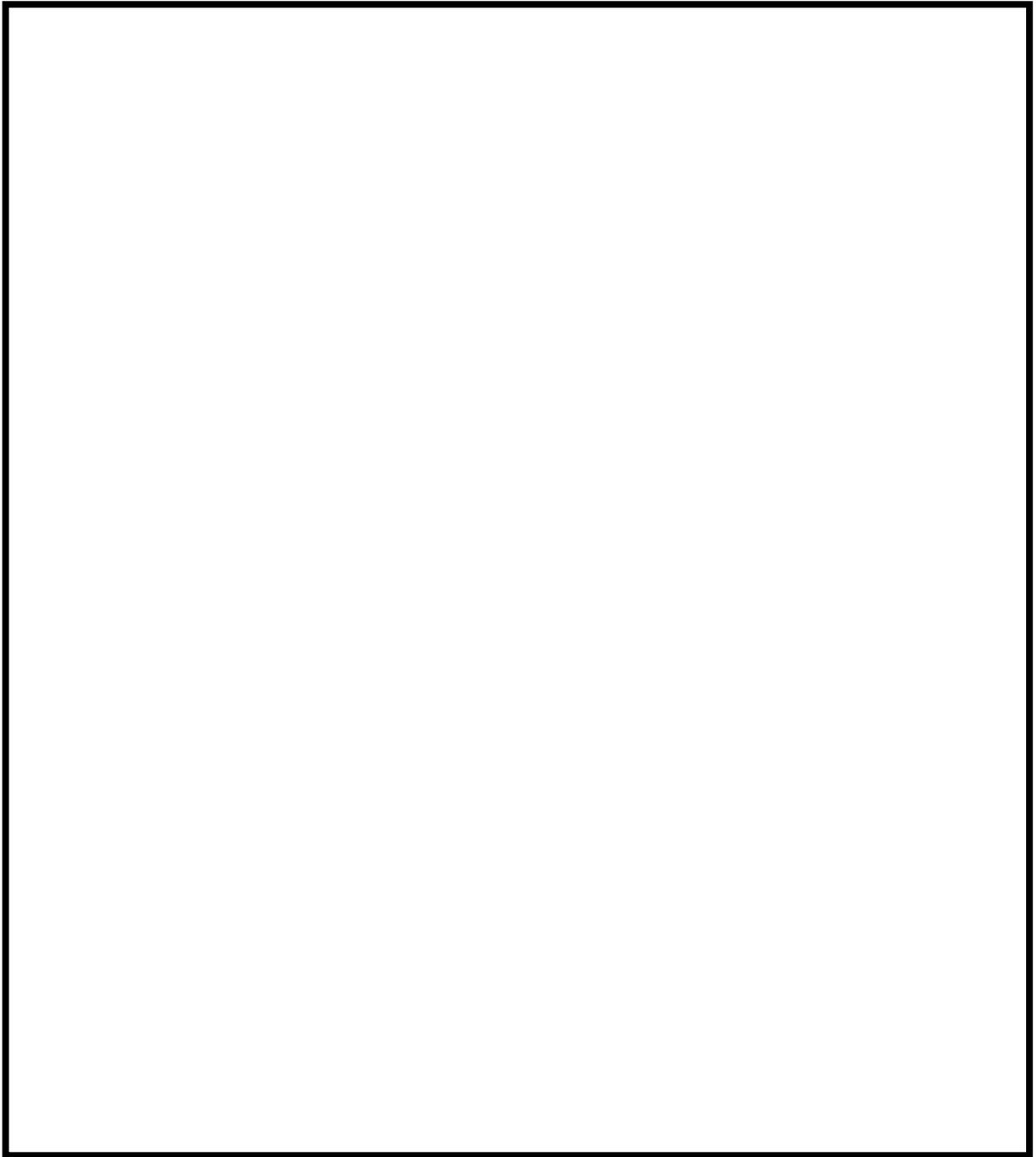
第 47-9-1 図 保管場所およびアクセスルート図

47-9-1



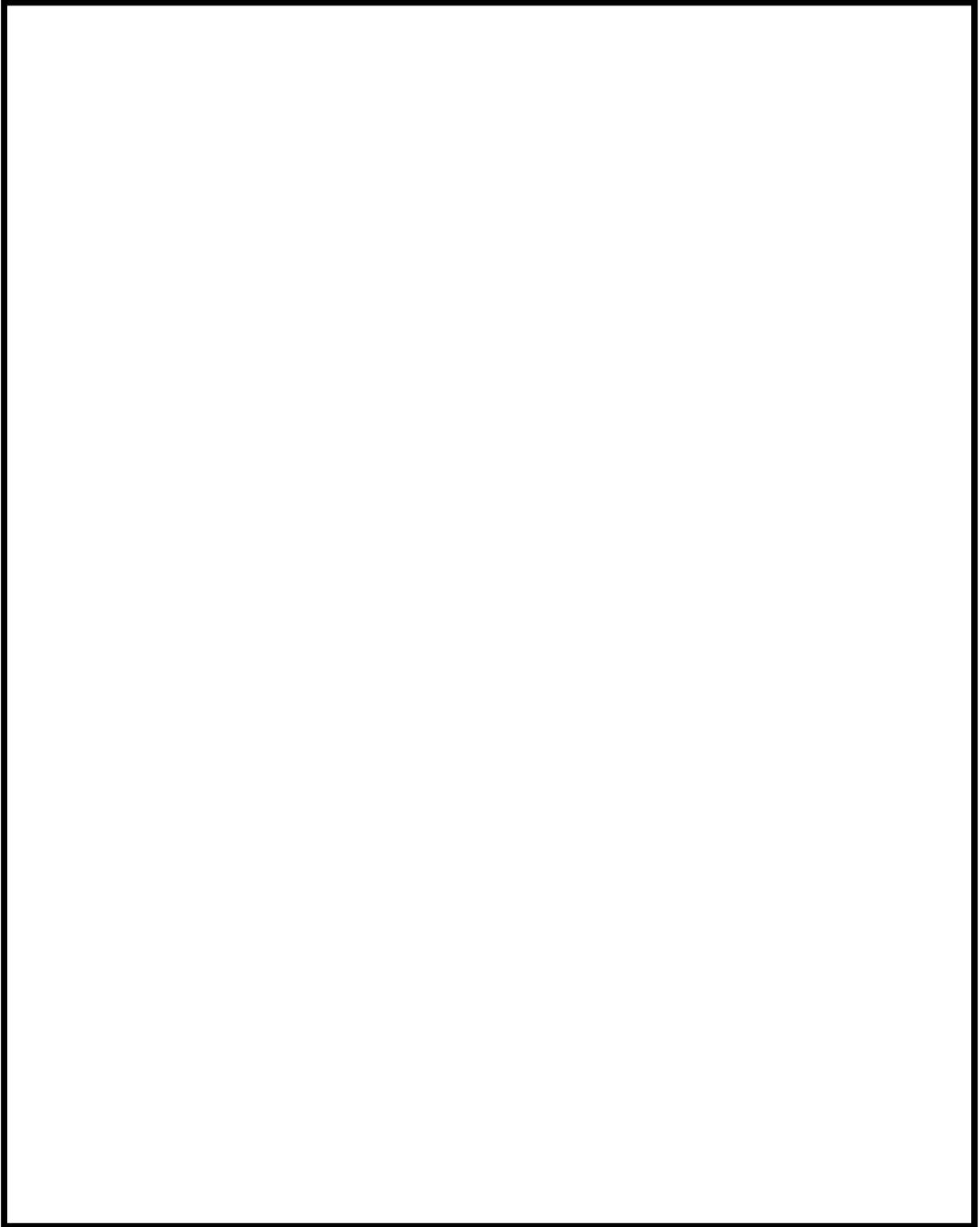
第 47-9-2 図 保管場所及びアクセスルート図

47-9-2



第 47-9-3 図 保管場所～代替淡水貯槽～接続口までのアクセスルート図

47-9-3



第 47-9-4 図 保管場所～淡水貯水池～接続口までのアクセスルート図

47-10 その他設備

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための自主対策設備として、以下を整備する。

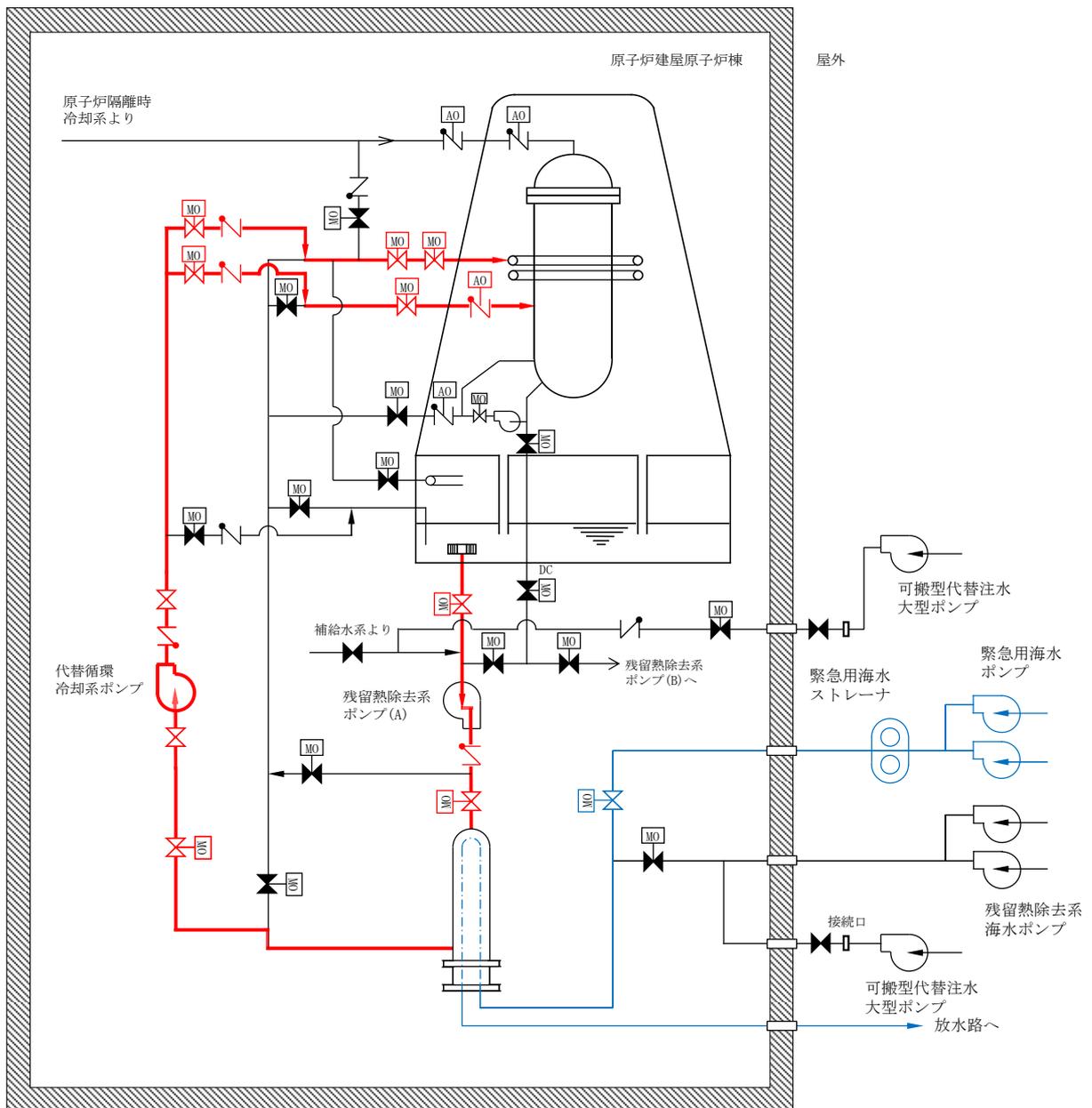
#### ①代替循環冷却系による炉心損傷前の原子炉への注水

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、炉心損傷前の原子炉への注水が可能となるよう、自主対策設備として代替循環冷却系を設ける。

本系統は、サブレーション・プールを水源とし、原子炉建屋原子炉棟に設置された代替循環冷却系ポンプを用い、残留熱除去系熱交換器で冷却されたサブレーション・プール水を原子炉圧力容器に注水する設計とする。

残留熱除去系熱交換器の冷却用海水は、緊急用海水ポンプ又は残留熱除去系海水ポンプにより送水するものとし、緊急用海水ポンプは、水源である海から、非常用取水設備であるS A用海水ピット取水塔、海水引込み管及びS A用海水ピットを通じて引き込む海水を使用する設計とする。残留熱除去系海水ポンプは、水源である海から、取水路を通じて海水を取水するものとし、津波時の引き波を考慮し貯留堰を設ける。

上記主要設備については、技術的能力審査基準への適合のため、熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応設備として整備する代替循環冷却系と同じ設計とする。



緊急用海水系使用時の図を示す。

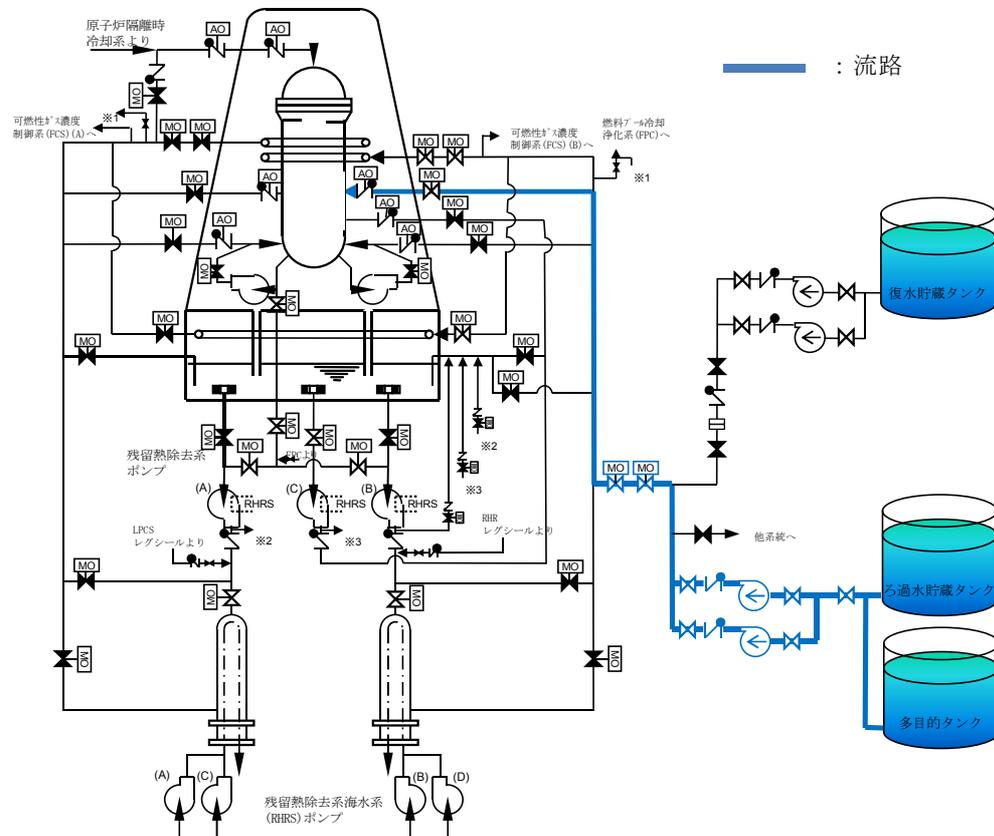
- : 代替循環冷却系流路
- : 緊急用海水系設備及び海水流路

第 47-10-1 図 代替循環冷却系 系統概要図

## ②消火系を用いた低圧注水の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系が機能喪失し、残留熱除去系注入ライン（A）、（C）又は低圧炉心スプレイ系注入ラインの機能が喪失した場合においても低圧注水可能とするために、自主対策設備として消火系及び残留熱除去系（B）配管を用いた原子炉注水手段を整備している。

消火系を用いた原子炉注水手段については、ディーゼル駆動消火ポンプ又は電動駆動消火ポンプを用い、残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系、並びに低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）とは異なる淡水タンク（ろ過水タンク及び多目的タンク）を水源とし、消火系及び残留熱除去系（B）を通じて原子炉圧力容器へ注水する。



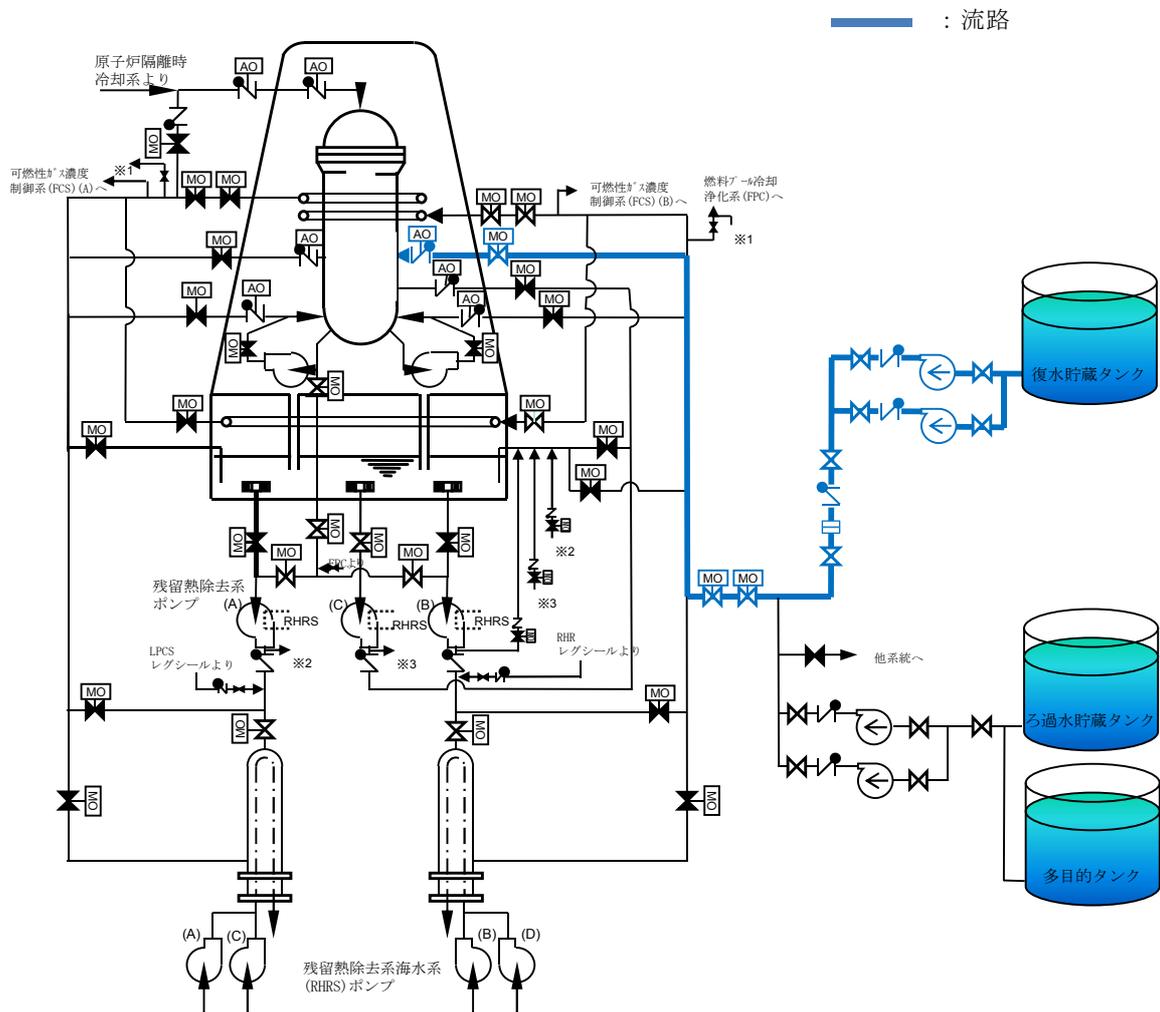
第 47-10-2 図 消火系による原子炉注水手順の概要図

47-10-3

### ③補給水系を用いた低圧注水の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系が喪失し、残留熱除去系注入ライン（A）、（C）又は低圧炉心スプレイ系注入ラインの機能が喪失した場合においても低圧注水可能とするために、自主対策設備として復水移送ポンプ及び消火系配管及び残留熱除去系（B）配管を用いた原子炉注水手段を整備している。

補給水系を用いた原子炉注水手段については、復水移送ポンプを用い、残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）、並びに低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）とは異なる復水貯蔵タンクを水源として、補給水系、消火系及び残留熱除去系を通じて原子炉圧力容器へ注水する。



第 47-10-3 図 補給水系による原子炉注水手順の概要図

48-1 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48条:最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		緊急用海水ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・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	海水を通水	I	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	48-4 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作(操作スイッチ操作) 現場操作(操作スイッチ操作) 現場操作(弁操作)	A, B d, B f	
			関連資料	48-4 配置図		
		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	48-6 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外	
			関連資料	—		
		第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外
			関連資料	48-5 系統図		
		第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
			関連資料	48-4 配置図		
		第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分	B
	関連資料			48-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象(代替対象DB設備有り)—屋内	A a
				サポート系故障	対象(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		

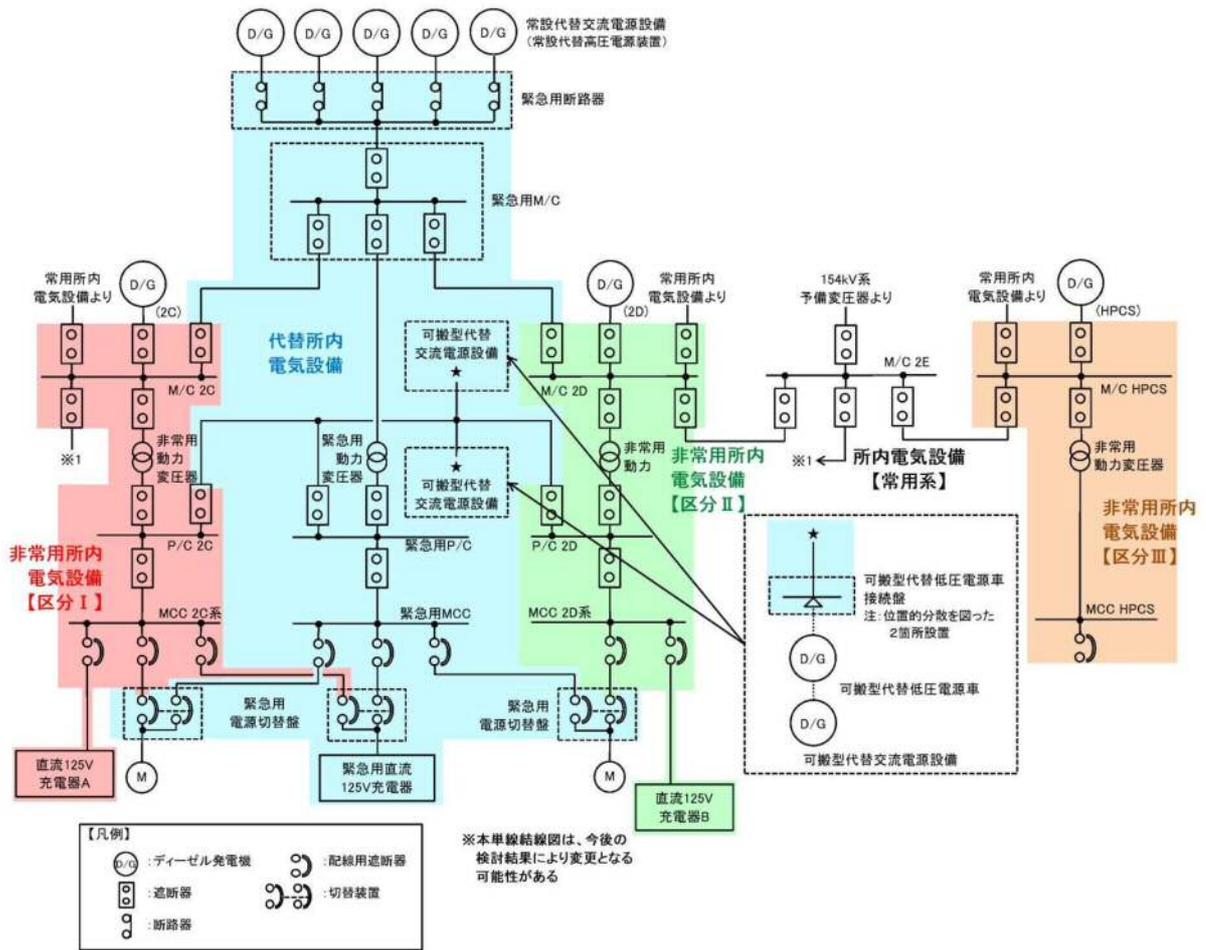
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第48条:最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		耐圧強化ベント系		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	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	48-4 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作(操作スイッチ操作) 現場操作(操作スイッチ操作) 現場操作(弁操作)	A, B d, B f	
		関連資料	48-4 配置図			
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	弁, 配管	B, F	
		関連資料	48-6 試験及び検査(主要設備でない設備について記載)			
		第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切替操作が必要	B a	
		関連資料	48-5 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)	(考慮対象なし)	対象外
			関連資料	48-5 系統図		
		第6号	設置場所	現場操作(設置場所) 中央制御室操作	A a, B	
		関連資料	48-4 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			48-7 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	48-4 配置図 48-5 系統図		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第48条:最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		残留熱除去系海水系ポンプ (設計基準拡張)		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外	D	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水又は海で使用	I	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	48-4 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	48-4 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A	
			関連資料	48-6 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	D B施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外	
		関連資料	48-5 系統図			
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象外 (代替対象D B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	—		

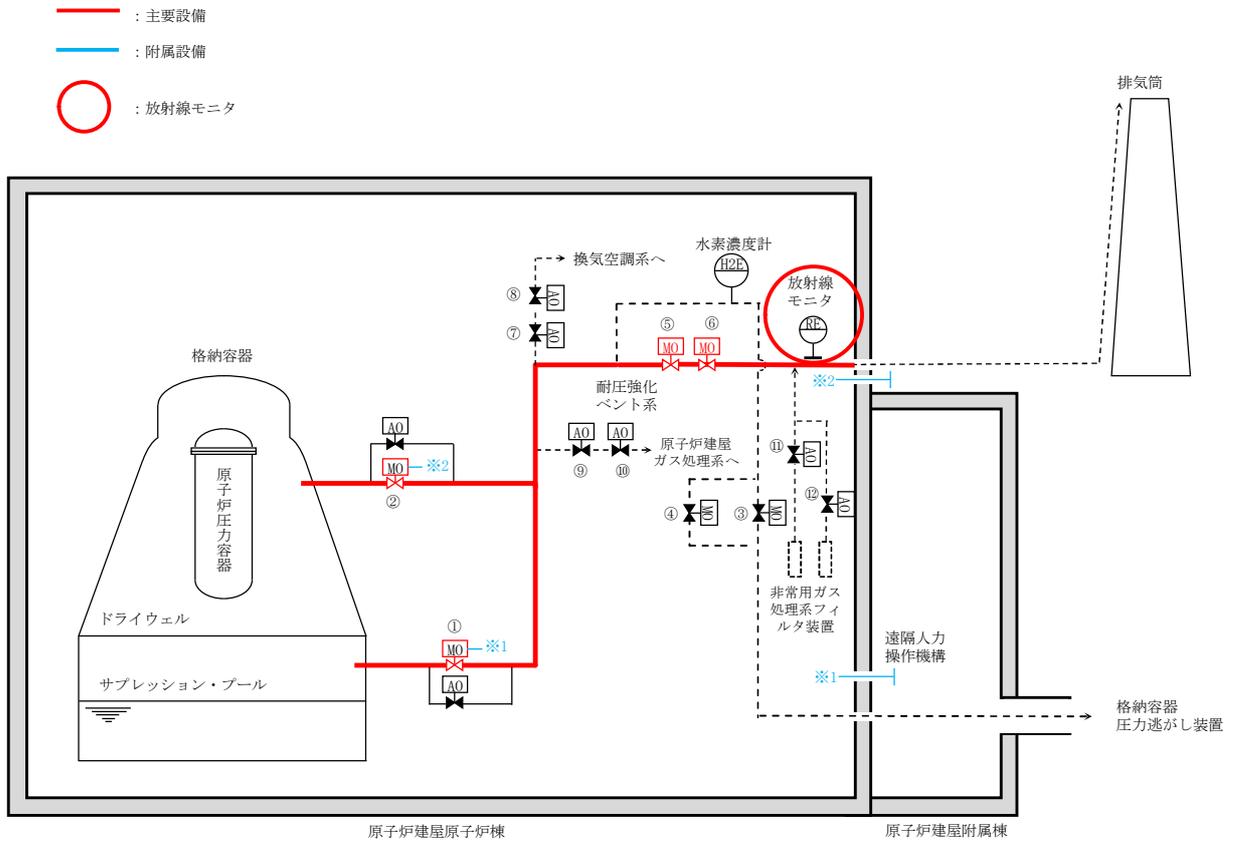
48-2 単線結線図



第 48-2-1 図 単線結線図 (1/2)



48-3 計測制御系統図

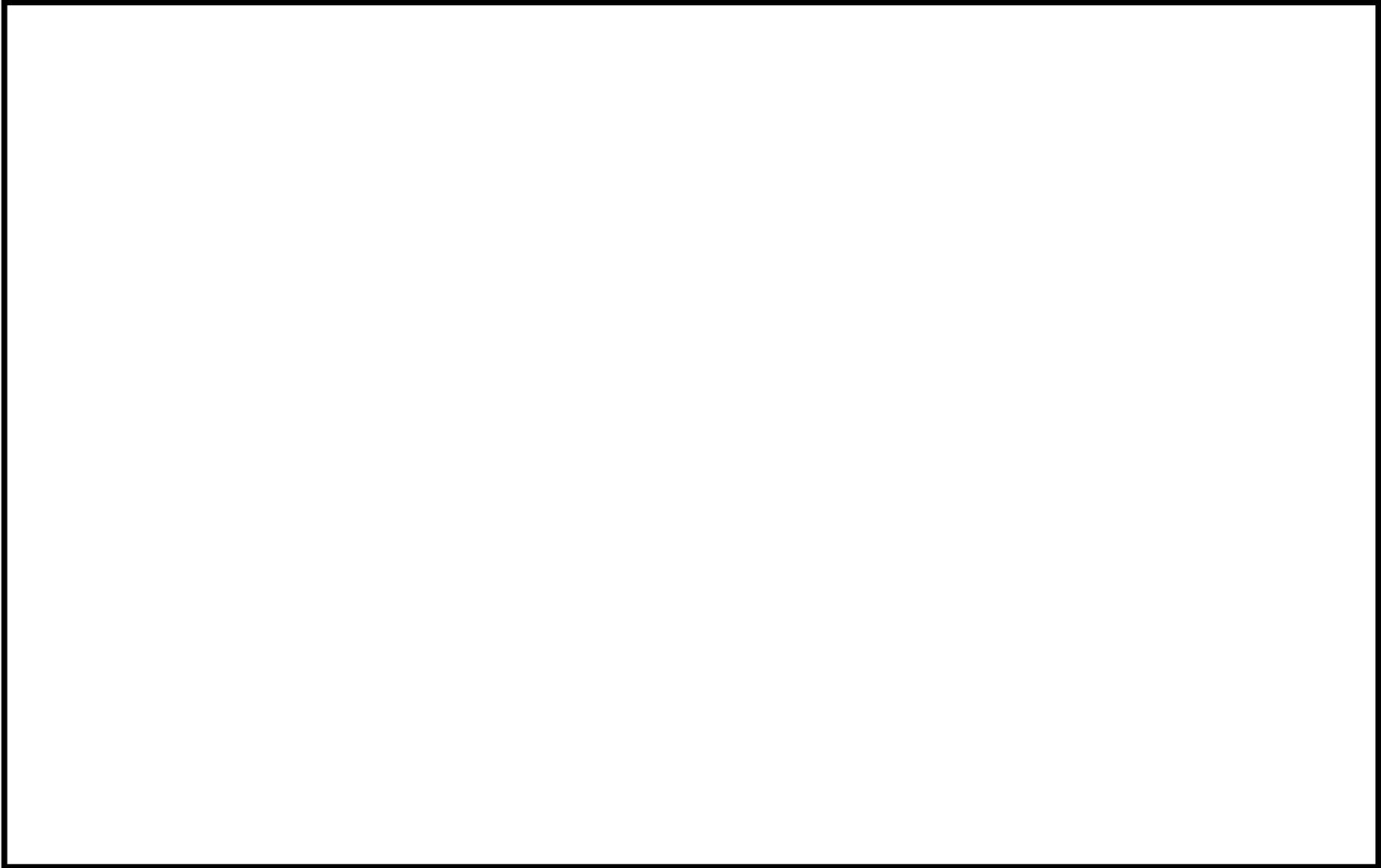


第 48-3-1 図 耐圧強化ベント系 計測制御系統図

第 48-3-1 表 耐圧強化ベント系の計測設備主要仕様

監視パラメータ	計測範囲	個数
耐圧強化ベント系放射線モニタ	$10^{-3} \sim 10^4 \text{ mSv/h}$	1

48-4 配置図



第 48-4-1 図 緊急用海水系に関わる機器の配置を明示した図面（原子炉建屋地下 1 階）

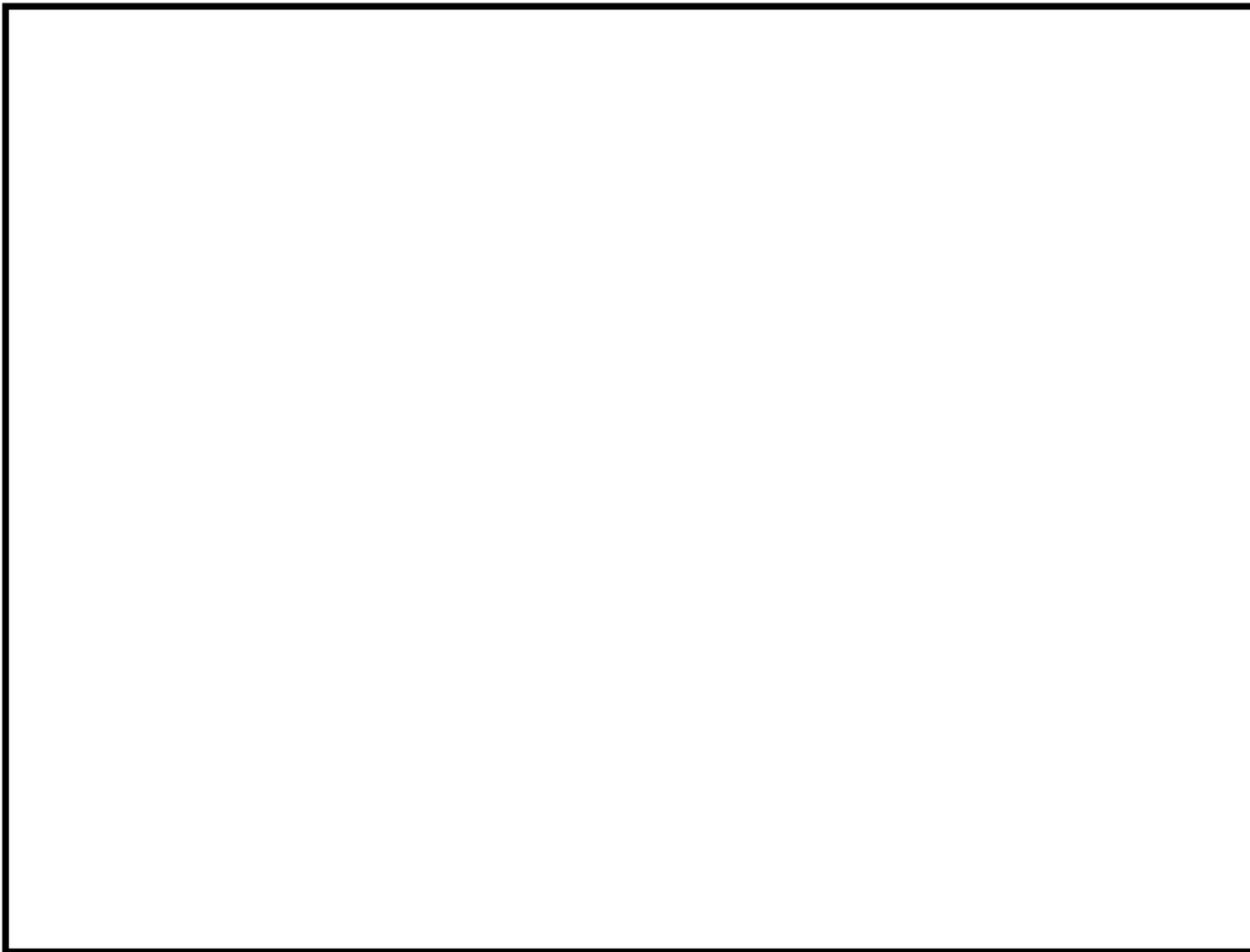
48-4-1

48-4-2



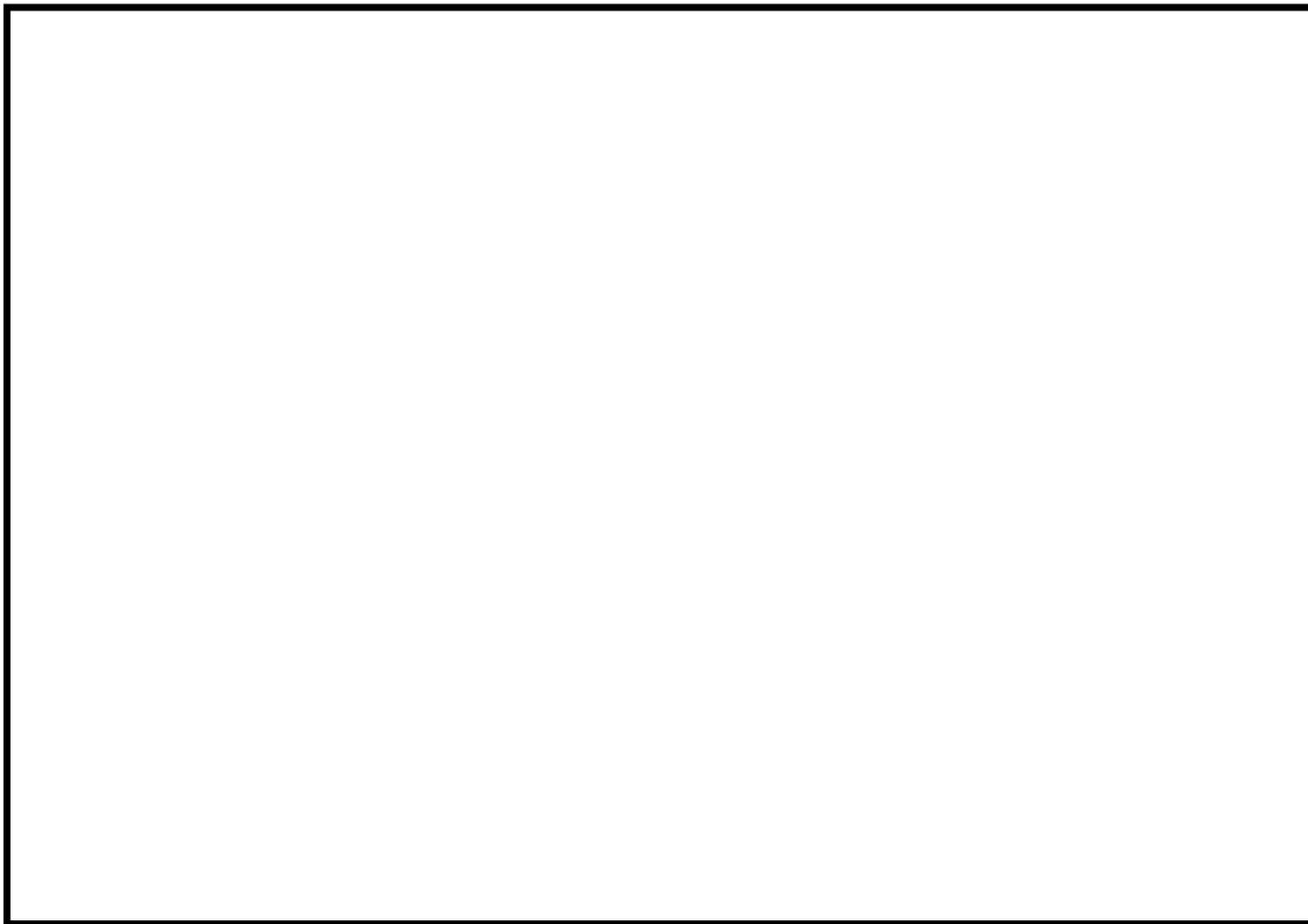
第 48-4-2 図 耐圧強化ベント系に関わる機器の配置を明示した図面（原子炉建屋 1 階）

48-4-3



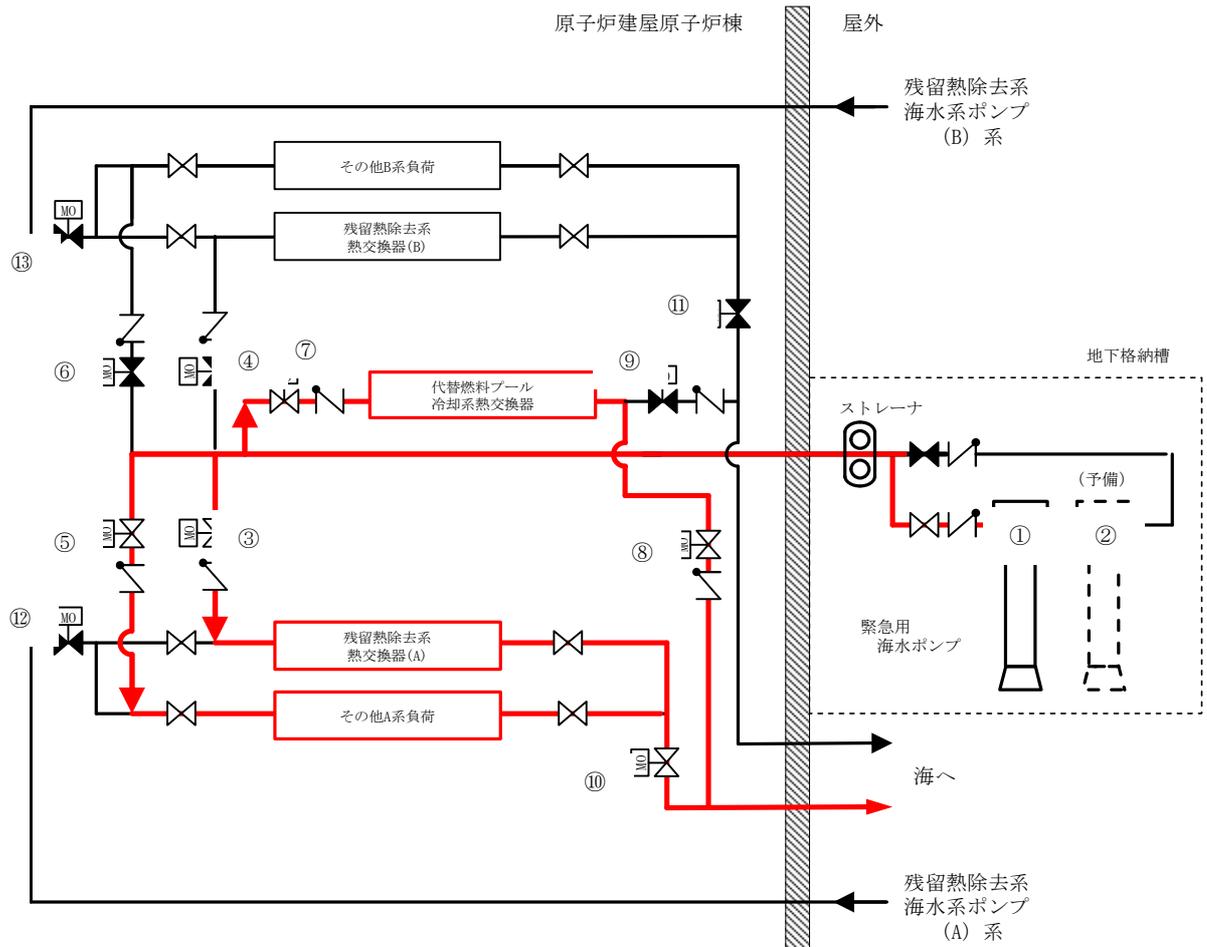
第 48-4-3 図 耐圧強化ベント系に関わる機器の配置を明示した図面（原子炉建屋 4 階）

48-4-4



第 48-4-4 図 耐圧強化ベント系に関わる機器の配置を明示した図面（原子炉建屋 5 階）

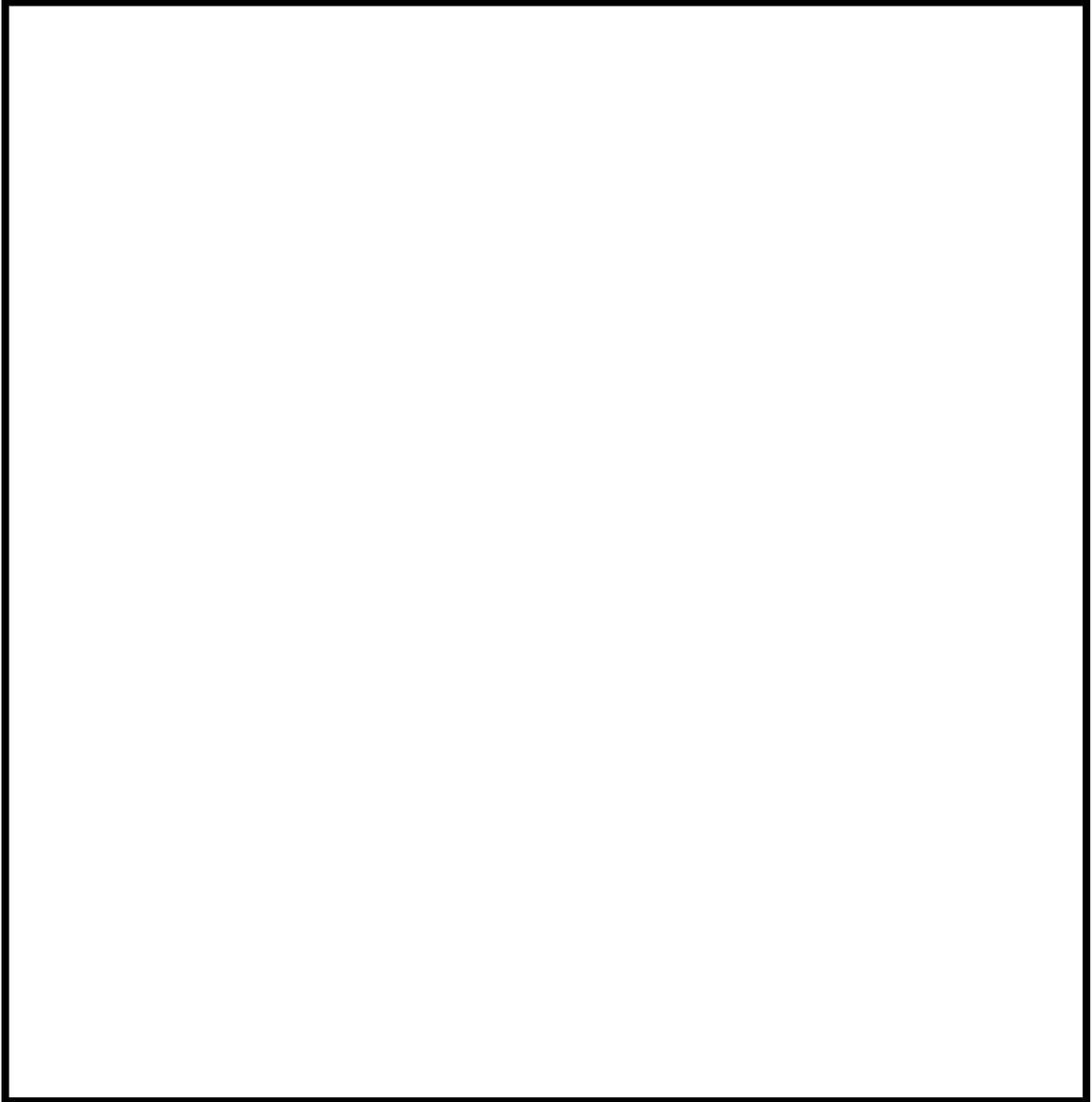
48-5 系統図



機器名称		機器名称	
①	緊急用海水ポンプ (A)	⑧	緊急用海水系代替 F P C 系海水出口流量調整弁 (A) 系
②	緊急用海水ポンプ (B)	⑨	緊急用海水系代替 F P C 系海水出口流量調整弁 (B) 系
③	緊急用海水系 R H R (A) 系熱交換器隔離弁	⑩	残留熱除去系熱交換器 (A) 海水出口流量調節弁
④	緊急用海水系 R H R (B) 系熱交換器隔離弁	⑪	残留熱除去系熱交換器 (B) 海水出口流量調節弁
⑤	緊急用海水系 R H R (A) 系補機隔離弁	⑫	残留熱除去系 - 緊急用海水系 系統分離弁 (A) 系
⑥	緊急用海水系 R H R (B) 系補機隔離弁	⑬	残留熱除去系 - 緊急用海水系 系統分離弁 (B) 系
⑦	緊急用海水系代替 F P C 系隔離弁		

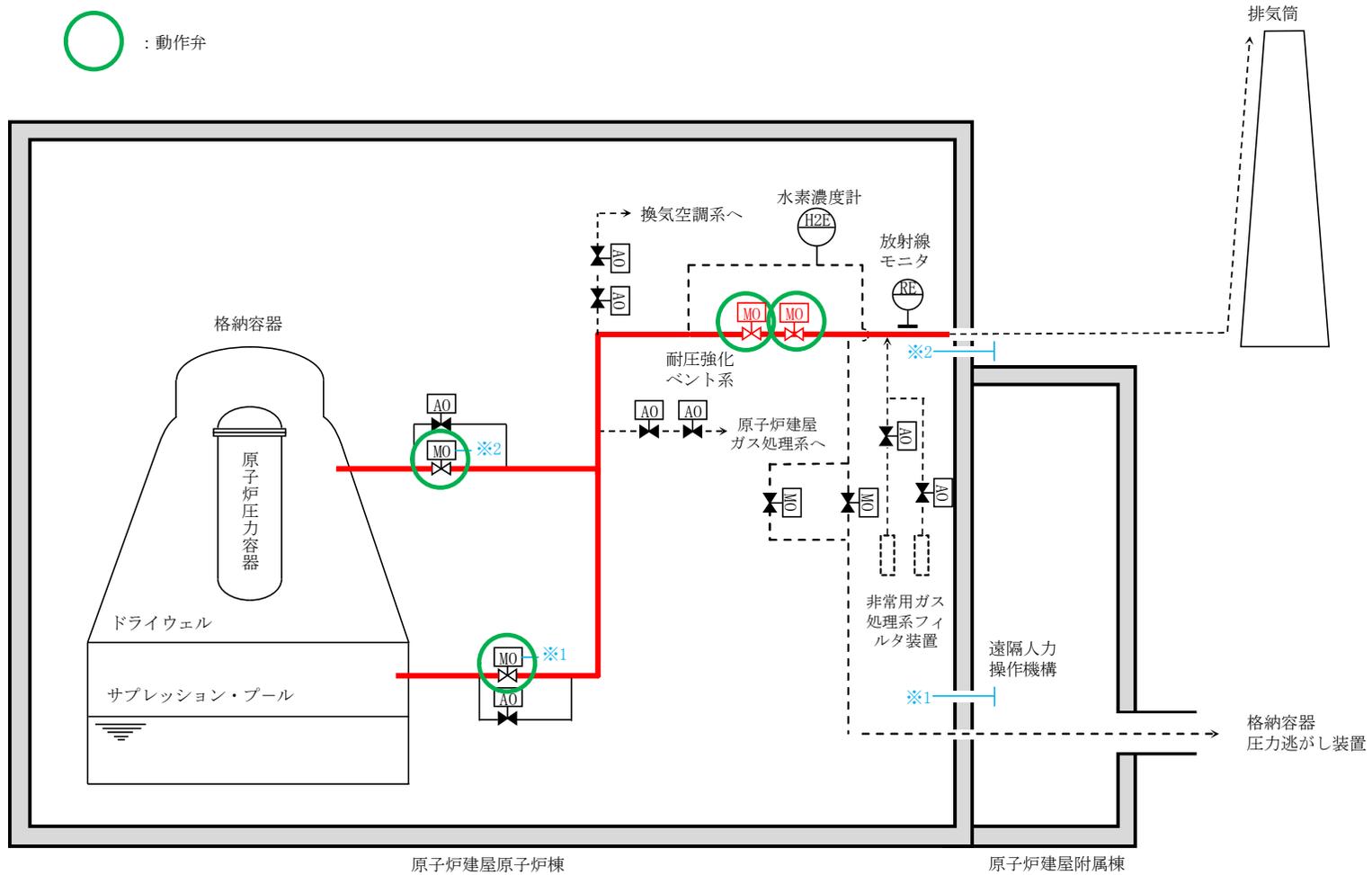
第 48-5-1 図 緊急用海水系 系統概要図

(残留熱除去系海水系 A 系供給時)



第 48-5-2 図 緊急用海水系配置図

- : 主要設備
- : 附属設備
- : 動作弁



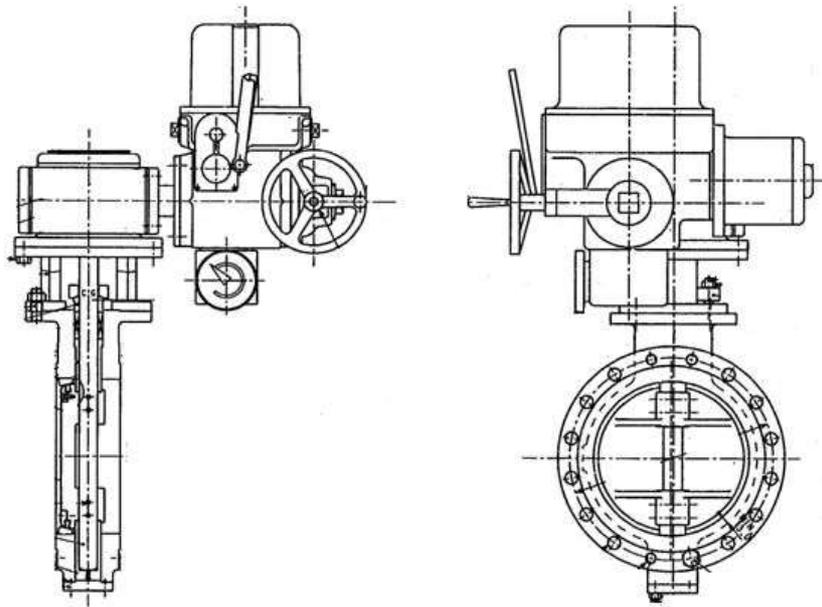
第 48-5-3 図 耐圧強化ベント系 概略系統図

#### 48-6 試験及び検査

【耐圧強化ベント系】

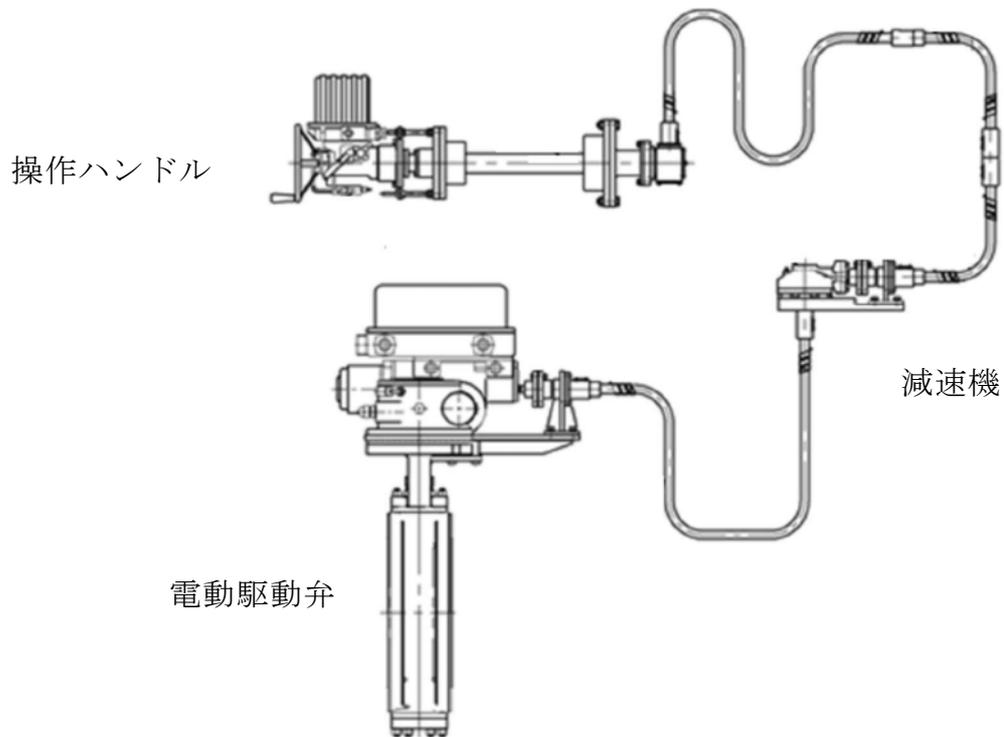
第48-6-1表 耐圧強化ベント系の試験及び検査

原子炉の状態	項目	内容
停止中	(弁) 分解検査	弁部品の分解検査（非破壊検査を含む）又は 取替
	(弁) 機能・性能検査	漏えい確認
		開閉動作の確認
(遠隔人力操作機構) 機能・性能検査	動作確認	



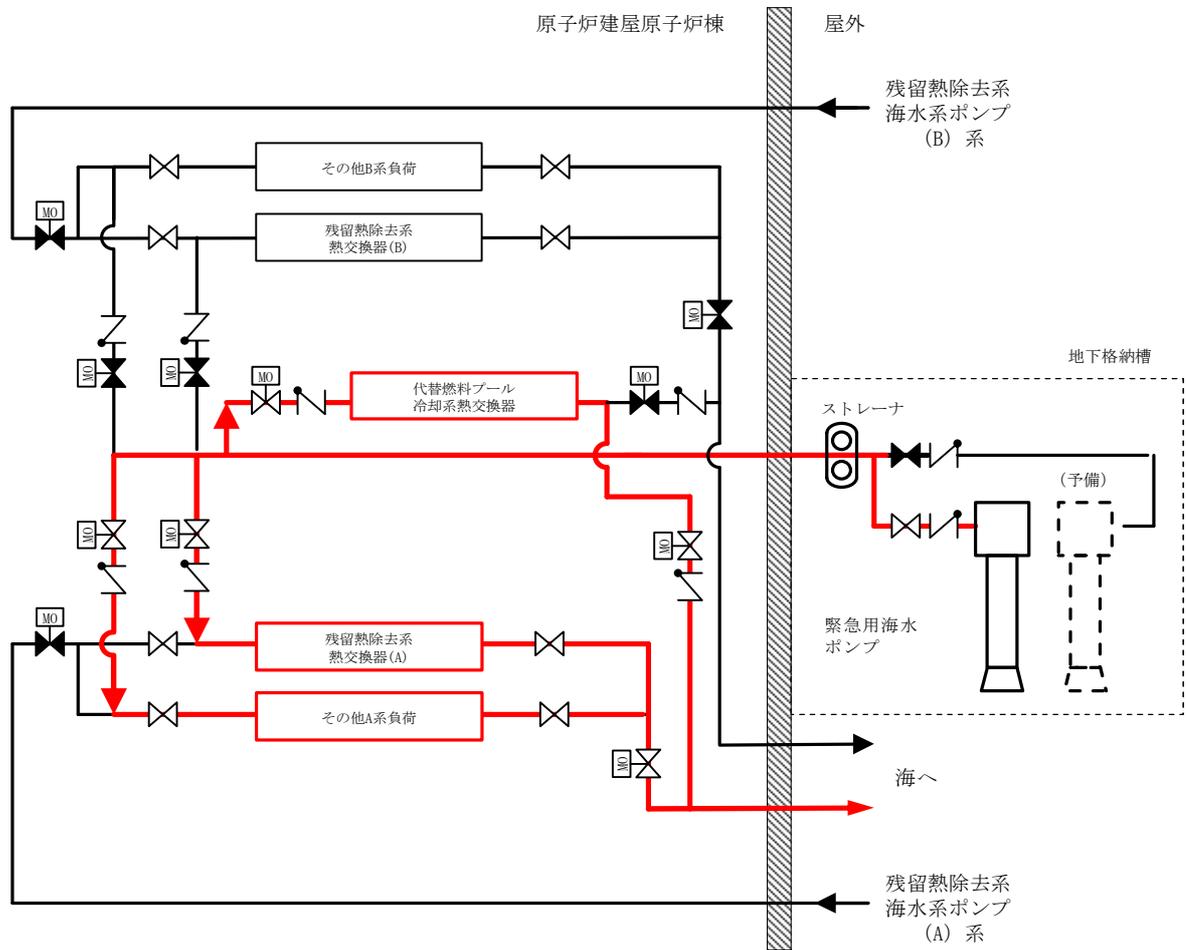
配管よりフランジを切り離す  
ことにより、弁の分解点検が可能

第 48-6-1 図 電動駆動弁外形図



第 48-6-2 図 遠隔人力操作機構外形図

【緊急用海水系】



第 48-6-3 図 緊急用海水系運転性能検査系統図

(残留熱除去系海水系 A 系供給時)

48-7 容量設定根拠

名称		緊急用海水ポンプ
容量	m <sup>3</sup> /h/台	834以上（注1）,（約844（注2））
全揚程	m	120（注1）,（約130（注2））
最高使用圧力	MPa [gage]	2.45
最高使用温度	℃	38
電動機出力	kW/台	510
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>緊急用海水ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。</p> <p>緊急用海水系は、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備である。</p> <p>緊急用海水系は、津波等の影響により故障することのないよう地下格納槽に設置した常設のポンプ等で構成する。</p> <p>系統構成は、緊急用海水ポンプより既設の残留熱除去系海水系配管に接続し、海水を残留熱除去系熱交換器に供給する系統である。</p> <p>なお、緊急用海水ポンプは2台設置する。</p>		

### 1. 容量 834m<sup>3</sup>/h/台以上

緊急用海水ポンプは、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な海水供給量を有する設計とする。

容量としては、基準津波を超え敷地に遡上する津波が発生した場合でも、格納容器ベントを行うことなく原子炉格納容器からの除熱が可能な流量とし、ポンプ1台当たり834m<sup>3</sup>/h以上を供給可能な設計とし、一定の裕度を見込んだ約844m<sup>3</sup>/h/台を公称値とする。

<要求値>

①残留熱除去系熱交換器他 : 690m<sup>3</sup>/h以上

②代替燃料プール冷却系熱交換器 : 144m<sup>3</sup>/h

$$\text{①} + \text{②} = 834\text{m}^3/\text{h}$$

### 2. 全揚程 130m

前項①と②の同時使用時の流量調整弁の圧損等をした揚程としては120mであり、これに、一定の裕度を見込み公称値は約130mとする。

### 3. 最高使用圧力 2.45MPa[gage]

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

①ポンプ締切揚程 2.01MPa[gage]

②静水頭 0.05MPa[gage]

合計 2.06MPa[gage] ≒ 2.45MPa[gage]

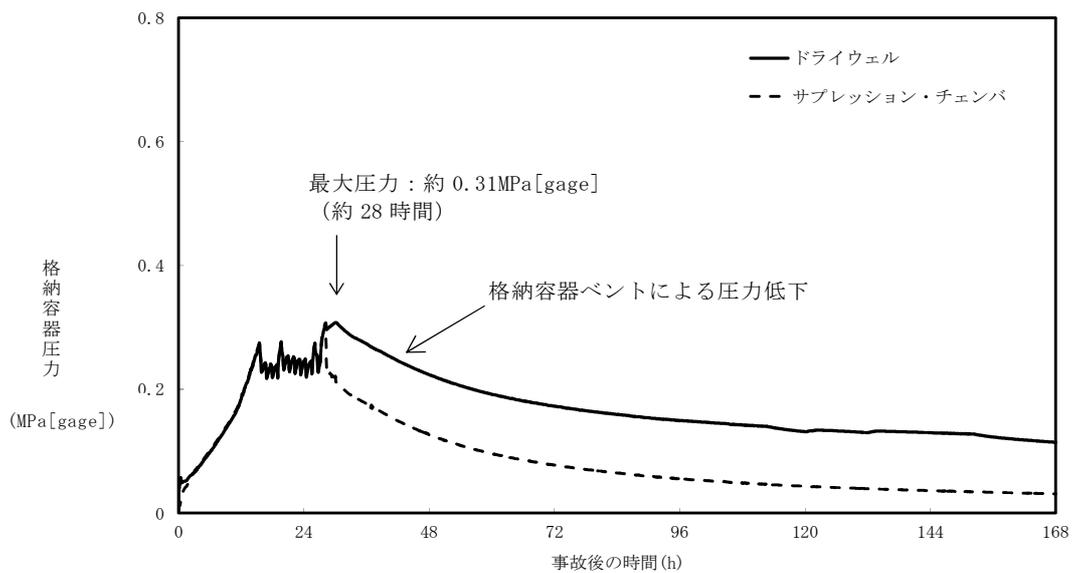
4. 最高使用温度 38℃

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

5. 電動機出力 510kW

電動機出力は、緊急用海水ポンプの容量約844m<sup>3</sup>/h、全揚程約130m及び電動機効率90%を考慮し、510kWとする。

名称		耐圧強化ベント系（系統容量）
最高使用圧力	MPa[gage]	0.31(0.62)（不活性ガス系から二次隔離弁まで） 0.014(0.62)（二次隔離弁から非常用ガス処理系まで）
最高使用温度	℃	171(200)（不活性ガス系から二次隔離弁まで） 72(200)（二次隔離弁から非常用ガス処理系まで）
設計流量	Kg/h	48,000
機器仕様に関する注記		（ ）内の数値は，重大事故等時の値を示す。
<p>(1) 最高使用圧力</p> <p>①不活性ガス系から二次隔離弁まで</p> <p>不活性ガス系との接続点から圧力境界となる二次隔離弁までは，不活性ガス系配管の最高使用圧力に合わせ，0.31MPa[gage]とする。</p> <p>②二次隔離弁から非常用ガス処理系まで</p> <p>圧力境界となる二次隔離弁から非常用ガス処理系の接続点までは，非常用ガス処理系配管の最高使用圧力に合わせ，0.014MPa[gage]とする。</p> <p>③重大事故等時使用圧力</p> <p>格納容器の最高使用圧力の2倍である0.62MPa[gage]とする。</p> <p>炉心損傷前の格納容器ベントは，格納容器圧力が最高使用圧力である0.31MPa[gage]に到達後，実施することとなる。そのため，実際にベントが開始できるまでの格納容器の圧力上昇を考慮しても十分に余裕がある0.62MPa[gage]を，耐圧強化ベント系の最高使用圧力とする（第1図参照）。</p>		



第1図 格納容器圧力の推移（LOCA時注水機能喪失）

## (2) 最高使用温度

### ①不活性ガス系から二次隔離弁まで

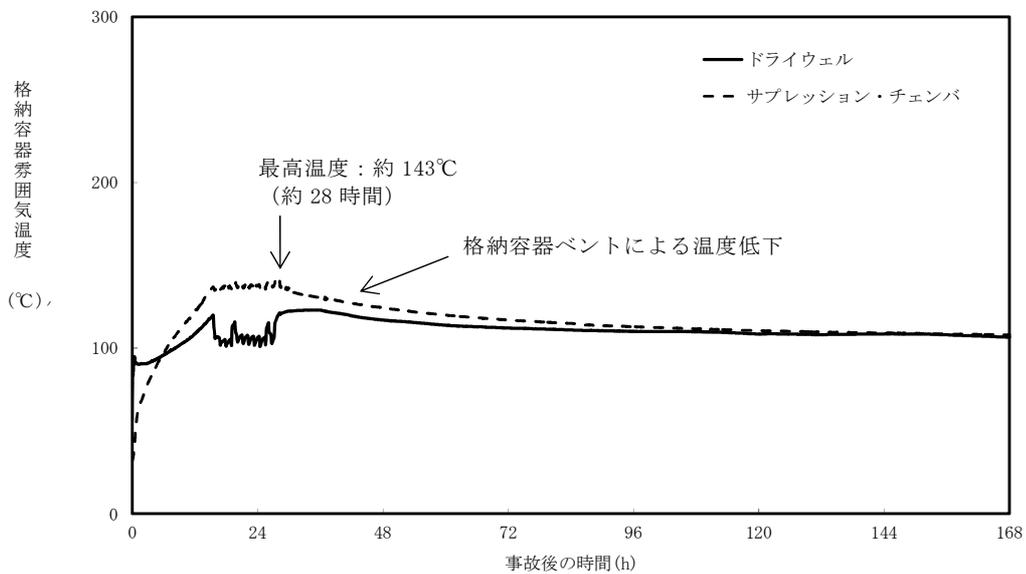
不活性ガス系との接続点から温度境界となる二次隔離弁までは、不活性ガス系配管の最高使用温度に合わせ、171℃とする。

### ②二次隔離弁から非常用ガス処理系まで

温度境界となる二次隔離弁から非常用ガス処理系の接続点までは、非常用ガス処理系配管の最高使用温度に合わせ、72℃とする。

### ③重大事故等時使用温度

有効性評価における炉心損傷前ベントシナリオであるLOCA時注水機能喪失において、ベント使用時の格納容器内雰囲気温度は200℃以下となることを確認している。そのため、格納容器に接続される耐圧強化ベント系の温度も200℃以下となることから、重大事故時等使用温度を200℃とする（第2図参照）。



第2図格納容器温度推移（LOCA時注水機能喪失）

### (3) 設計流量（ベントガス流量）

格納容器圧力が最高使用圧力にてベントを実施した際に，原子炉の1%崩壊熱相当の発生蒸気量48,000kg/hを排出可能な設計とする。

なお，炉心の崩壊熱が定格熱出力の1%となるのは，原子炉停止から3時間後であり，その際の格納容器内における発生蒸気量は13.4kg/sとなる。

一方，有効性評価シナリオであるLOCA時注水機能喪失シナリオにおけるベント開始時間は，原子炉停止から約28時間後となっている。そのため，ベント開始時における格納容器内の発生蒸気量は，耐圧強化ベント系の設計流量よりも小さな値となる。

よって，耐圧強化ベント系を用いて，炉心の崩壊熱を最終ヒートシン

クである大気へ輸送することは可能である。

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

## 設備概要（自主対策設備を含む。）

以下に、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための自主対策設備として、以下を整備する。

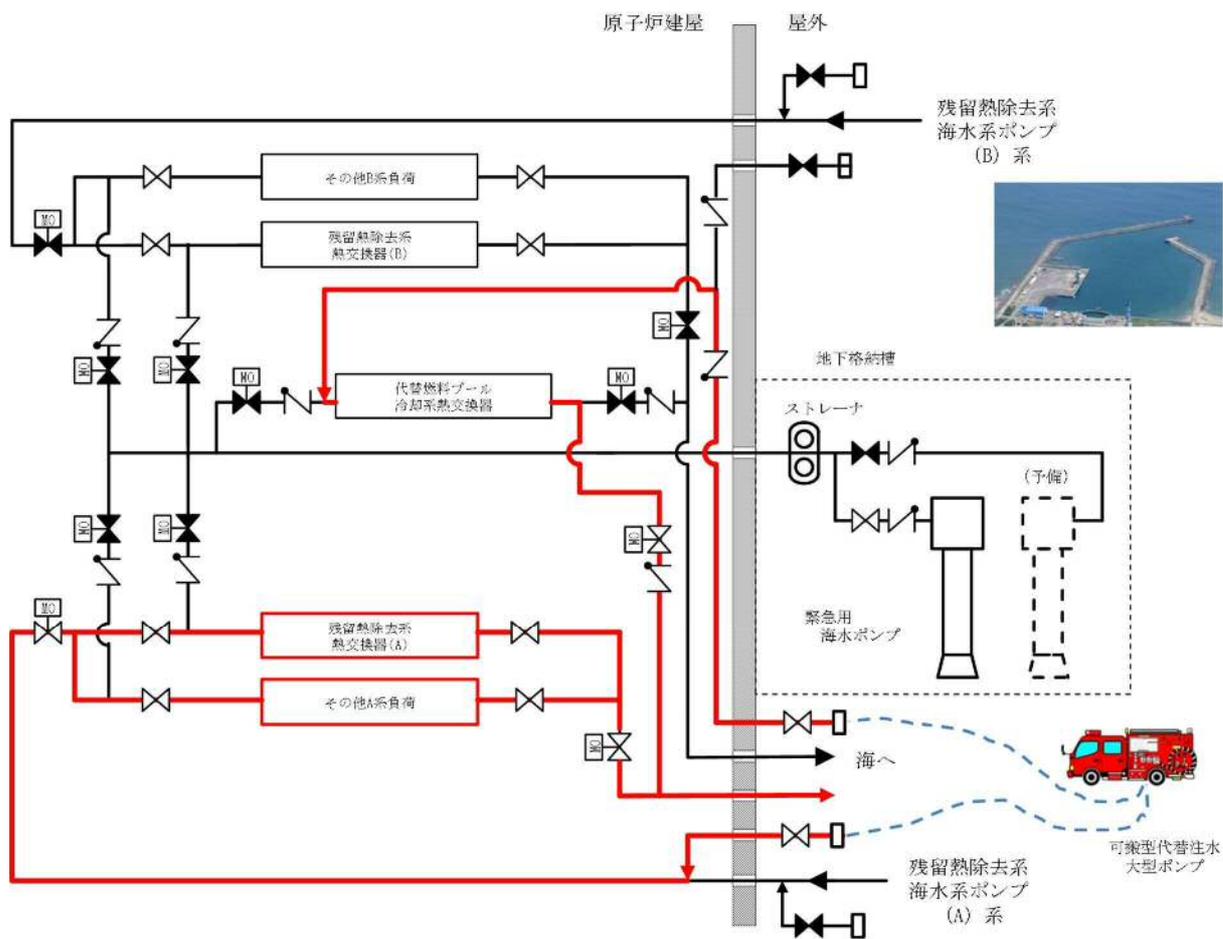
### (1) 代替残留熱除去系海水系（可搬型）

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能及び緊急用海水系の機能が喪失した際、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、最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備として、代替残留熱除去系海水系（可搬型）を整備する。

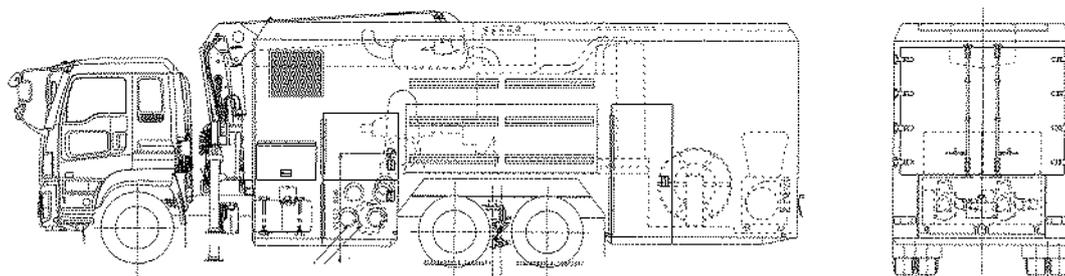
本系統は、可搬型代替注水大型ポンプ、燃料設備である可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ、流路であるホース、配管・弁、残留熱除去系熱交換器から構成される。

可搬型代替注水大型ポンプ及びホース等の可搬設備は、可搬型設備保管場所に保管する。

可搬型代替注水大型ポンプ外観図を第 48-8-1 図に、本系統全体の概要図を第 48-8-2 図に示す。



第 48-8-1 図 代替残留熱除去系海水系（可搬型）系統概要図  
 （残留熱除去系海水系 A 系及び代替燃料プール冷却系接続例）



第 48-8-2 図 代替残留熱除去系海水系  
 可搬型代替注水大型ポンプ外観図

54-1 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54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		常設低圧代替注水系ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 / 屋外の天候/放射線	その他の建屋内	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	淡水だけでなく海水も使用	II
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
				関連資料	54-3 配置図, 54-8 保管場所図	
	第2号	操作性	中央制御室操作	A		
		関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図			
	第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A		
		関連資料	49-5 試験及び検査			
	第4号	切り替え性	本来の用途以外の用途として使用するため, 切替操作が必要	A		
		関連資料	54-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	54-4 系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	A		
		関連資料	54-3 配置図			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	54-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象(代替対象DB設備有り)—屋内	A a	
			サポート系故障	対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		本文			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬)

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		可搬型代替注水大型ポンプ	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	屋外	D
		第1号	荷重	(有効に機能を発揮する)	—
		海水	淡水だけでなく海水も使用	II	
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
		電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	
		関連資料	54-3 配置図		
	第2号	操作性	現場操作	B	
	関連資料	54-3 配置図			
	第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, ファン, 圧縮機	A	
	関連資料	54-5 試験及び検査			
	第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外	
	関連資料	54-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
		その他(飛散物)	—	対象外	
		関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図		
	第6号	設置場所	現場操作	A a	
	関連資料	54-3 配置図			
	第3項	第1号	可搬SAの容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
		関連資料	54-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	フランジ接続	B
		関連資料	54-7 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	複数の機能で同時に使用	A a
		関連資料	54-7 接続図		
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—
関連資料	54-7 接続図				
第5号	保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a		
	関連資料	54-8 保管場所図			
第6号	アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B		
	関連資料	54-9 アクセスルート図			
第7号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象(代替対象D B設備有り)—屋外	A a	
	サポート系要因	対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a		
	関連資料	本文			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬)

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		可搬型スプレイノズル	類型化区分		
第43条	第1項	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, 原子炉建屋の原子炉棟外及び その他の建屋内	B, C
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	淡水だけでなく海水も使用	II
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
			関連資料	54-3 配置図	
	第2項	第2号	操作性	(操作不要)	B c, B g
			関連資料	—	
		第3号	試験・検査(検査性, 系統 構成・外部入力)	流路	F
			関連資料	54-5 試験及び検査	
		第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外
	関連資料		—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
			その他(飛散物)	対象外	対象外
		関連資料	54-3 配置図, 54-4系統図		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
		関連資料	—		
	第3項	第1号	可搬SAの容量	その他設備	C
			関連資料	54-6 容量設定根拠	
		第2号	可搬SAの接続性	より簡単な接続	C
			関連資料	54-7 接続図	
第3号		異なる複数の接続箇所 の確保	対象外	対象外	
		関連資料	—		
第4号		設置場所	その他	—	
		関連資料	54-7 接続図		
第5号		保管場所		A a	
		関連資料	54-8 保管場所図		
第6号		アクセスルート	屋内 (共通要因の考慮対象設備あり)	A	
		関連資料	—		
第7号		共通要因 故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	共通要因の考慮対象設備なし	対象外
			サポート系要因	サポート系なし	対象外
	関連資料	—			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		常設スプレイヘッド		類型化区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	淡水だけでなく海水も使用	II
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
			関連資料	54-3 配置図	
			第2号	操作性	(操作不要)
		関連資料	—		
	第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	流路	F	
		関連資料	54-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外	
		関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
			その他(飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図	
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
		関連資料	—		
	第2項	第1号	常設SAの容量	(流路, その他設備)	対象外
			関連資料	—	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系故障	サポート系なし	対象外
			関連資料	—	

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		緊急用海水ポンプ	類型化区分			
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	その他建屋内	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	海水を通水又は海で使用	I	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	
			関連資料	54-3 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	—			
	第3号	試験・検査(検査性, 系統 構成・外部入力)	ポンプ, ファン, 圧縮機	A		
		関連資料	54-5 試験及び検査			
	第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外		
		関連資料	—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
		関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図			
	第6号	設置場所	中央制御室操作	A a		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置する	A	
			関連資料	48-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備—対象(代替対象D B設備有り)—屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a
関連資料			—			

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		代替燃料プール冷却系熱交換器	類型化区分			
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	淡水だけでなく海水も使用	II	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	
			関連資料	54-3 配置図		
			第2号	操作性	(操作不要)	対象外
	第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	熱交換器	D		
	第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
	第2項	第1号	常設SAの容量	(流路, その他設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障	サポート系なし	対象外
				関連資料	—	

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		代替燃料プール冷却系ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力 ／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	淡水だけでなく海水も使用	II	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	
			関連資料	54-3 配置図		
			第2号	操作性	中央制御室操作	A
	第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ	A		
	第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外		
	第5号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b	
		その他(飛散物)		対象外	対象外	
		関連資料	54-3 配置図, 54-4 系統図			
	第6号	設置場所	中央制御室操作	A a		
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置する	A	
			関連資料	48-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備—対象(代替対象D B設備有り)—屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a
			関連資料	—		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		使用済燃料プール水位・温度(SA広域)	類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	54-3 配置図		
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
	第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J		
	第4号	切り替え性	当該設備の使用に当たり系統の切替が不要	B b		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備と遮断器, ヒューズによる分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	54-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備一対象(代替対象DB設備有り)一屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系有り)一異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	54-2 単線結線図 54-11 使用済燃料プール監視設備	

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		使用済燃料プール温度(SA)	類型化区分			
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B	
		荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
		海水		(海水を通水しない)	対象外	
		他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
		電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	—	
		関連資料		54-3 配置図		
		第2号	操作性		(操作不要)	対象外
	第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)		計測制御設備	J	
	第4号	切り替え性		当該設備の使用に当たり系統の切替が不要	B b	
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備と遮断器, ヒューズによる分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所		(操作不要)	対象外	
	第1項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	54-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備一対象(代替対象DB設備有り)一屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系有り)一異なる駆動源又は冷却源	C a
			関連資料	54-2 単線結線図 54-11 使用済燃料プール監視設備		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—
			海水	(海水を通水しない)	対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
			関連資料	54-3 配置図	
			第2号	操作性	(操作不要)
	関連資料	—			
	第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
		関連資料	54-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性	当該設備の使用に当たり系統の切替が不要	B b	
		関連資料	54-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備と遮断器, ヒューズによる分離を行う)	A e
			その他(飛散物)	対象外	対象外
			関連資料	—	
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
		関連資料	—		
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
			関連資料	54-6 容量設定根拠	
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
			関連資料	—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備一対象(代替対象DB設備有り)一屋内	A a
			サポート系故障	対象(サポート系有り)一異なる駆動源又は冷却源	C a
			関連資料	54-2 単線結線図 54-11 使用済燃料プール監視設備	

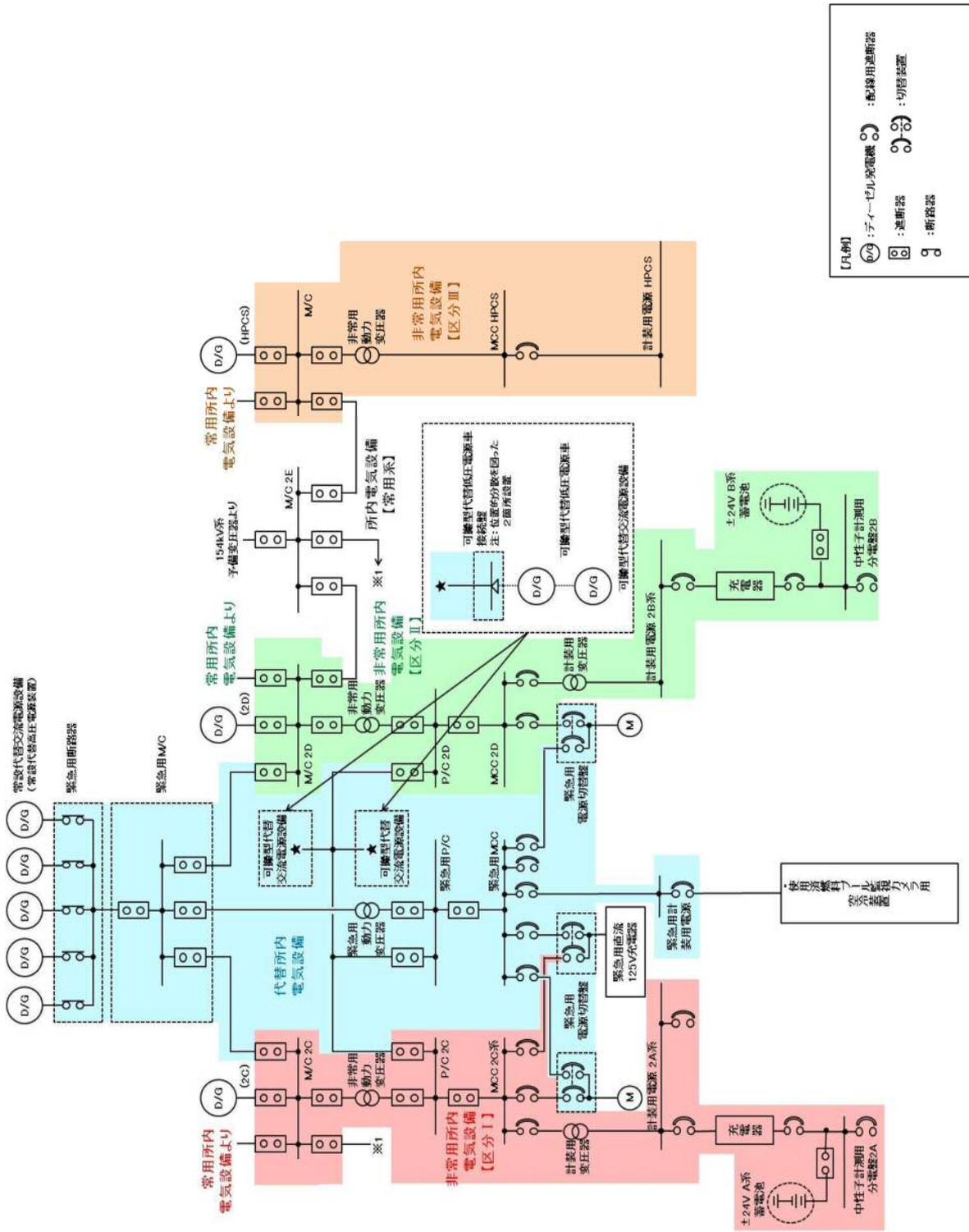
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		使用済燃料プール監視カメラ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	54-3 配置図		
			第2号	操作性	(操作不要)	対象外
	第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J		
	第4号	切り替え性	当該設備の使用に当たり系統の切替が不要	B b		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備と遮断器, ヒューズによる分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備—対象(同一目的のSA設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	54-2 単線結線図 54-11 使用済燃料プール監視設備	

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第54条:使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備		使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟外及びその他の建屋内	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	54-3 配置図		
	第2項	第2号	操作性	現場操作	B d, B f	
			関連資料	54-3 配置図		
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	54-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該設備の使用に当たり系統の切替が不要	B b	
			関連資料	54-4 系統図		
	第5号	悪影響防止	系統設計	その他 (他の設備と遮断器, ヒューズによる分離を行う)	A e	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	—		
	第6号	設置場所	現場(設置場所)で操作可能	A a		
		関連資料	54-3 配置図			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備—対象(同一目的のSA設備あり)	B
				サポート系故障	対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			54-2 単線結線図 54-11 使用済燃料プール監視設備		

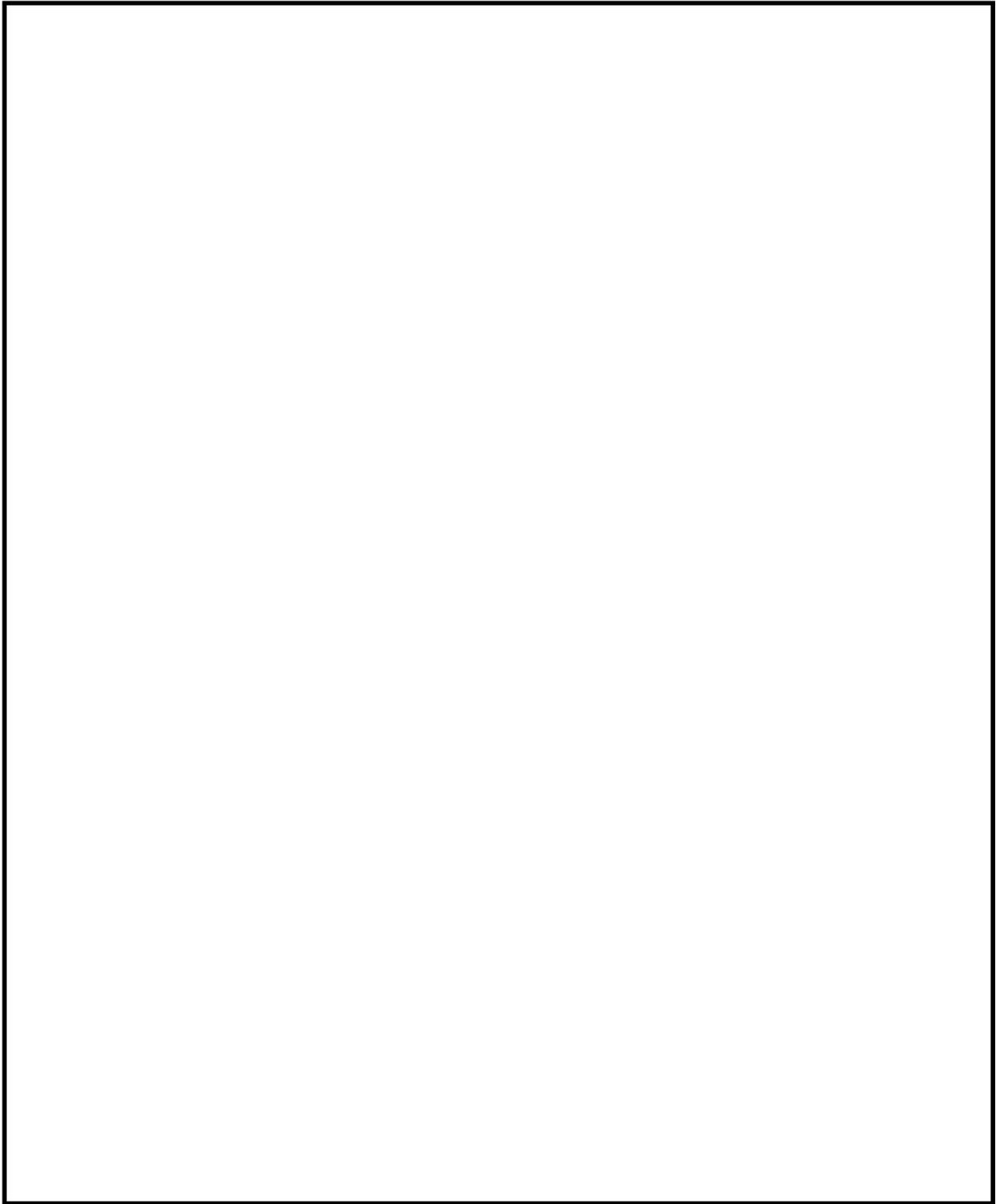
54-2 単線結線図



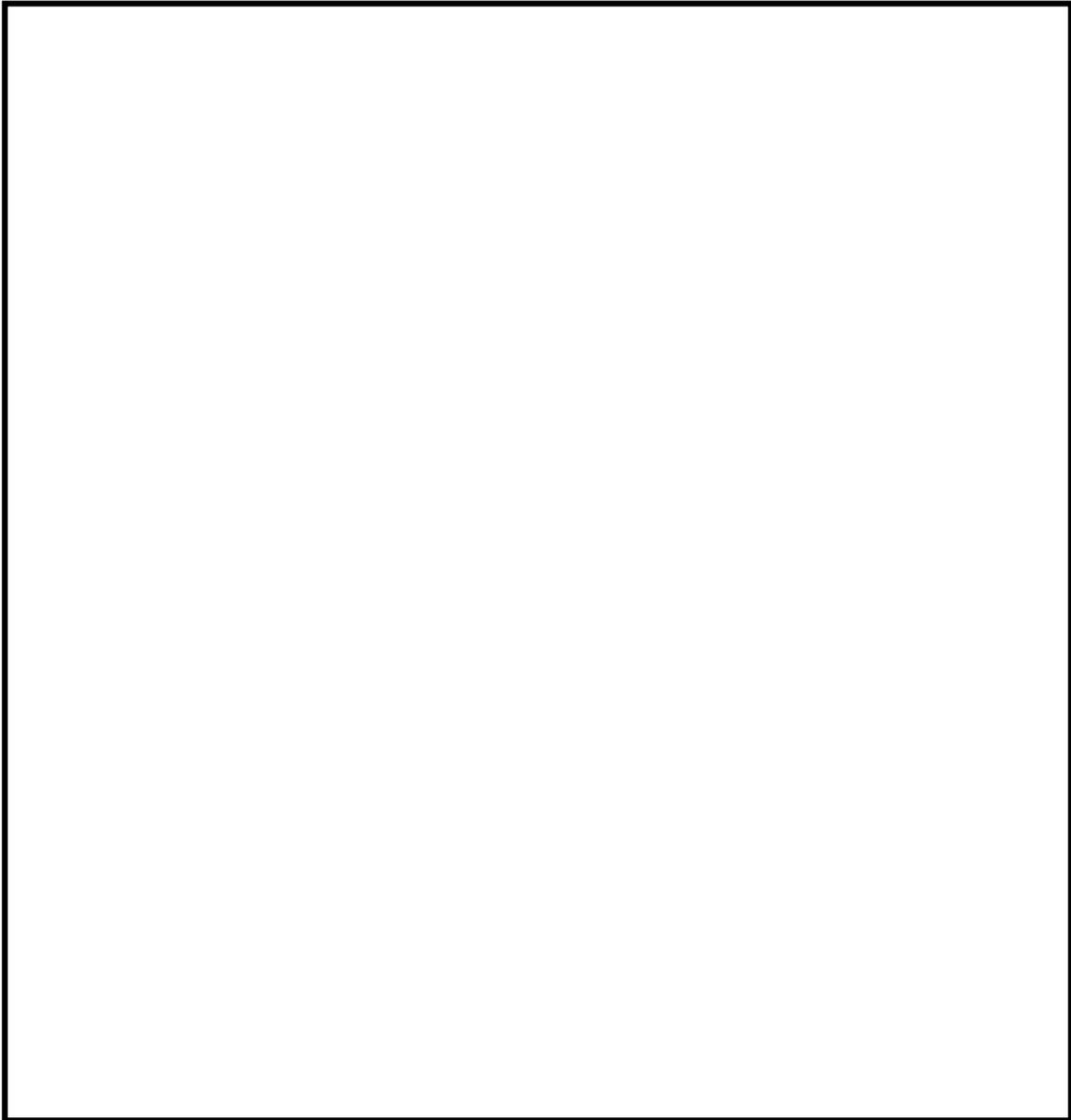


54-3 配置図

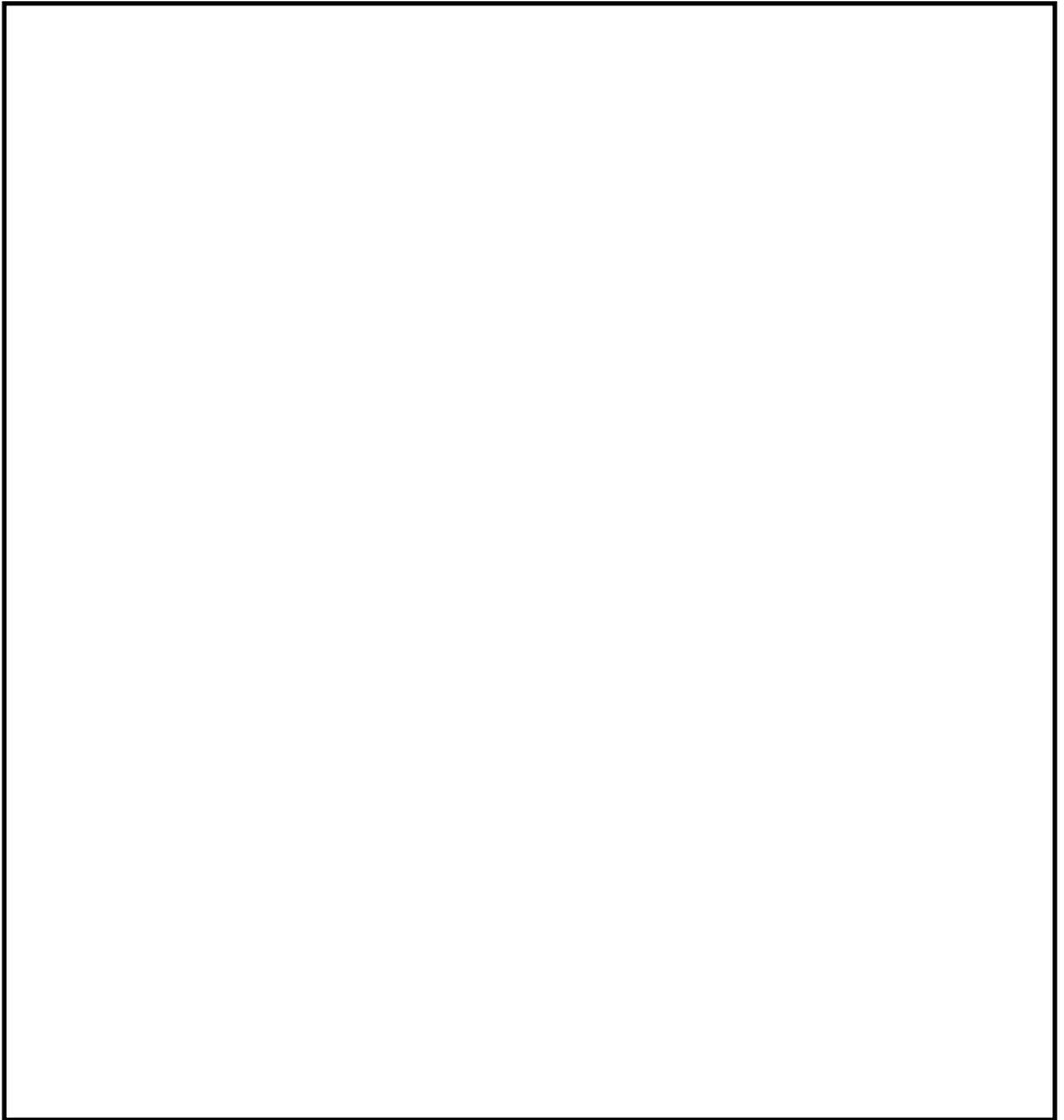
54-3-2



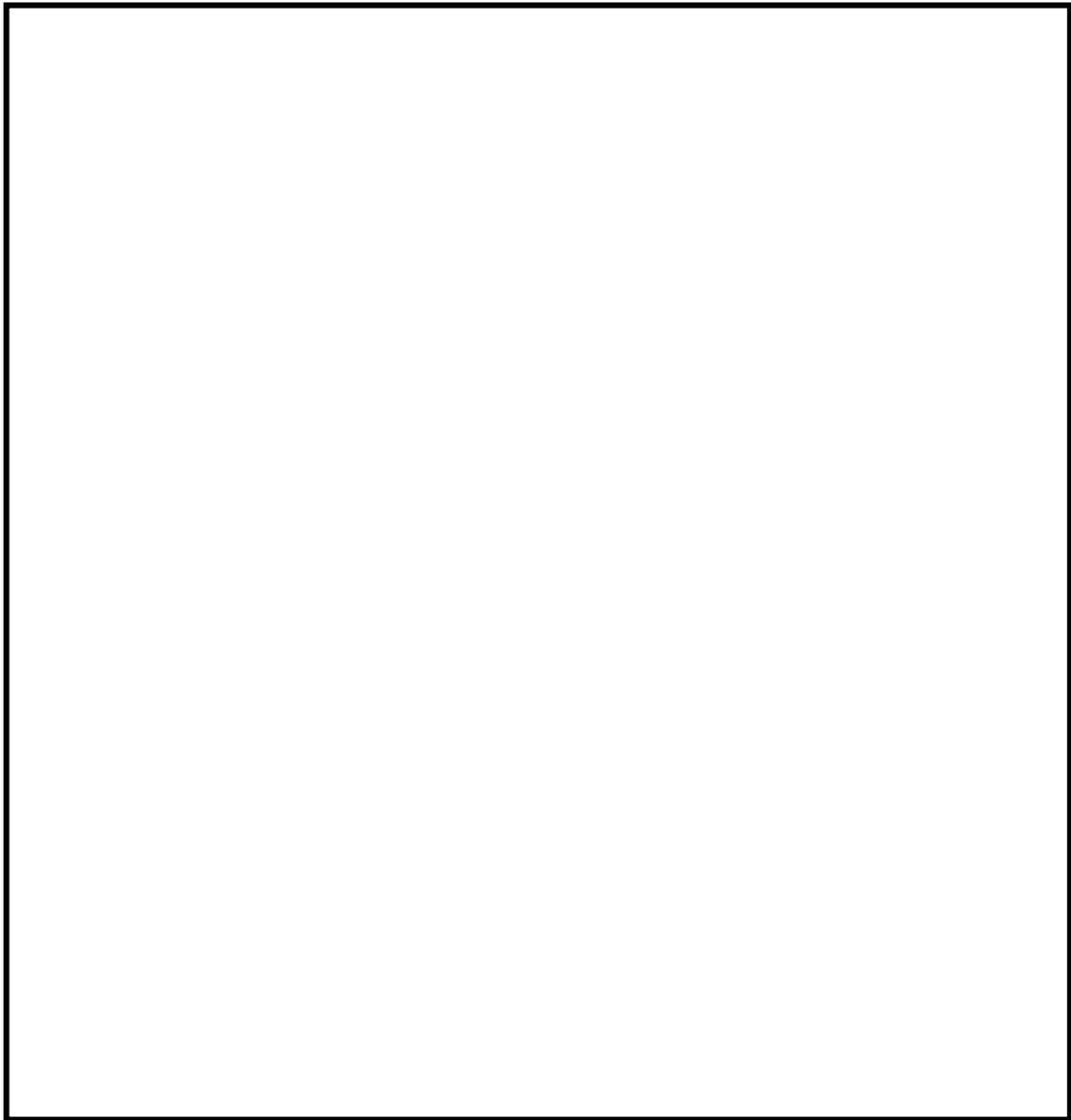
第 54-3-1 図 代替燃料プール注水系 構内全体配置図



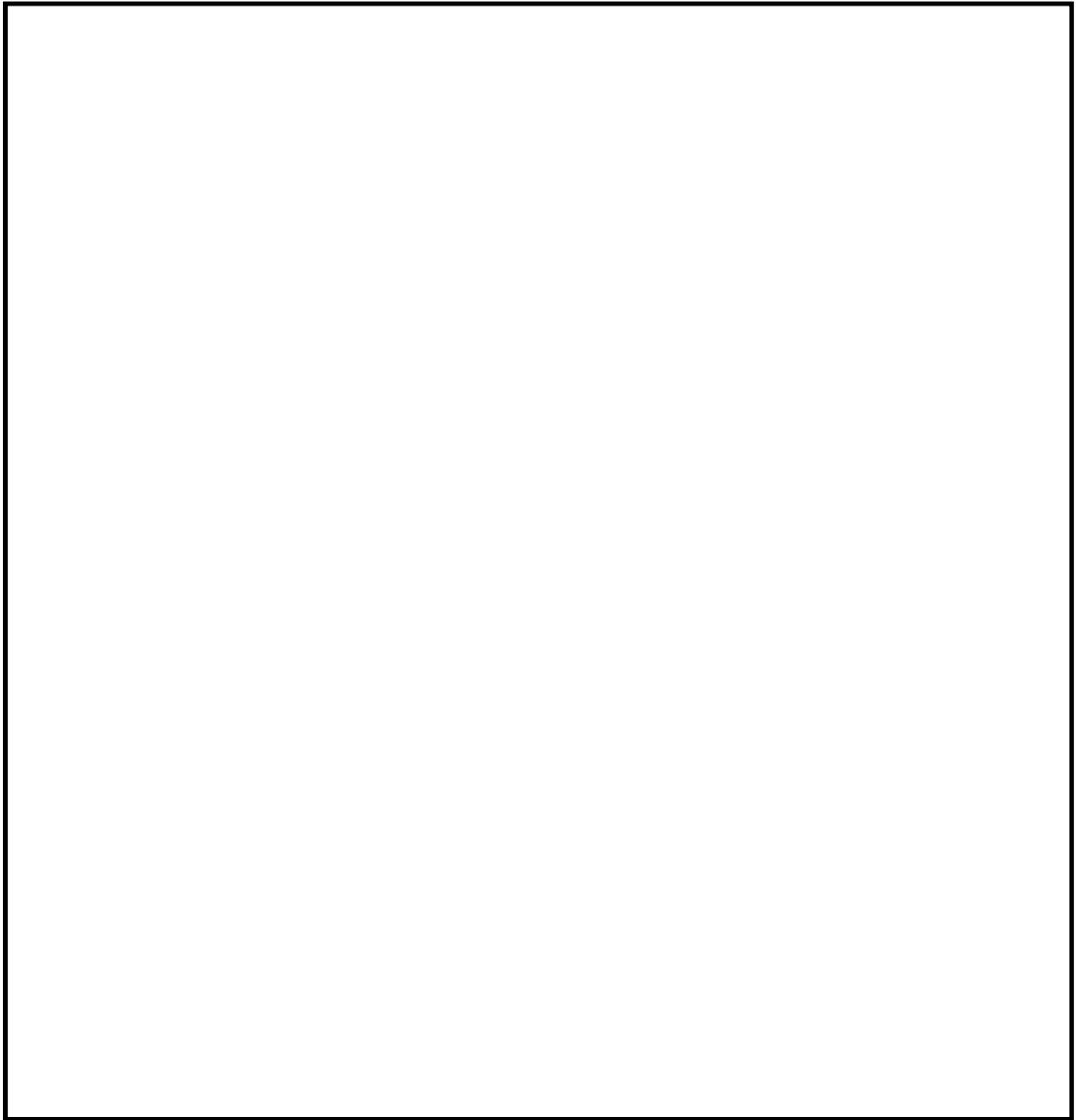
第 54-3-2 図 代替燃料プール注水系（注水ライン）  
機器配置図（1 / 2）



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

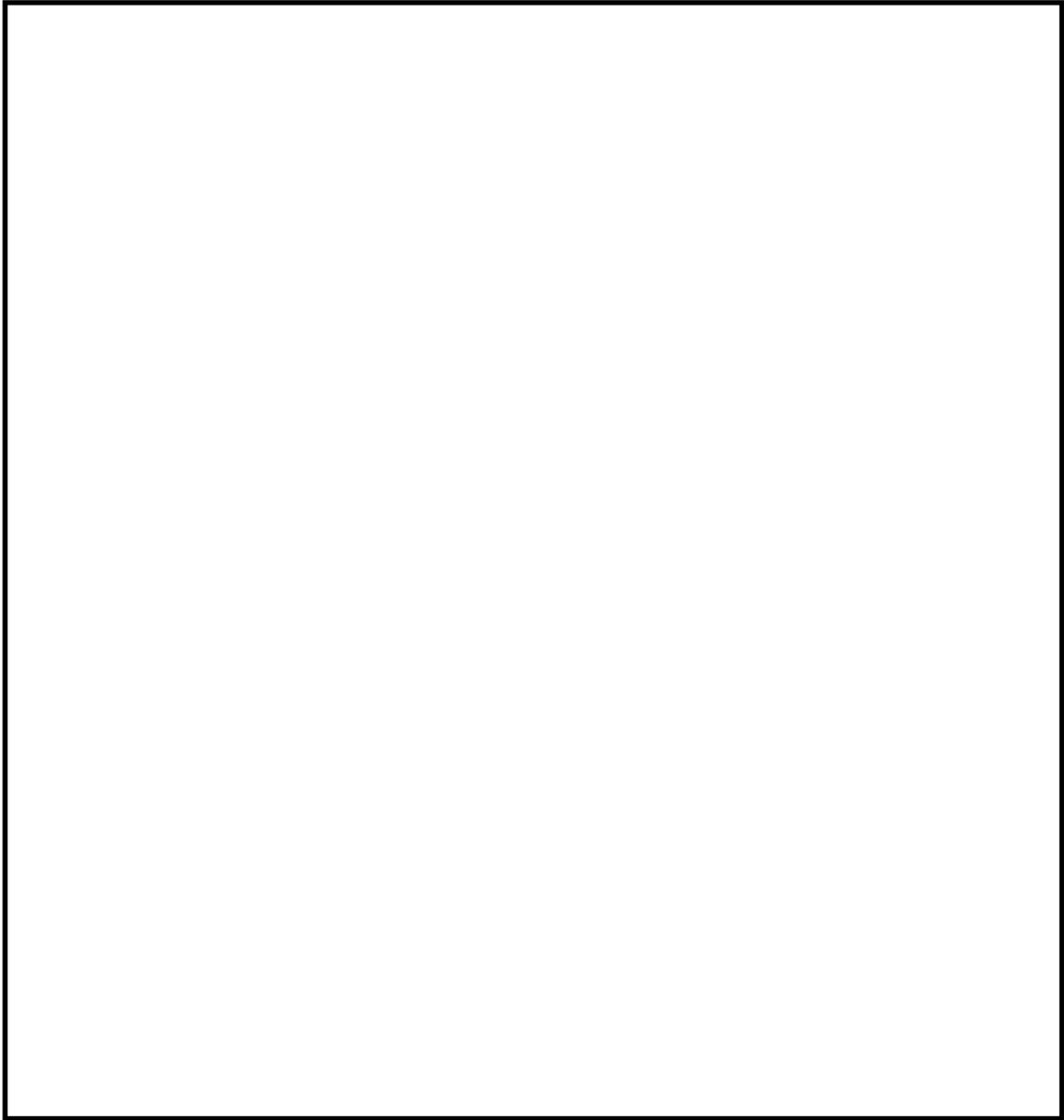


第 54-3-4 図 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）  
機器配置図（1 / 4）

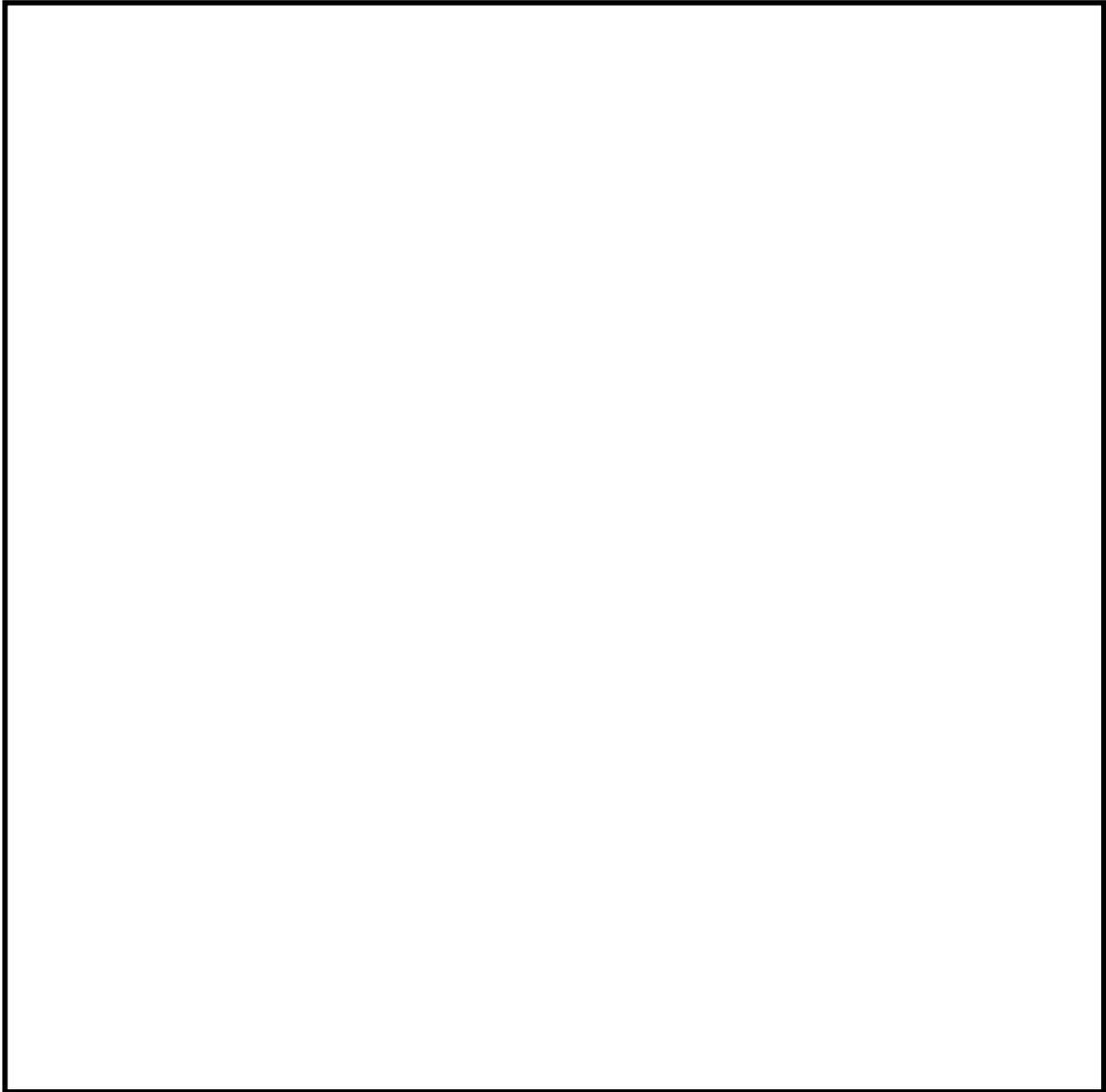


第 54-3-5 図 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）

機器配置図（2 / 4）

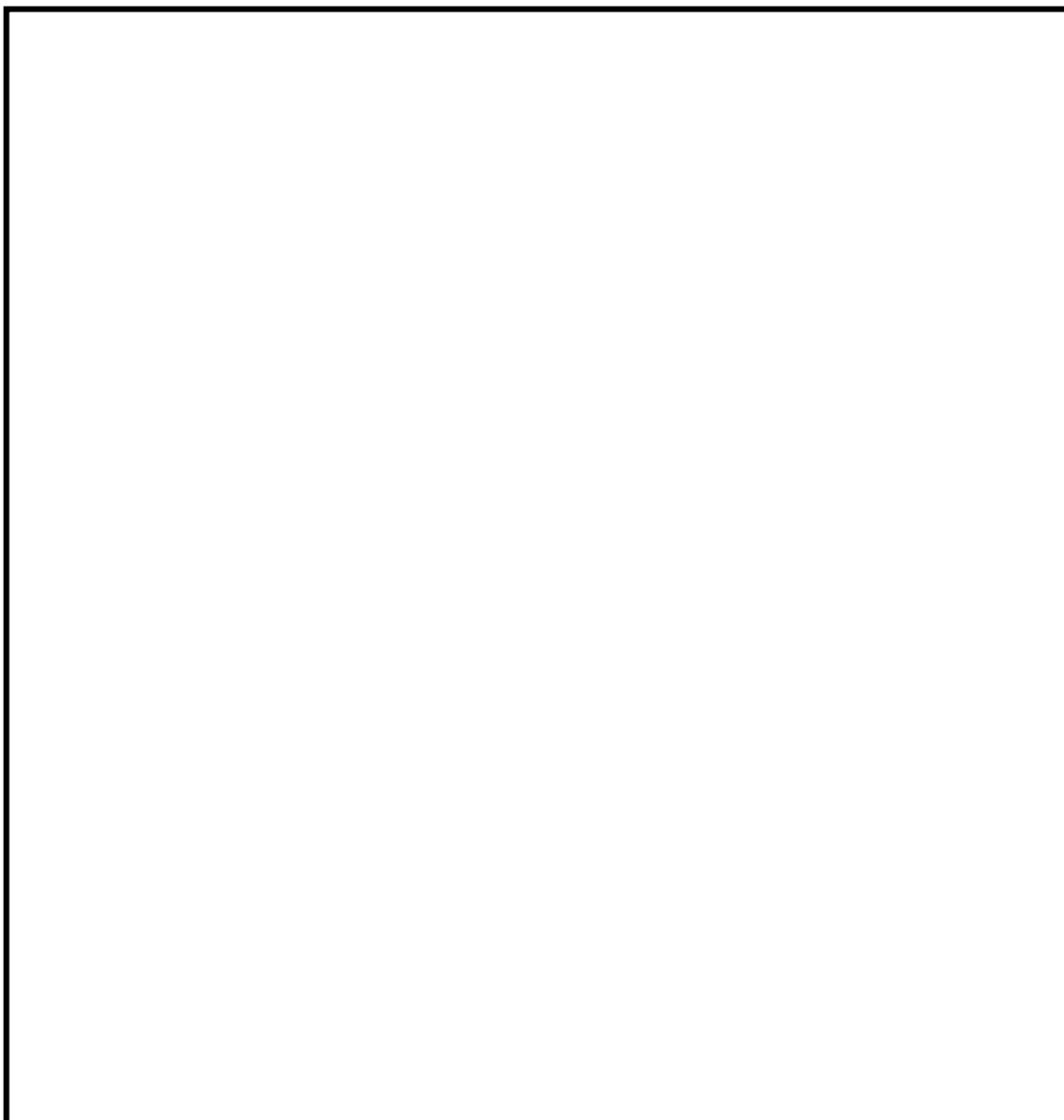


第 54-3-6 図 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）  
機器配置図（3 / 4）



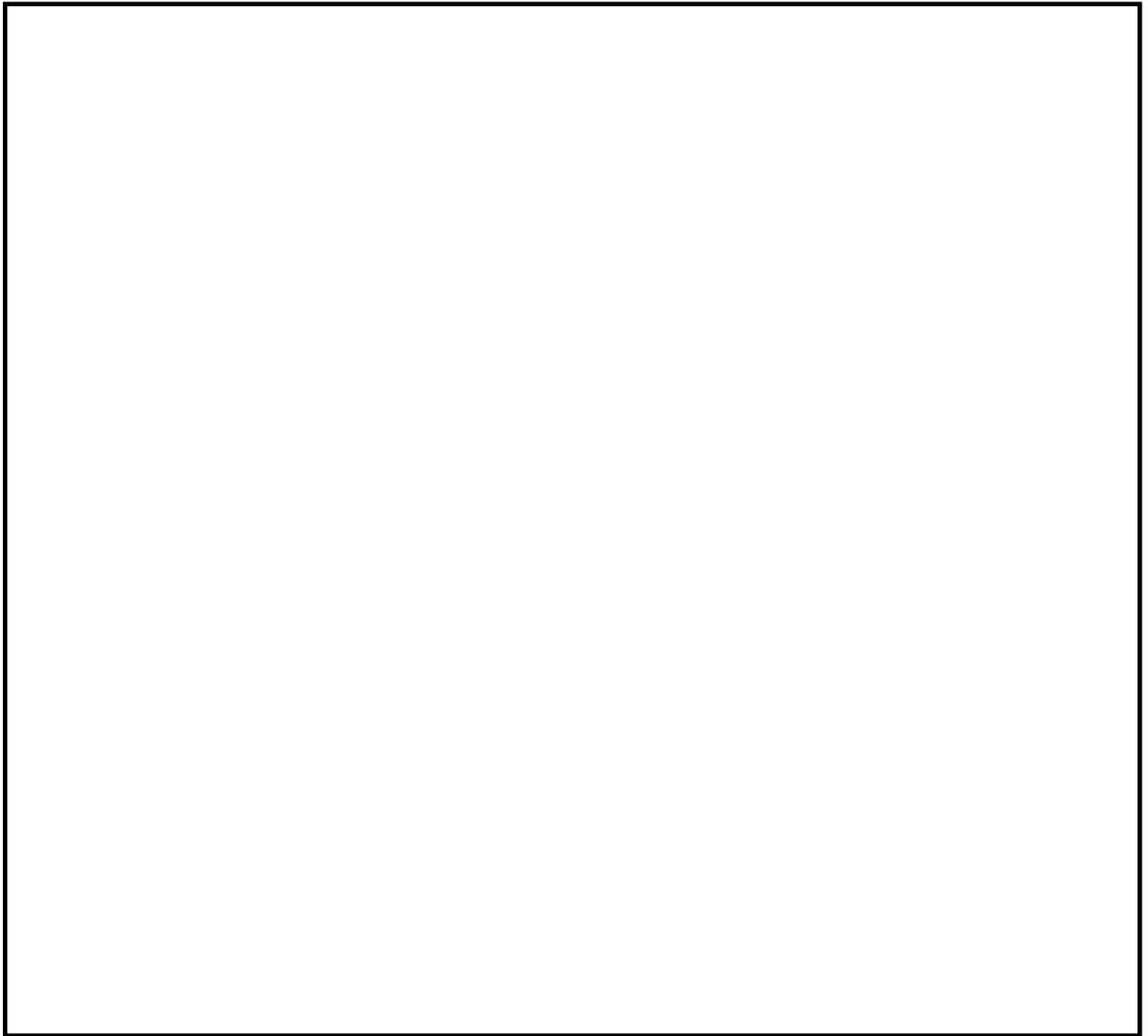
第 54-3-7 図 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）

機器配置図（4 / 4）

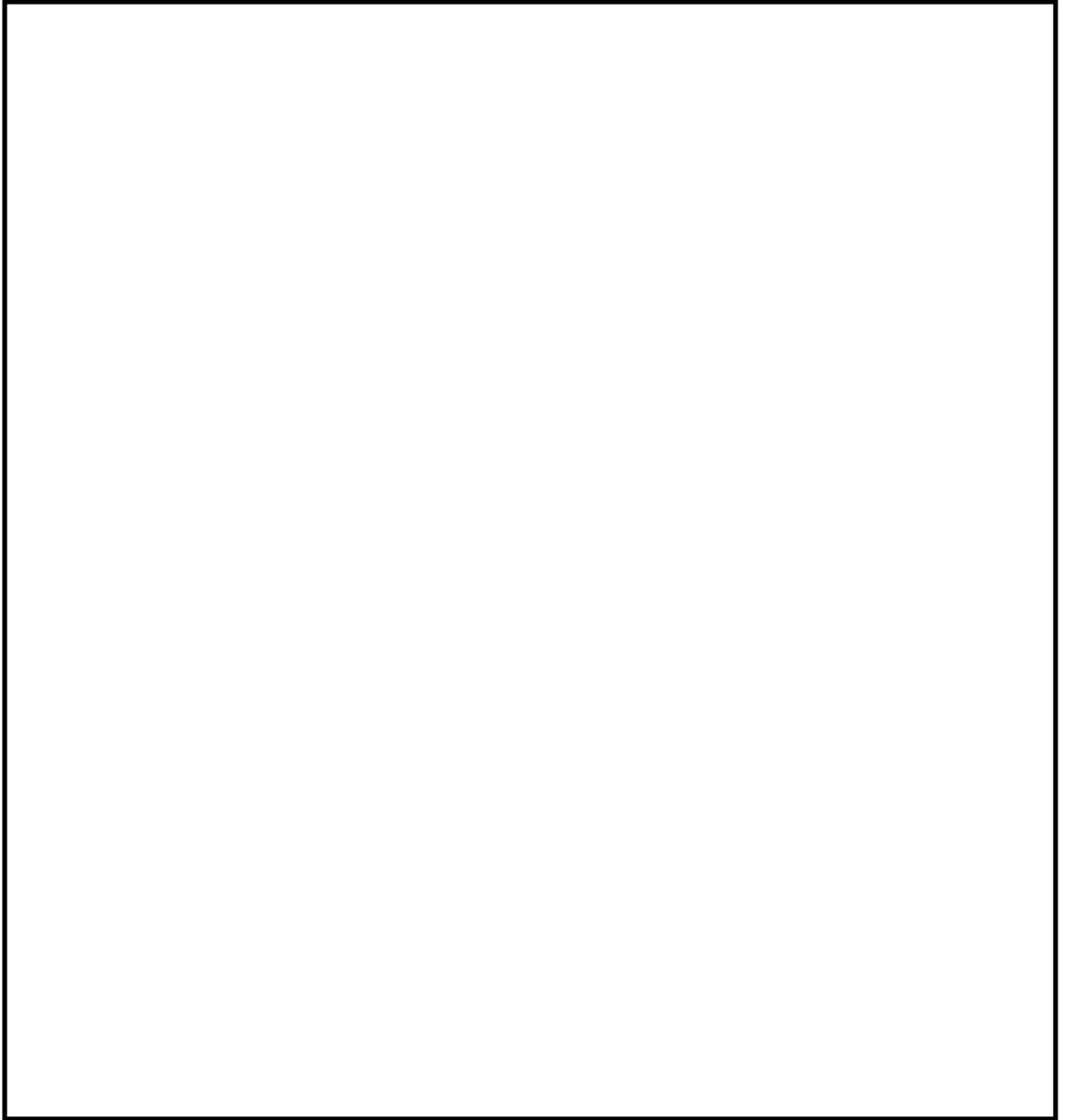


第 54-3-8 図 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）

機器配置図（1 / 4）



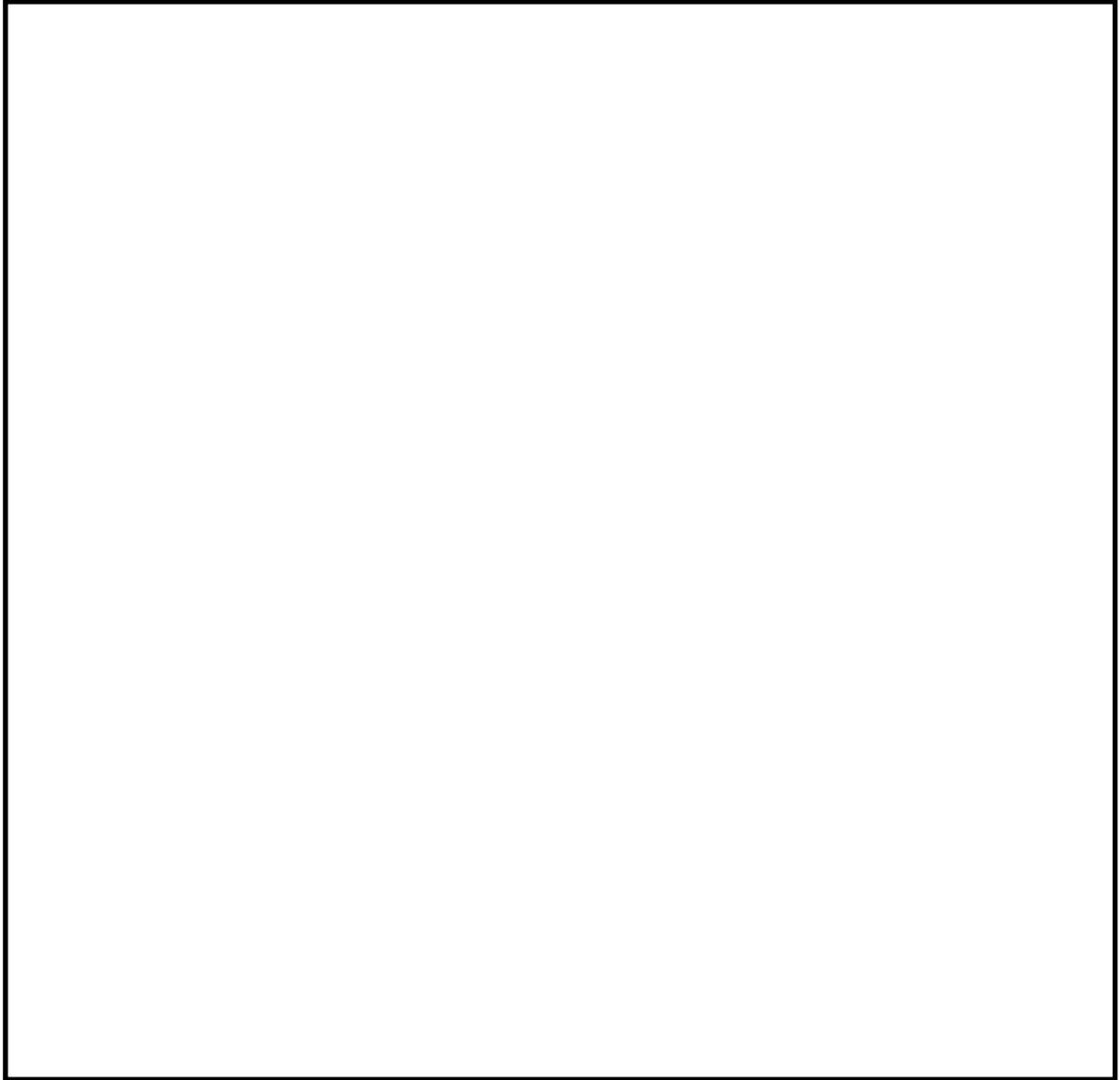
第 54-3-9 図 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）  
機器配置図（2 / 4）



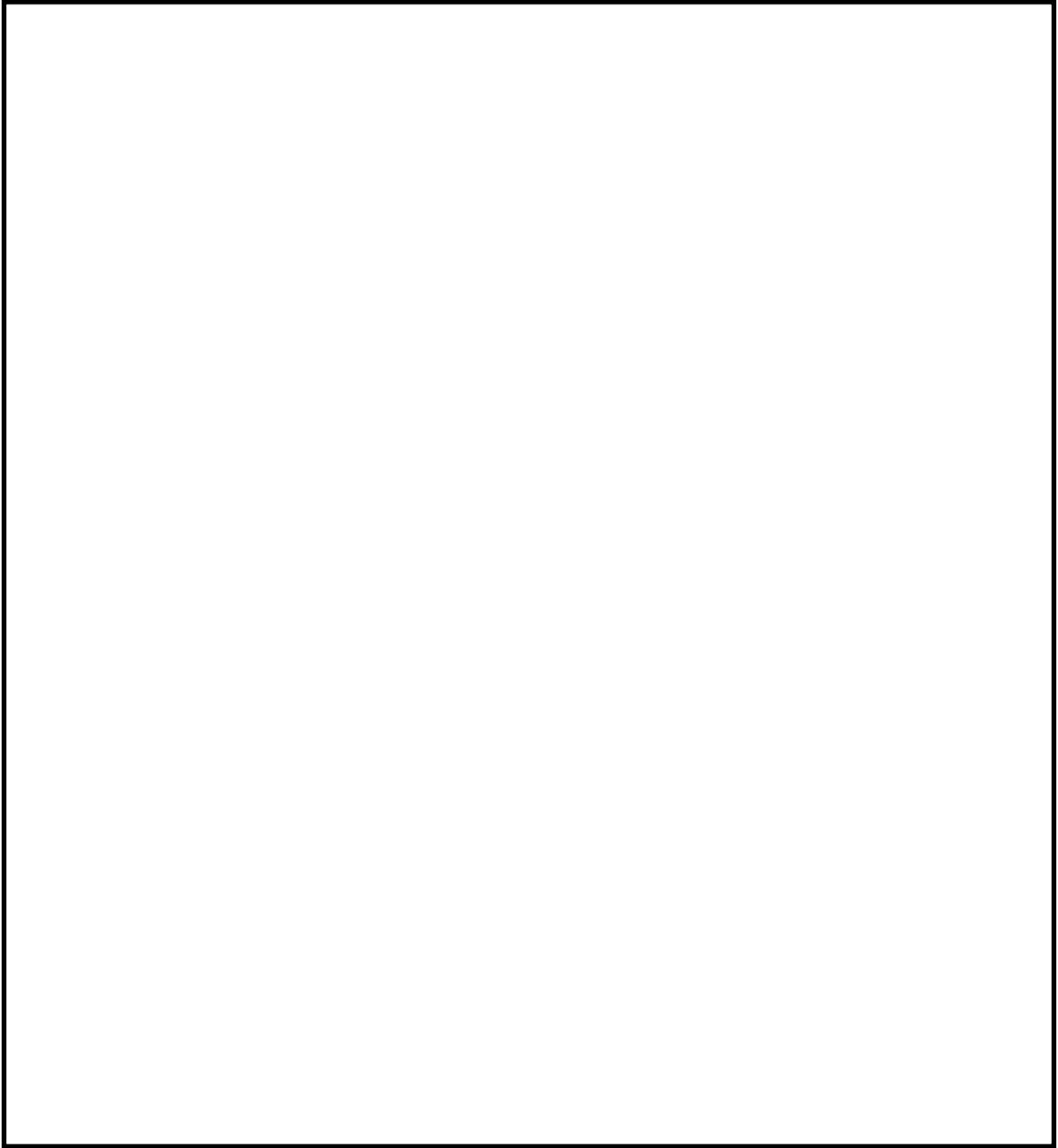
第 54-3-10 図 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）

機器配置図（3 / 4）

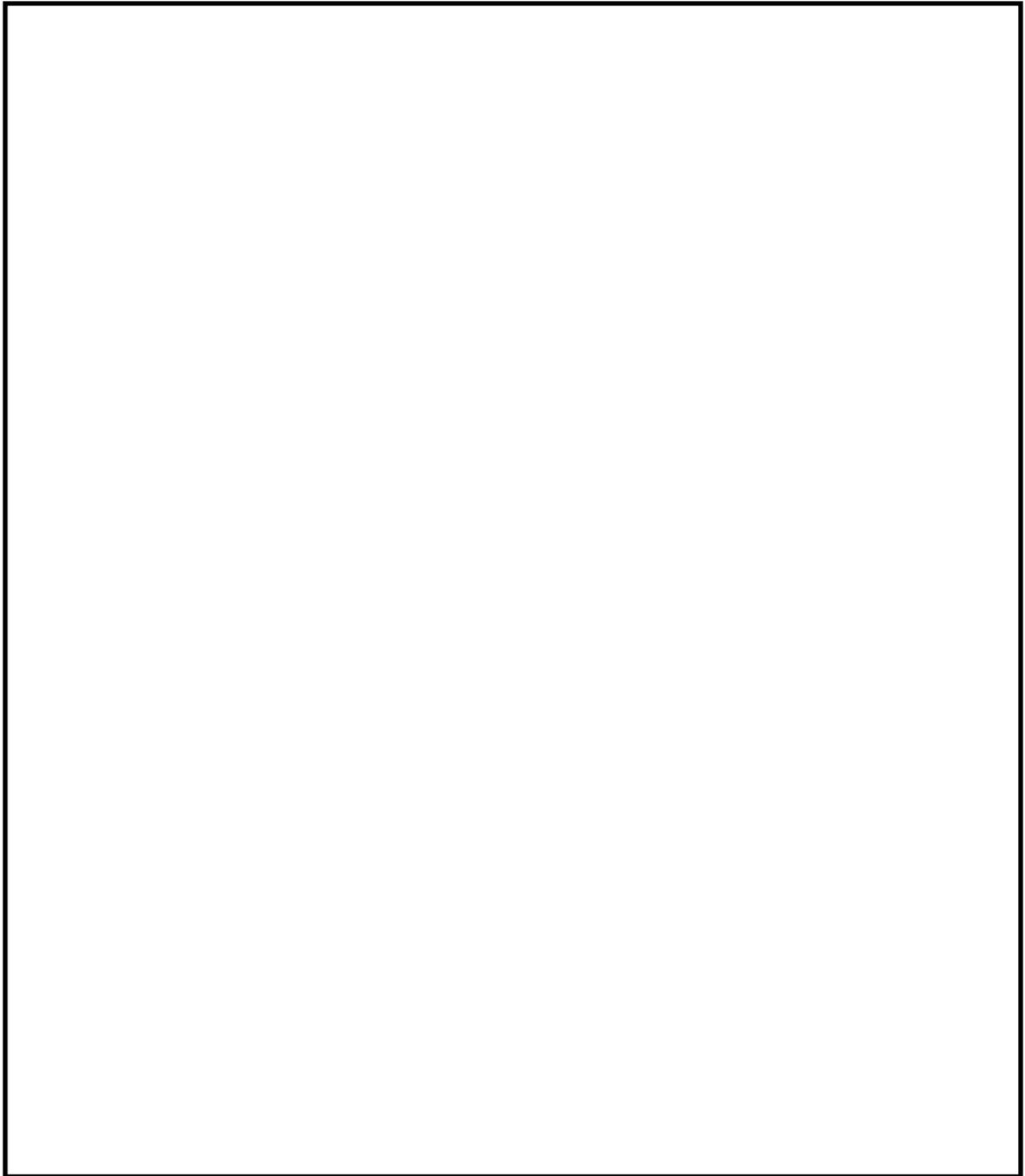
54-3-12



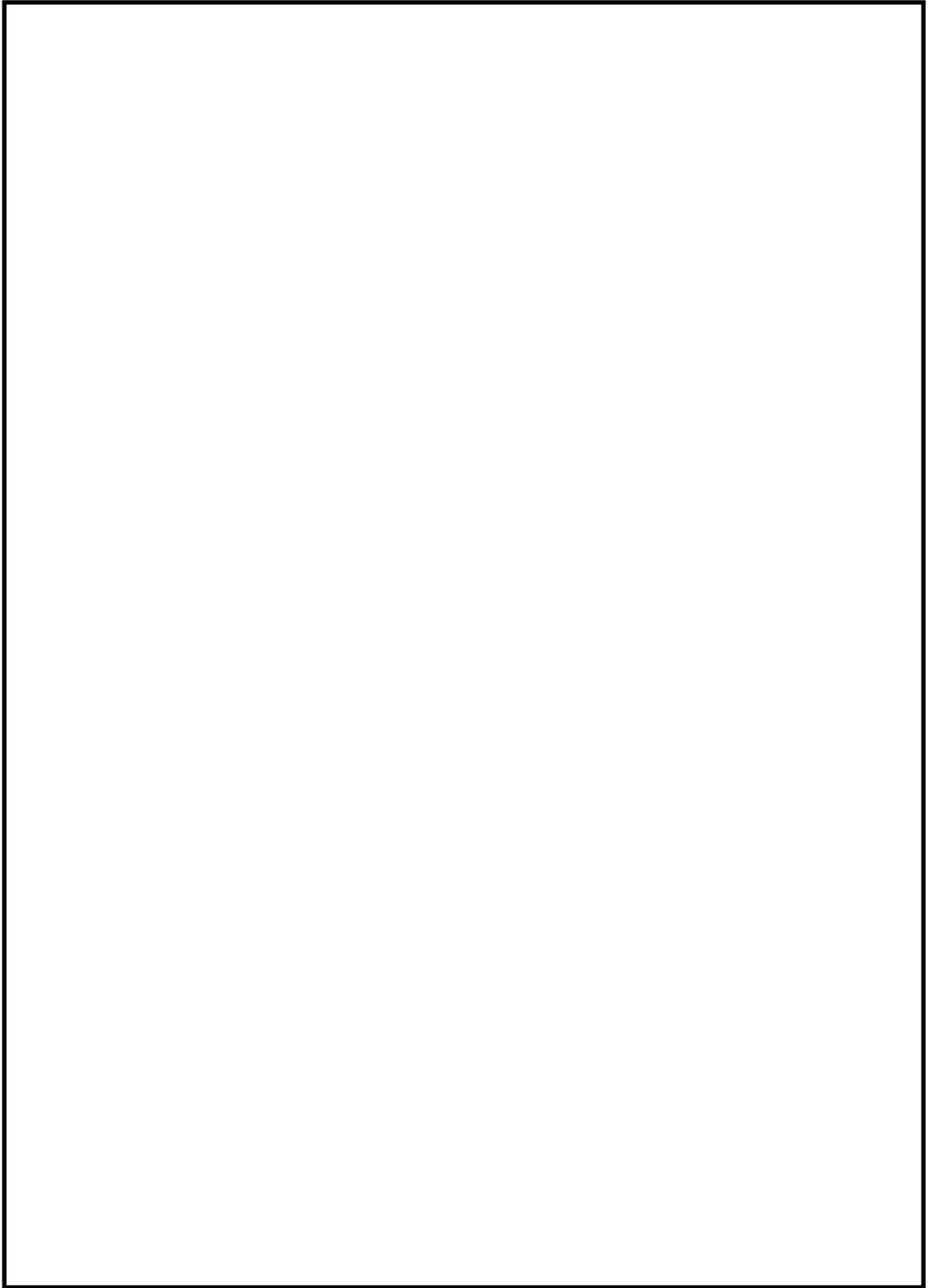
第 54-3-11 図 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ）  
機器配置図（4 / 4）



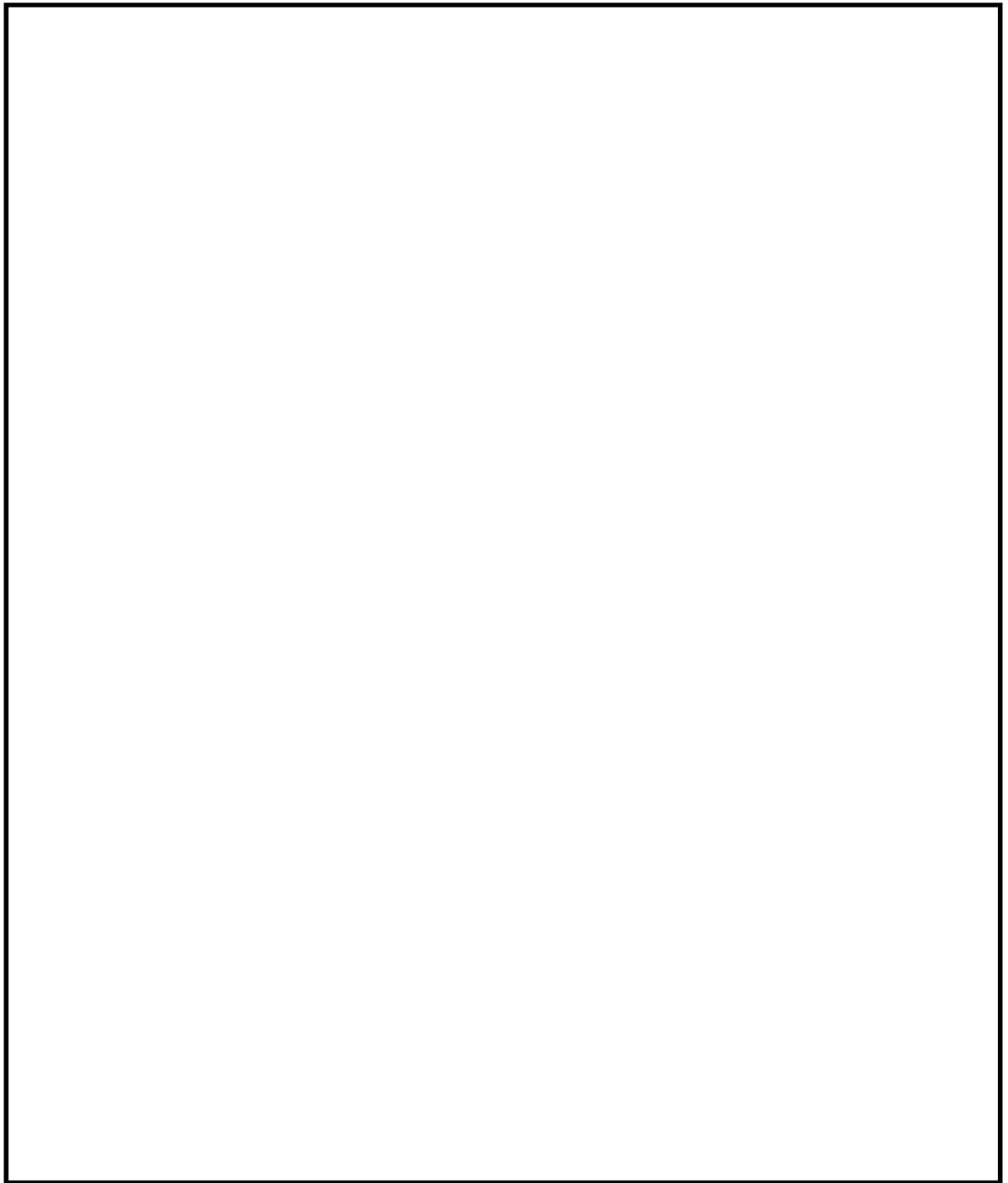
第 54-3-12 図 代替燃料プール冷却設備 機器配置図 ( 1 / 2 )



第 54-3-13 図 代替燃料プール冷却設備 機器配置図 ( 2 / 2 )

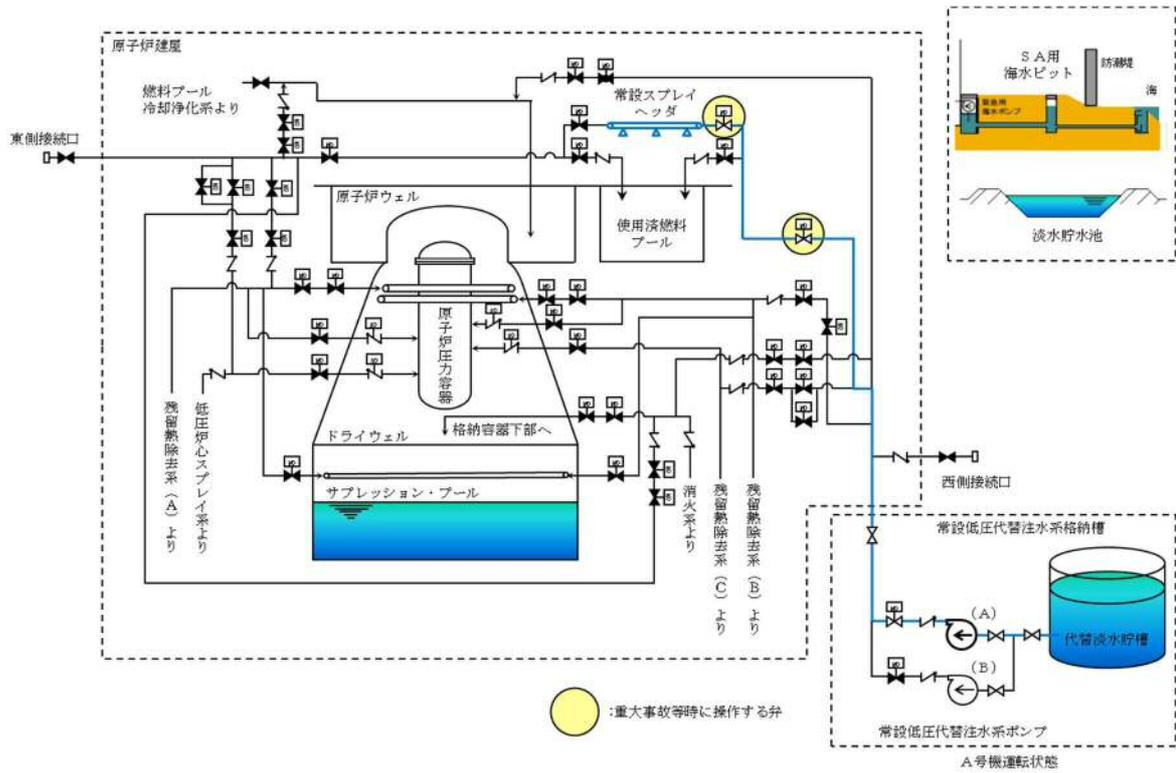


第 54-3-14 図 使用済燃料プール監視設備の機器配置図 (1 / 2)

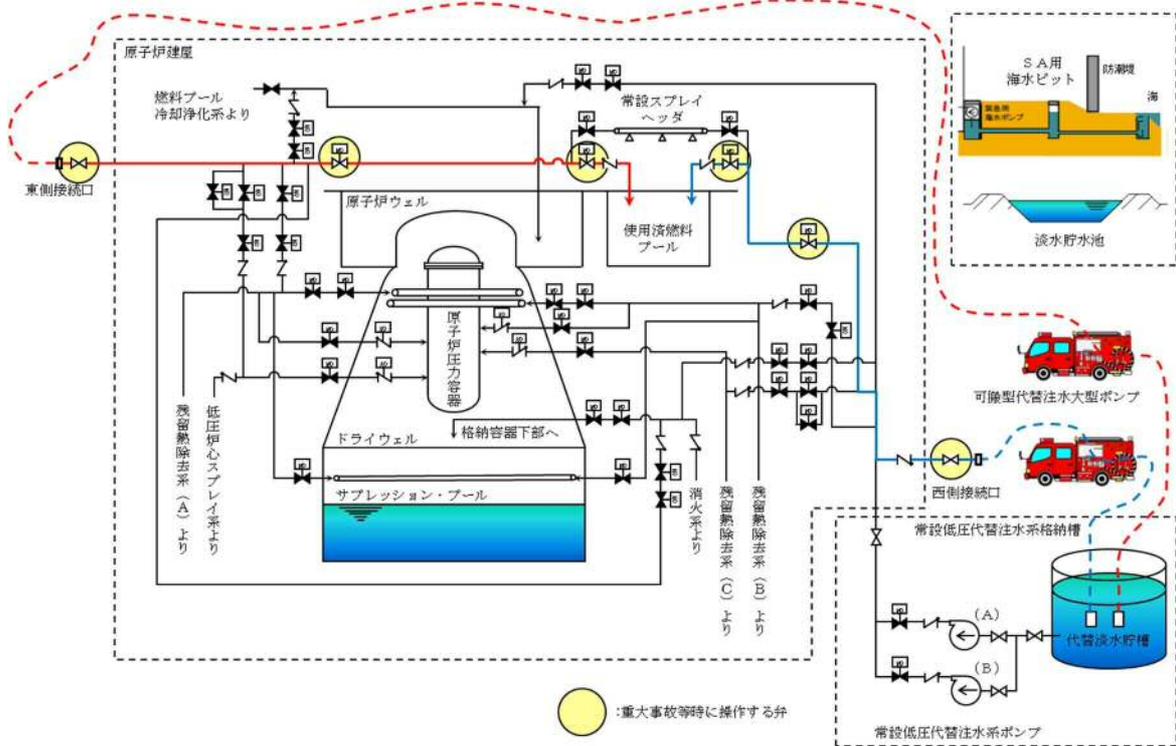


第 54-3-15 図 使用済燃料プール監視設備の機器配置図 ( 2 / 2 )

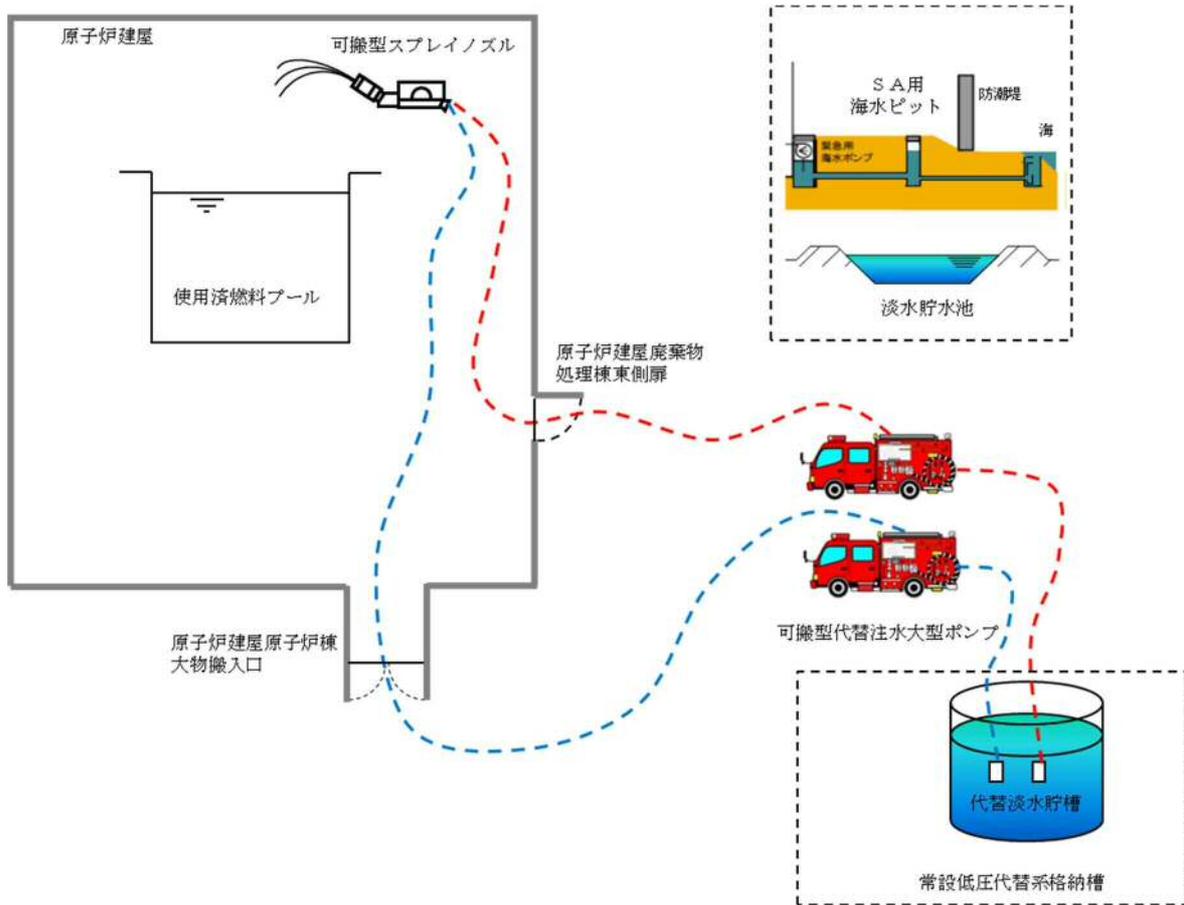
54-4 系統図



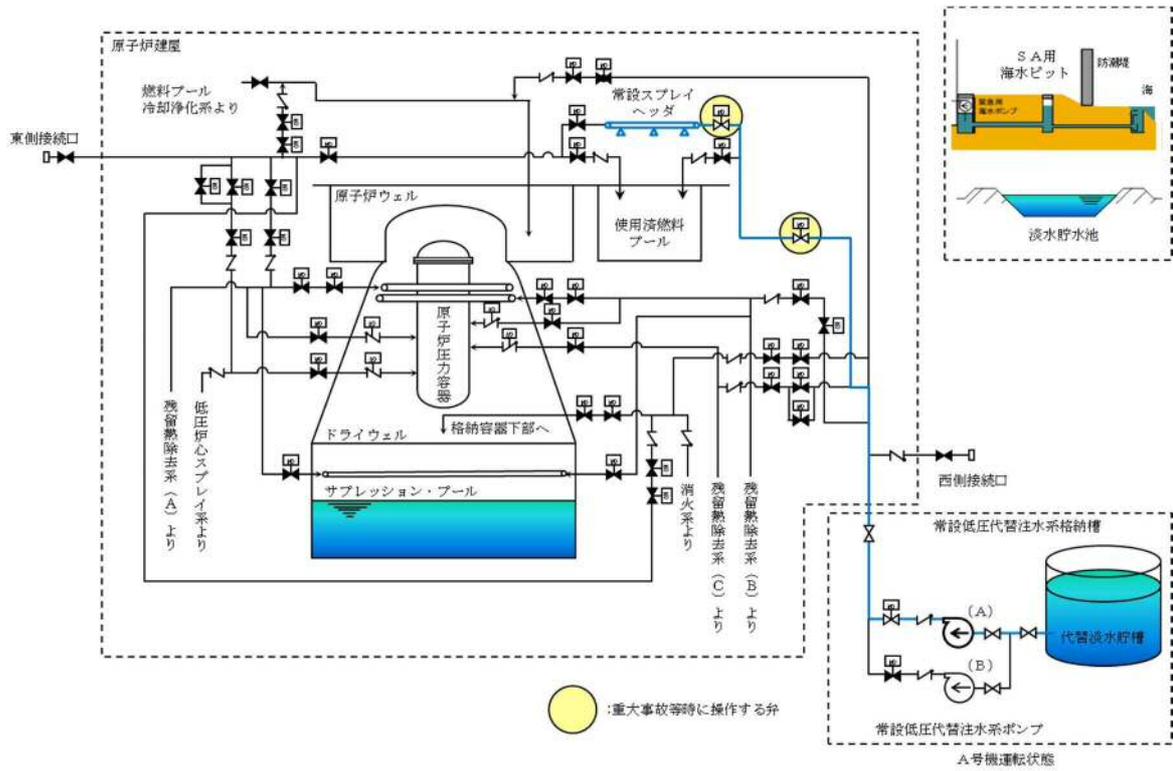
第 54-4-1 図 代替燃料プール注水系（注水ライン）系統図



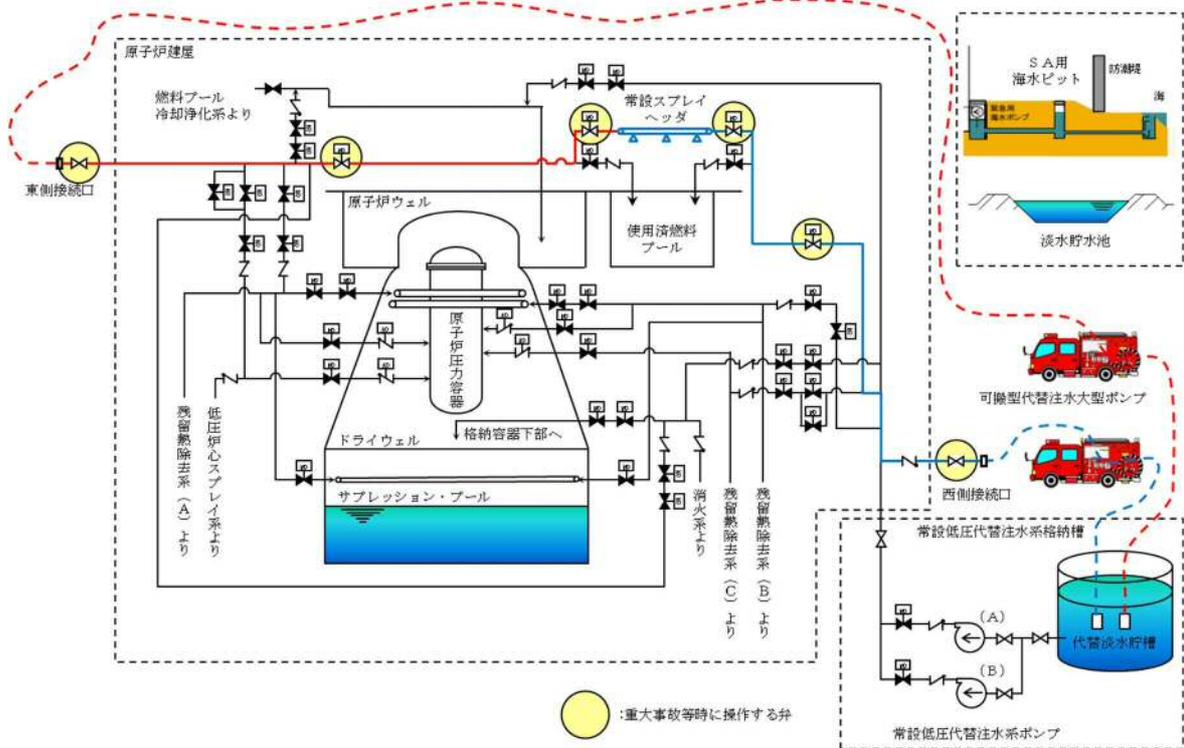
第 54-4-2 図 代替燃料プール注水系（注水ライン）系統図



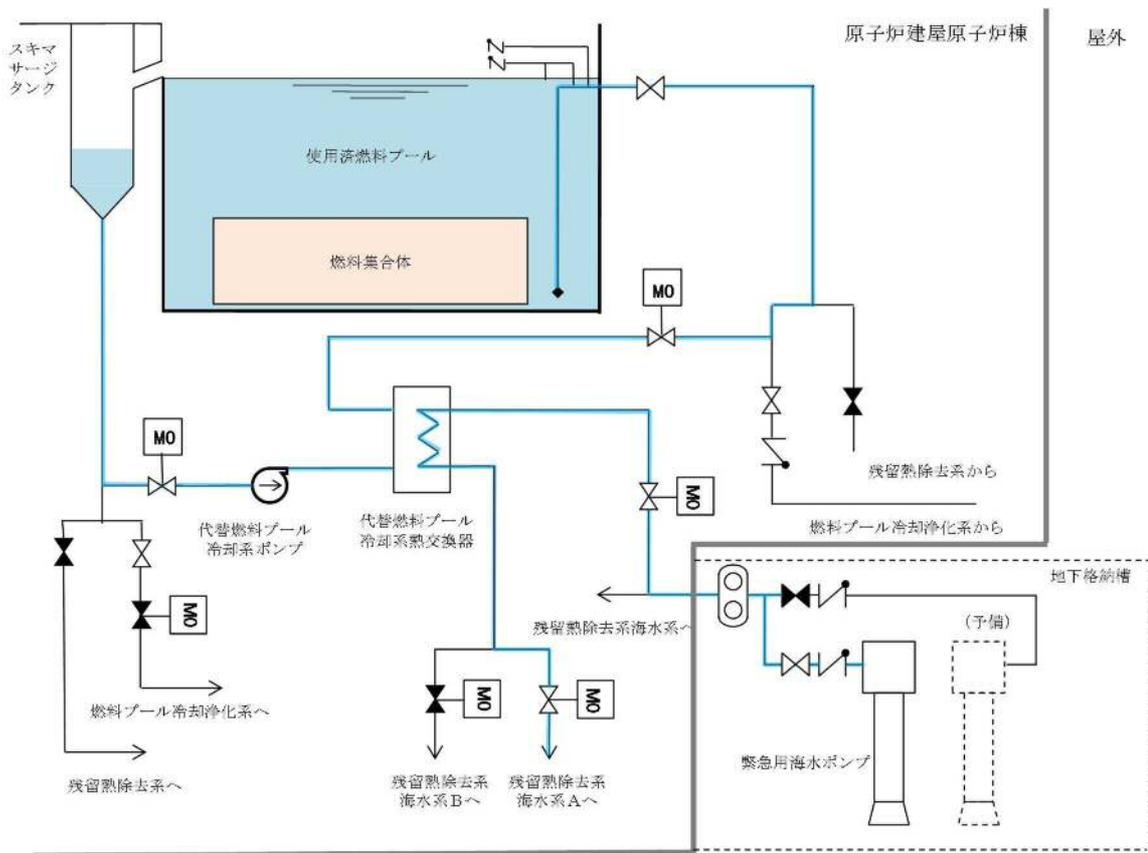
第 54-4-3 図 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）系統図



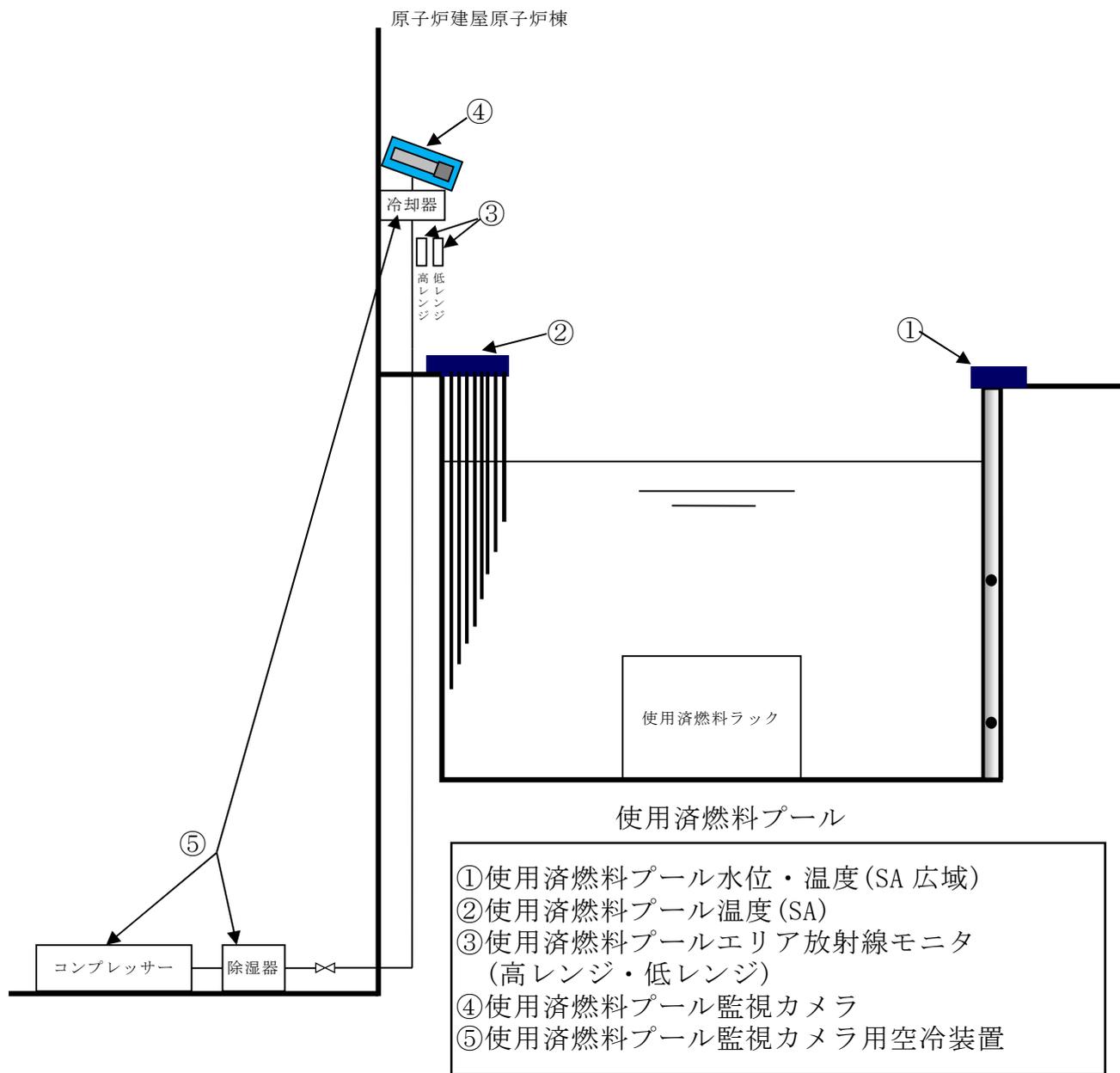
第 54-4-4 図 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）系統図



第 54-4-5 図 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）系統図

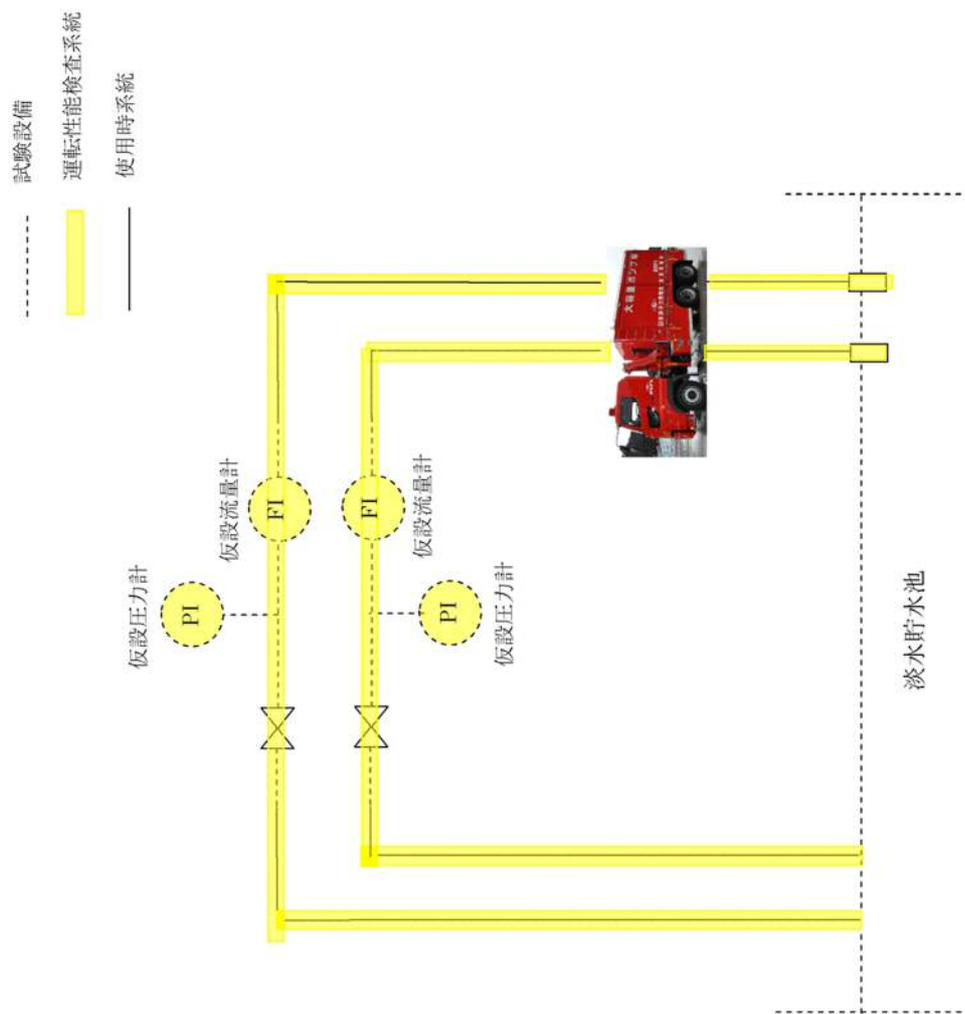


第 54-4-6 図 代替燃料プール冷却設備系統図

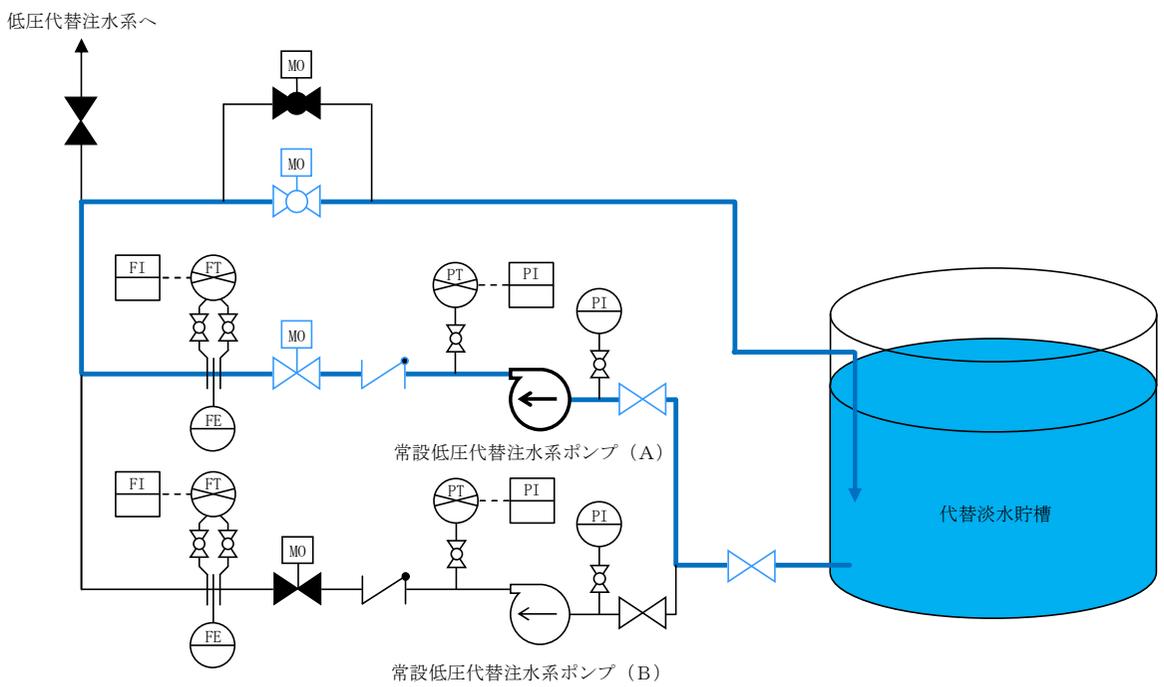


第 54-4-7 図 使用済燃料プール監視設備の全体系統図

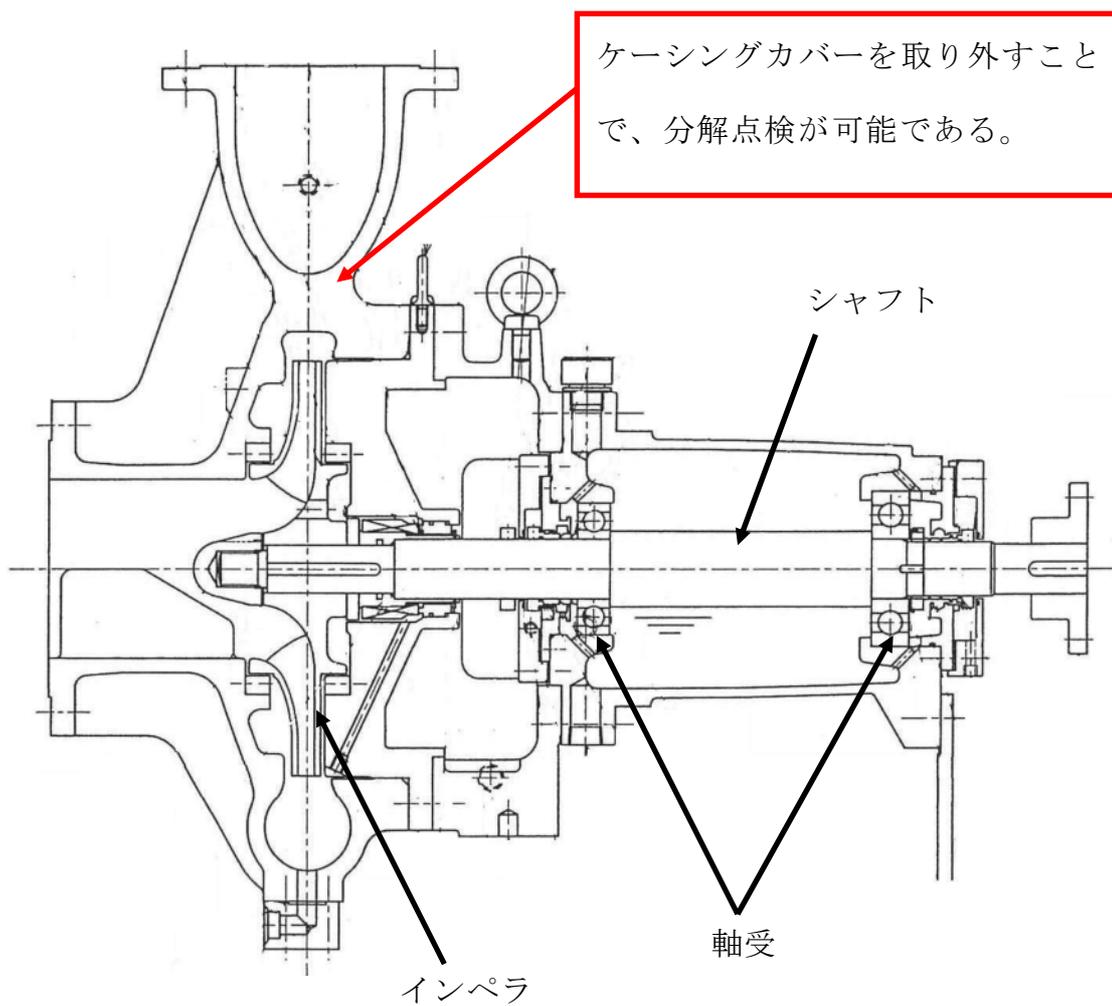
## 54-5 試験及び検査



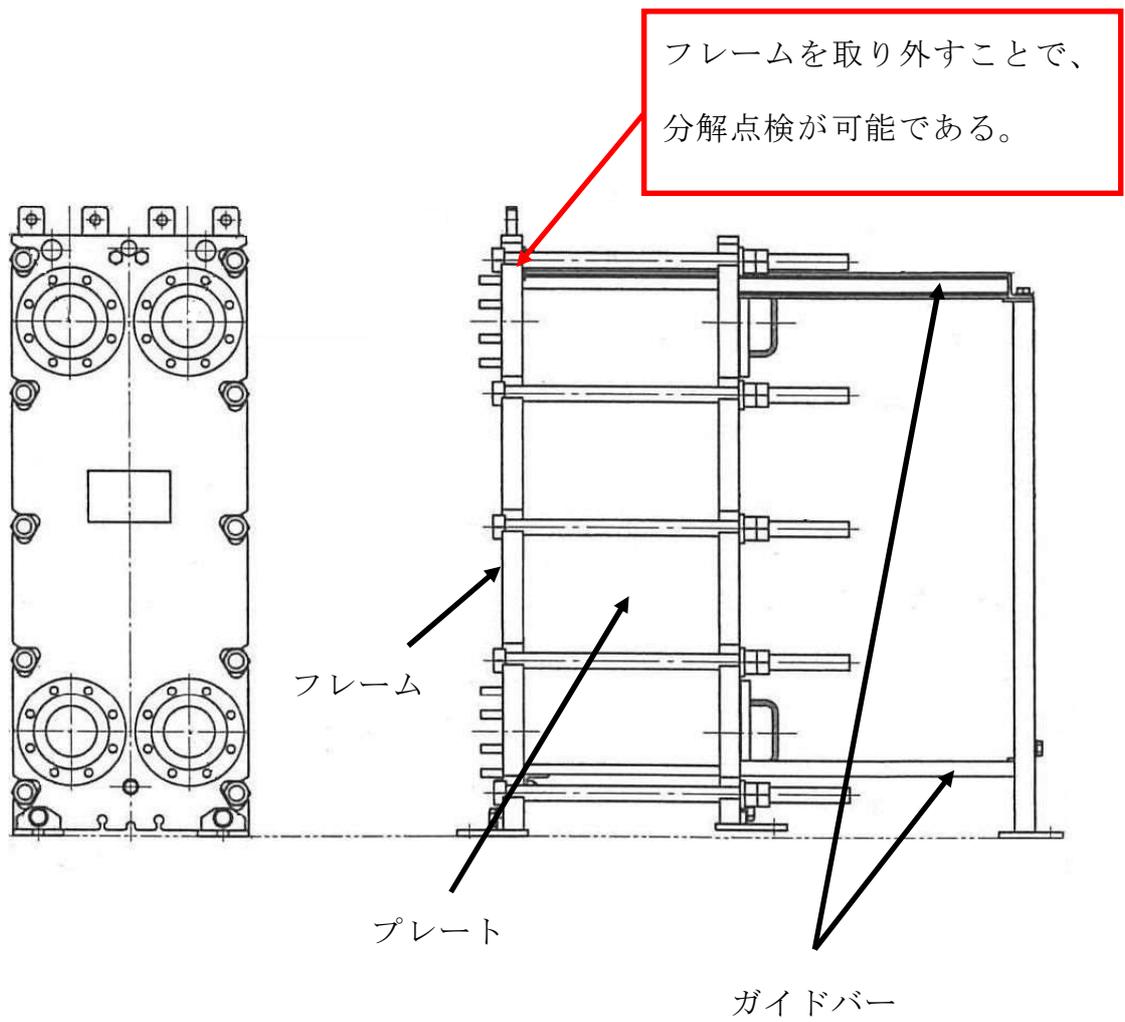
第 54-5-1 図 可搬型代替注水大型ポンプの試験及び検査概要図



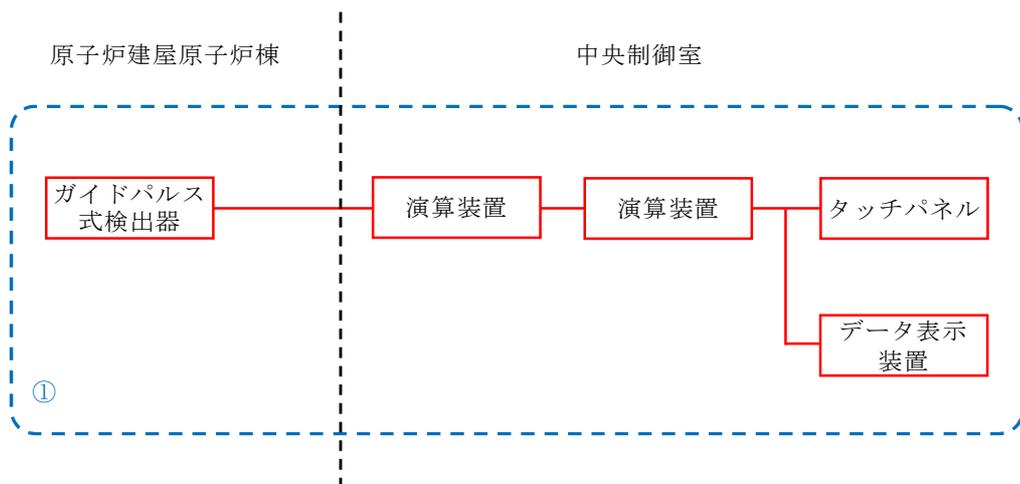
第 54-5-2 図 常設低圧代替注水系ポンプの試験及び検査概要図



第 54-5-3 図 代替燃料プール冷却系ポンプの試験及び検査概要図

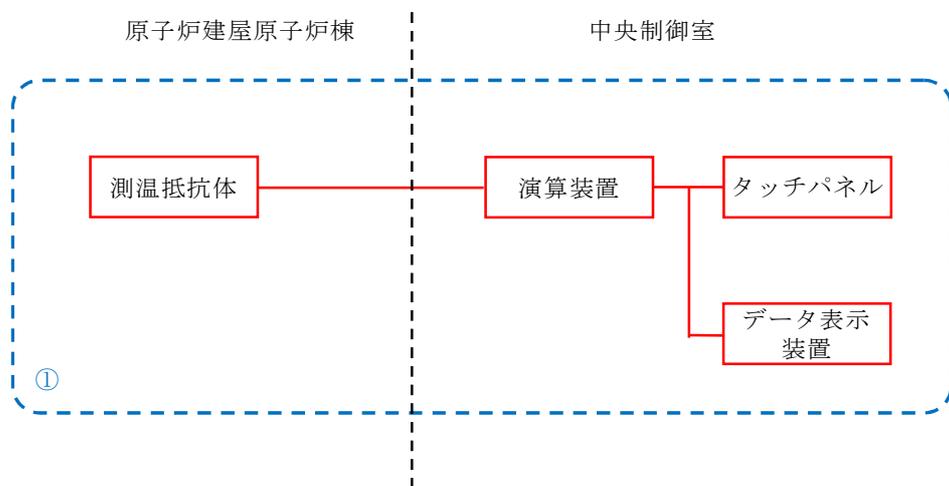


第 54-5-4 図 代替燃料プール冷却系熱交換器の試験及び検査概要図



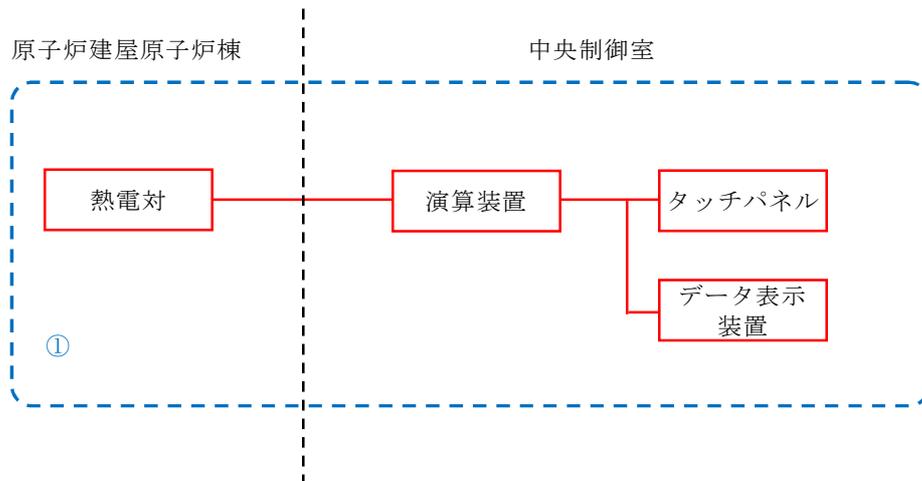
①試験装置を用いてガイドパルス式検出器の校正を実施（点検・検査）

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



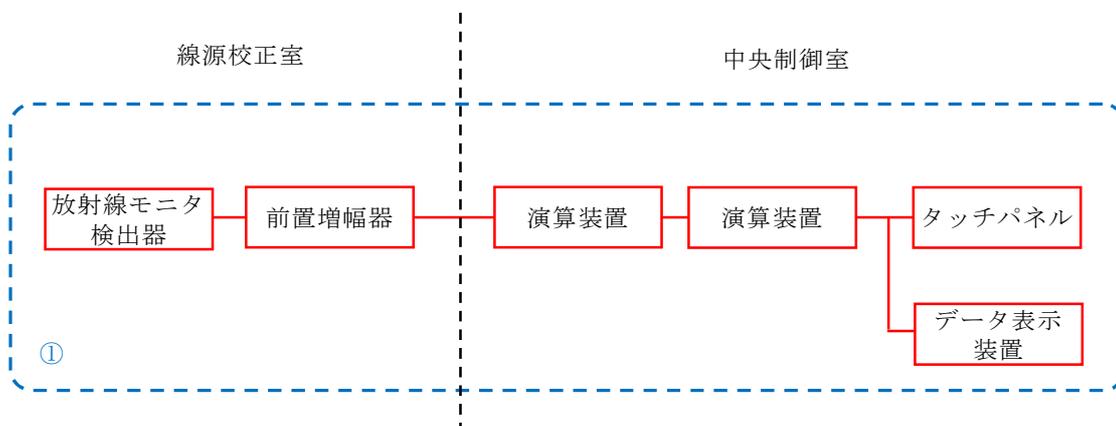
①検出器（測温抵抗体）の温度 1 点確認，絶縁抵抗測定及び試験を実施（点検・検査）

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



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

第 54-5-7 図 使用済燃料プール温度（SA）の試験及び検査概要図

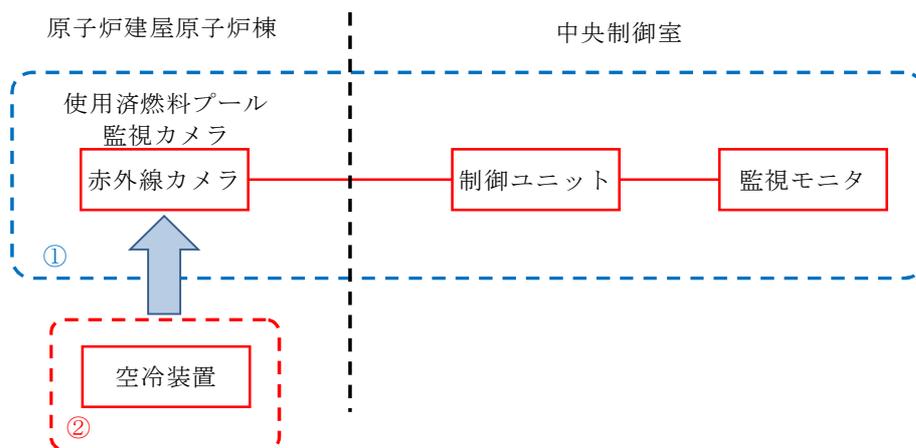


①線源校正室にて，標準線源を用いて検出器の線源校正を実施（点検・検査）

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

の

試験及び検査概要図



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

第 54-5-9 図 使用済燃料プール監視カメラ及び使用済燃料プール  
監視カメラ用空冷装置の試験及び検査概要図

54-6 容量設定根拠

名称		常設低圧代替注水系ポンプ
容量	m <sup>3</sup> /h	50以上, 70以上 (注1) (約200 (注2))
全揚程	m	80以上, 130以上 (注1) (約200 (注2))
最高使用圧力	MPa [gage]	3.5
最高使用温度	°C	66
電動機出力	kW	190
機器仕様に関する注記		注1: 要求値を示す 注2: 公称値を示す

【設定根拠】

常設低圧代替注水系ポンプは重大事故時に以下の機能を有する。

代替燃料プール注水系として使用する常設低圧代替注水系ポンプは、想定事故1、想定事故2において想定する使用済燃料プールの水位の低下があった場合でも、使用済燃料プールの水位を維持するために必要な注水量を有する設計とする（以下「第54条第1項対応」という）。

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

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

1. 容量 50m<sup>3</sup>/h, 70m<sup>3</sup>/h

第54条第1項対応における常設低圧代替注水系ポンプの必要容量は、使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において、有効性が確認されている常設低圧代替注水系ポンプの注水容量である50m<sup>3</sup>/h以上とする。

また、第54条第2項対応における必要容量は補足説明資料「使用済燃料プールへの必要スプレー流量について」（54-6-15～18）で確認されている使用済燃料の冷却に必要な45.4m<sup>3</sup>/hであり、常設スプレーヘッダを用いて使用済燃料プール全面にスプレーできる容量は、68.61m<sup>3</sup>/hであるため、1個当たり70m<sup>3</sup>/h以上とする。

常設低圧代替注水系ポンプの容量の公称値は、重大事故等対処設備として必要な性能を有するものとして、70m<sup>3</sup>/hを満足する約200m<sup>3</sup>/hとする。

## 2. 全揚程 80m, 130m

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

### 2.1 代替燃料プール注水系（代替注水配管）第54条第1項対応の場合

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

水源と移送先の圧力差 約 0m

静水頭 約 62.5m

配管・機器類圧損 約 11.7m

---

合計 約 74.2m

以上より、代替燃料プール注水系（代替注水配管）の常設低圧代替注水系ポンプの全揚程は80mである。

### 2.2 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）第54条第2項対応の場合

（第54条第2項対応における必要容量である $70\text{m}^3/\text{h}^*1$ を用いて算出する。）

水源と移送先の圧力差 約 0m

静水頭 約 62.8m

配管・機器類圧損 約 64.9m

---

合計 約127.7m

以上より、代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）の常設低圧代替注水系ポンプの全揚程は130mである。

\* 1 : 補足説明資料「使用済燃料プールへの必要スプレイ流量について」（54-6-15～18）より、プール内の全燃料集合体が包含されるスプレイ範囲の算出値

常設低圧代替注水系ポンプの全揚程の公称値は、重大事故等対処設備として必要な性能を有するものとして、130mを満足する約200mとする。

## 3. 最高使用圧力 3.5MPa[gage]

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337m（約3.24MPa[gage]）に代替淡水貯槽の静水頭約19.7m（約0.19MPa[gage]）を加えた約3.43MPa[gage]を上回る圧力として3.5MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度 66℃

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

5. 電動機出力 190kW

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166kWとなる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{-3} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta/100) \\ &= 10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((200/3,600) \times 200) / (67/100) \\ &= 162.6kW \doteq 163kW \end{aligned}$$

$P$  : 必要軸動力 (kW)

$P_w$  : 水動力 (kW)

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

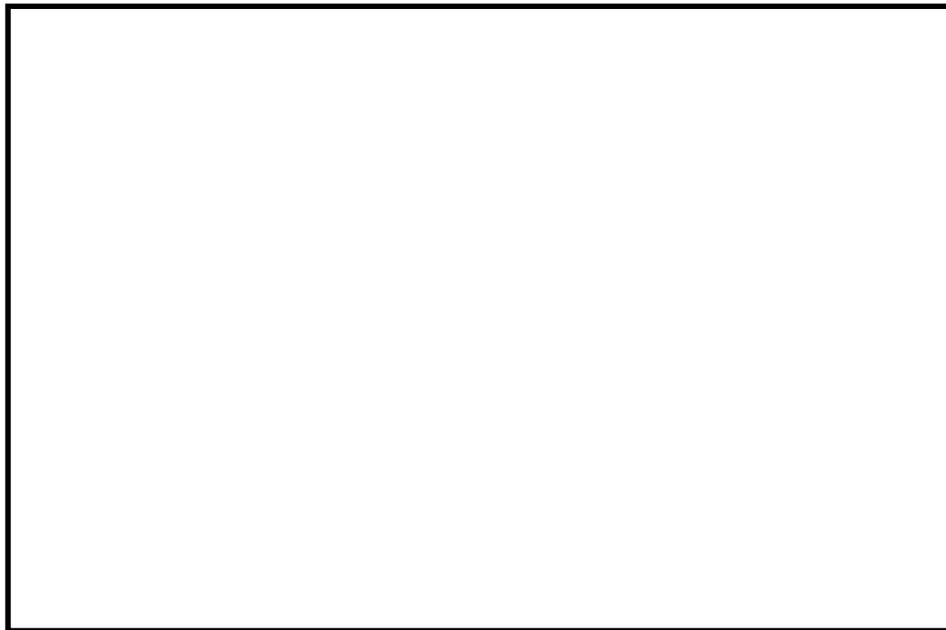
$g$  : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) = 9.80665

$Q$  : ポンプ容量 (m<sup>3</sup>/h) = 200

$H$  : ポンプ揚程 (m) = 200 (第54-6-1 図参照)

$\eta$  : ポンプ効率 (%) = 約67 (第54-6-1 図参照)

(参考文献 : 「ターボポンプ用語」 (JIS B 0131-2002))



第54-6-1図 常設低圧代替注水系ポンプ性能曲線

以上より、低圧代替注水ポンプ電動機の必要出力は163kWであり、低圧代替注水系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプの原動機出力は、190kWとする。

名 称		可搬型代替注水大型ポンプ
容量	m <sup>3</sup> /h/個	50, 70, 114 以上 (注 1) (約 1,320 (注 2))
吐出圧力	MPa[gage]	0.52, 0.98, 1.31 以上 (注 1) (約 1.20 (注 2))
最高使用圧力	MPa[gage]	1.4
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/個	847
機器仕様に関する注記		注 1: 要求値を示す 注 2: 公称値を示す

**【設定根拠】**

可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故時等に以下の機能を有する。

代替燃料プール注水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプは、想定事故 1，想定事故 2 において想定する使用済燃料プールの水位の低下があった場合でも、使用済燃料プールの水位を維持するために必要な注水量を有する設計とする（以下「第 54 条第 1 項対応」という）。

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

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

1. 容量 50m<sup>3</sup>/h 以上，70m<sup>3</sup>/h 以上，114m<sup>3</sup>/h 以上

第 54 条第 1 項対応における可搬型代替注水大型ポンプの必要容量は、使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において、有効性が確認されている可搬型代替注水大型ポンプの注水容量である 50m<sup>3</sup>/h 以上とする。

また、第 54 条第 2 項対応における必要容量は補足説明資料「使用済燃料プールへの必要スプレー流量について」（54-6-15～18）で確認されている使用済燃料の冷却に必要な 45.4m<sup>3</sup>/h を満足する容量として、常設スプレーヘッドを使用する場合の容量は、70m<sup>3</sup>/h 以上、可搬型スプレーノズルを使用する場合の容量は、114m<sup>3</sup>/h 以上とする。

可搬型代替注水大型ポンプの容量の公称値は、要求される容量を満足する約 1,320m<sup>3</sup>/h とする。

2. 吐出圧力 0.52MPa[gage]以上, 0.98MPa[gage]以上, 1.31MPa[gage]以上

代替燃料プール注水系で使用する場合の可搬型代替注水大型ポンプの必要吐出圧力は、ホース敷設ルートのうち最も保守的となるSA用海水ピットを水源とした移送先との圧力差、静水頭、ホース圧損及び配管・機器類圧損を基に設定する。

2.1 代替燃料プール注水系（代替注水配管）

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

水源と移送先の圧力差 約 0MPa[gage]

静水頭 約0.43MPa[gage]

配管・機器類圧損 約0.07MPa[gage]

ホース圧損 約0.02MPa[gage]

---

合計 約0.52MPa[gage]

2.2 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）

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

水源と移送先の圧力差 約 0MPa[gage]

静水頭 約0.43MPa[gage]

配管・機器類圧損 約0.18MPa[gage]

ホース圧損 約0.03MPa[gage]

---

合計 約0.98MPa[gage]

2.3 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）

（第54条第2項対応における必要容量を上回る流量として $114\text{m}^3/\text{h}^*$ を用いて算出する。）

水源と移送先の圧力差 約 0MPa[gage]

実揚程 約0.47MPa[gage]

配管・機器類圧損 約0.35MPa[gage]

ホース圧損 約0.49MPa[gage]

---

合計 約1.31MPa[gage]

\* 1：補足説明資料「使用済燃料プールへの必要スプレイ流量について」（54-6-15～18）より、プール内の全燃料集合体が包含されるスプレイ範囲の算出値

可搬型代替注水大型ポンプの吐出圧力の公称値は、容量の公称値である約 $1,320\text{m}^3/\text{h}$ における吐出圧力である約 $1.20\text{MPa}[\text{gage}]$ とする。

3. 最高使用圧力  $1.4\text{MPa}[\text{gage}]$

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 $1.4\text{MPa}[\text{gage}]$ とする。

4. 最高使用温度  $60^\circ\text{C}$

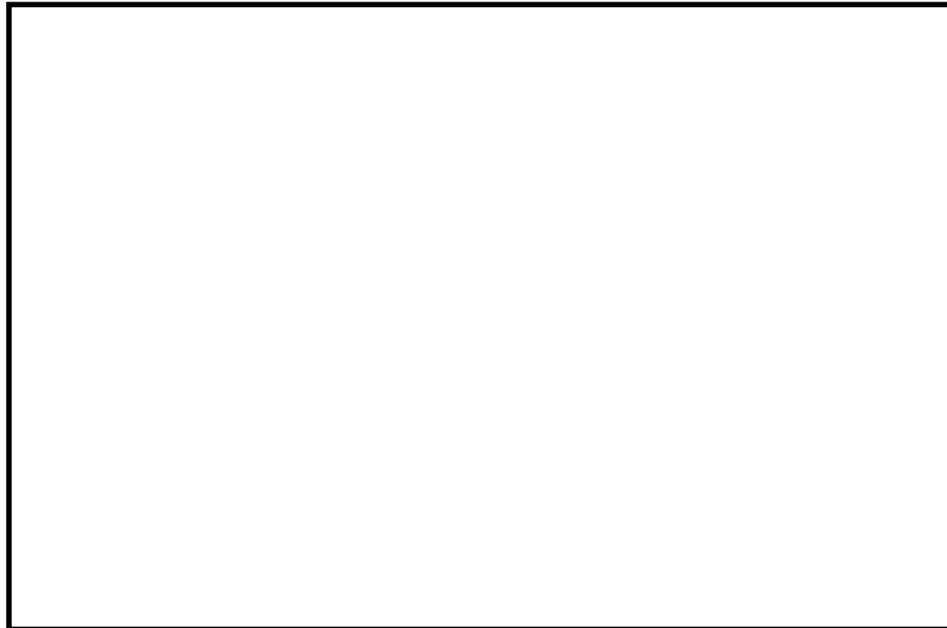
可搬型代替注水大型ポンプの最高使用温度は、供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である $60^\circ\text{C}$ とする。

5. 原動機出力  $847\text{kW}/\text{個}$

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 $847\text{kW}$ とする。

6. 可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線を以下に示す。



第54-6-2図 可搬型代替注水大型ポンプ性能曲線

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

【設定根拠】

緊急用海水ポンプは、重大事故時等に以下の機能を有する。

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

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

1. 容量 834m<sup>3</sup>/h 以上

代替燃料プール冷却設備に使用する緊急用海水ポンプの必要容量は、使用済燃料プールの内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を代替燃料プール冷却系熱交換器で除去して燃料プール水を冷却可能な容量である 144m<sup>3</sup>/h 以上とする。

また、基準津波を超え敷地に遡上する津波が発生した場合でも、格納容器ベントを行うことなく原子炉格納容器からの除熱が可能な流量とし、ポンプ 1 個当たり 690m<sup>3</sup>/h 以上とする。

<要求値>

①残留熱除去系熱交換器他 : 690m<sup>3</sup>/h

②代替使用済燃料プール冷却系熱交換器 : 144m<sup>3</sup>/h

①+②=834m<sup>3</sup>/h以上

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

2. 全揚程 120m以上

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

3. 最高使用圧力 2.45MPa [gage]

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

①ポンプ締切揚程 2.01MPa[gage]

②静水頭 0.05MPa[gage]

合計 2.06MPa[gage] ≒ 2.45MPa[gage]

4. 最高使用温度 38℃

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

5. 電動機出力 510kW

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

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

**【設定根拠】**

代替燃料プール冷却系ポンプは、重大事故時に以下の機能を有する。

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

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

**1. 容量**

代替燃料プール冷却設備として使用する代替燃料プール冷却系ポンプの必要容量は、使用済燃料プール内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を冷却可能な容量として、ポンプ容量を124m<sup>3</sup>/h以上とする。

代替燃料プール冷却系ポンプは、重大事故等対処設備として必要な性能を有するものとして、公称値を約124m<sup>3</sup>/hとする。

**2. 揚程**

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

水源と移送先の圧力差 約 0m

水源と移送先の静水頭 約 8m

配管・機器類圧損 約 24m

合計 約 32m

代替燃料プール冷却系ポンプは、重大事故等対処設備として必要な性能を有するものとして、揚程を40mとする。

### 3. 最高使用圧力 0.98MPa[gage]

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

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

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

### 4. 最高使用温度 80℃

代替燃料プール冷却設備として使用する代替燃料プール冷却系ポンプの最高使用温度は、重大事故等時においても建屋内の環境悪化を抑制するため80℃とする。

5. 原動機出力 約30kW

代替燃料プール冷却設備として使用する代替燃料プール冷却系ポンプの容量124m<sup>3</sup>/h, 揚程30mの時の必要軸動力は, 下記の式より約21kWとなる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{-3} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta/100) \\ &= 10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((124/3,600) \times 30) / (67/100) \\ &= 20.2kW \doteq 21kW \end{aligned}$$

$P$  : 必要軸動力 (kW)

$P_w$  : 水動力 (kW)

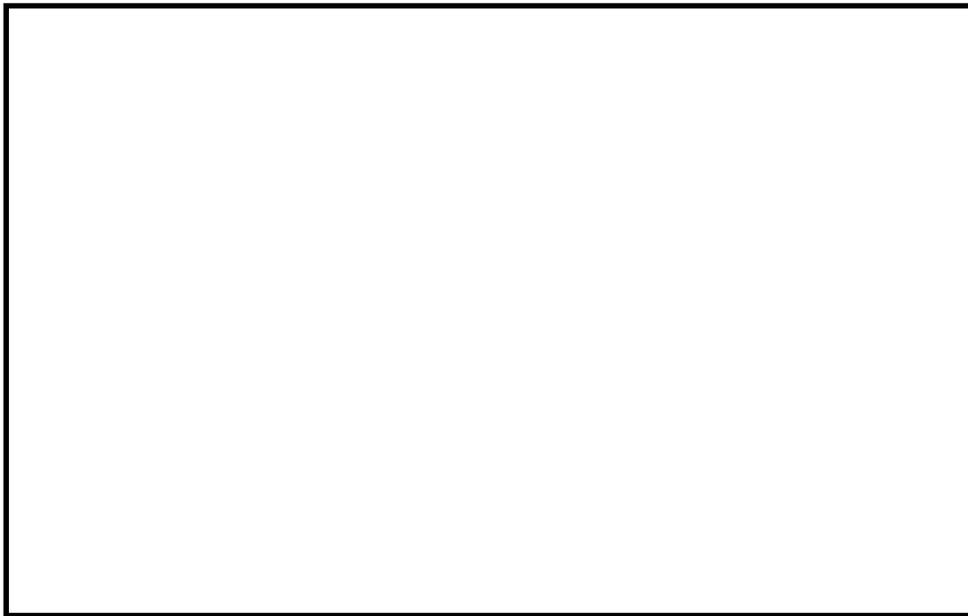
$\rho$  : 流体の密度 (kg/m<sup>3</sup>) = 1,000

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

$Q$  : ポンプ容量 (m<sup>3</sup>/h) = 124

$H$  : ポンプ揚程 (m) = 40 (第54-6-3図参照)

$\eta$  : ポンプ効率 (%) (設計計画値) = 約67 (第54-6-3図参照)



第54-6-3図 代替燃料プール冷却系ポンプ性能曲線

以上より, 代替燃料プール冷却系ポンプの原動機出力の公称値は30kWとする。

名称		代替燃料プール冷却系熱交換器
個数	個	1
容量（設計熱交換量）	MW	2.31（注1）／約2.31（注2）
最高使用圧力	MPa[gage]	淡水側 0.98 / 海水側 0.98
最高使用温度	℃	淡水側 80 / 海水側 66
伝熱面積	m <sup>2</sup>	33m <sup>2</sup> 以上
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

**【設定根拠】**

代替燃料プール冷却系熱交換器は、重大事故時に以下の機能を有する。

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

1. 容量の設定根拠

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

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 淡水側

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

2.2 海水側

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

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 淡水側

代替燃料プール冷却系熱交換器の淡水側の最高使用温度は、代替燃料プール冷却系ポンプの最高使用温度に合わせ、80℃とする。

3.2 海水側

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

#### 4. 伝熱面積の設定根拠

##### (1) 必要最小伝熱面積

重大事故等時に使用済燃料プール冷却設備として使用する代替燃料プール冷却系熱交換器の必要最小伝熱面積は、設計熱交換量約2.31MWを満足するための性能計算で求められる。

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

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

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

$U_c$  : 伝熱係数 ( $\text{kW}/\text{m}^2 \cdot \text{K}$ ) = 約5

$\Delta T$  : 対数平均温度差 (K) = 約17

##### (2) 公称伝熱面積

代替燃料プール冷却系熱交換器の公称伝熱面積は、必要最小伝熱面積を上回る33 $\text{m}^2$ 以上とする。

・使用済燃料プールへの必要スプレイ流量について

使用済燃料プールへの注水（代替燃料プール注水系等による注水）によっても使用済燃料プール水位を維持できないような漏えいが生じた場合に実施する使用済燃料プールのスプレイ戦略について、使用済燃料プール内に保管されている照射済燃料の冷却に必要なスプレイ流量を算出する。

(1) 評価条件

- ・使用済燃料プール内の冷却水が流出して照射済燃料が全露出している状態を想定する。
- ・崩壊熱除去に必要なスプレイ流量を算出する。
- ・スプレイ水の温度は保守的に見積もっても 35℃であるが、顕熱冷却による効果は考慮せずに、保守的に飽和水（大気圧における）と仮定する。
- ・想定する崩壊熱は、第 54-6-1 表、第 54-6-2 表及び第 54-6-3 表に示すとおり、原子炉運転中（運転開始直後）と原子炉停止中（全炉心燃料取出後）の 2 ケースとする。

(2) 必要注水量の評価式

使用済燃料プールへの必要注水量は、崩壊熱による使用済燃料プールの保有水の蒸発量に等しいとして扱い、以下の式で評価した。評価結果を第 54-6-4 表に示す。

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

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

Q : 崩壊熱 [MW]

hgf : 飽和水蒸発潜熱 [kJ/kg] (=2,257 kJ/kg)

$\rho$  : 注水密度 [kg/m<sup>3</sup>] (=958kg/m<sup>3</sup>)

第 54-6-1 表 崩壊熱評価条件

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

- ※1：過去の定期検査における発電機解列から併入までの期間の実績よりも短い日数を設定した。
- ※2：使用済燃料プールの最大貯蔵量（2,250 体）から 1 炉心分の燃料（764 体）を除いた体数（1,486 体）が貯蔵されているものとする。
- ※3：使用済燃料プールの最大貯蔵量（2,250 体）の燃料が貯蔵（前サイクルまで原子炉に装荷されていた取出燃料（764 体）＋使用済燃料（1,486 体））されているものとする。
- ※4：過去の全燃料取出完了日の実績を踏まえ余裕を見た日数を設定した。

第 54-6-2 表 燃料取出スキーム（原子炉運転中）

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

第 54-6-3 表 燃料取出スキーム（原子炉停止中）

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

第 54-6-4 表 東海第二発電所において必要なスプレイ流量

	原子炉運転中	原子炉停止中
崩壊熱	2.1 [MW]	9.1 [MW]
必要なスプレイ流量	3.50 [m <sup>3</sup> /h]	15.16 [m <sup>3</sup> /h]
	約 15.4 [gpm]	約 66.7 [gpm]

### (3) まとめ

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

この結果、使用済燃料プールの熱負荷が最大となるような組合せで照射済燃料を貯蔵した場合でも、崩壊熱除去に必要なスプレー流量は約 15.2 m<sup>3</sup>/h となった。

東海第二発電所で配備している可搬型スプレー設備（使用済燃料プールスプレーノズル（3 個）、可搬型代替注水大型ポンプ）の流量は約 50m<sup>3</sup>/h であり、使用済燃料プール内にある照射済燃料はスプレーにより冷却可能である。また、NEI06-12 の使用済燃料プールスプレー要求において示されている必要流量 200gpm（約 45.4m<sup>3</sup>/h）を上回る流量になっている。

・使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）

(1) 設置目的

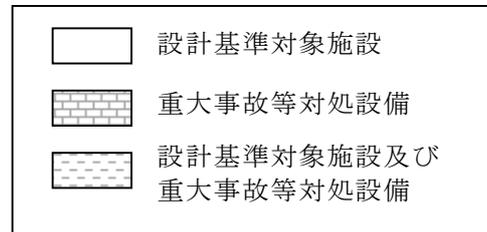
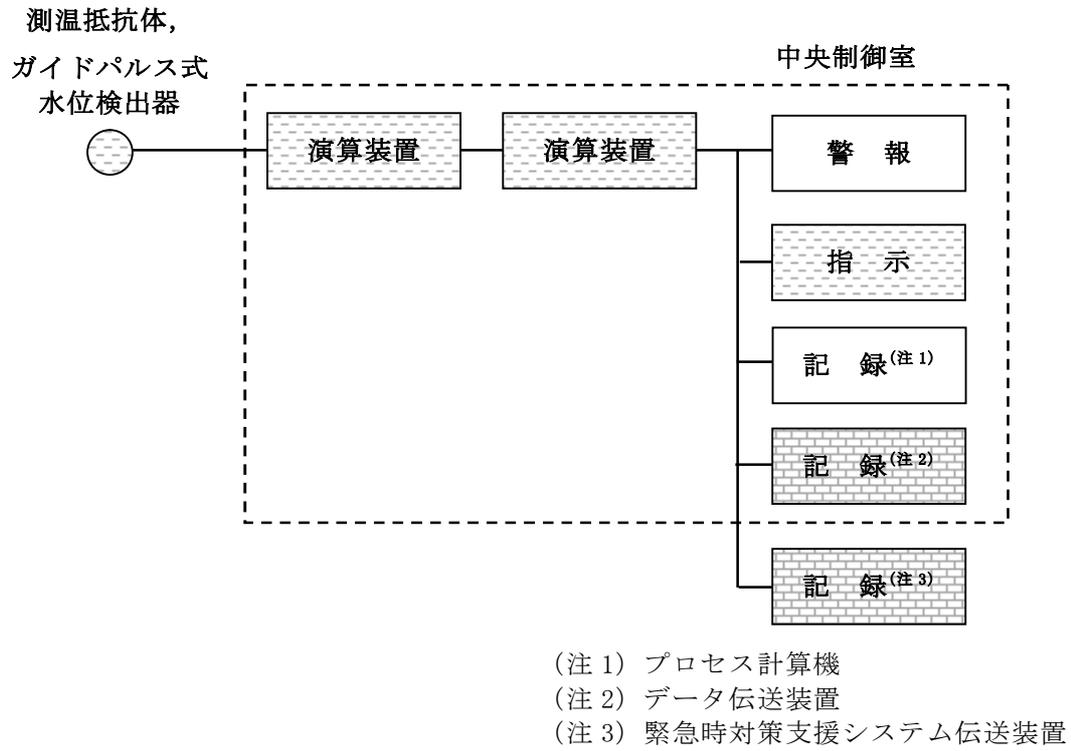
使用済燃料プールの水位，水温について，使用済燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため，使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）を設置する。

(2) 設備概要

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

使用済燃料プール水位（SA 広域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，水位検出器へパルス信号を発信し，プール水面から反射したパルス信号を検出するまでの時間を演算装置にて測定し，水位信号へ変換する処理を行った後，中央制御室に指示し，記録する。

（第 54-6-4 図「使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）の概略構成図」参照）



第 54-6-4 図 使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) の概略構成図

(3) 計測範囲

使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）の仕様を第 54-6-5 表に、計測範囲を第 54-6-6 表に示す。

第 54-6-5 表 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）	ガイドバルブ式	EL. 35,077 mm～ 46,577 mm	1	原子炉建屋 原子炉棟 6 階
	測温抵抗体	0～120℃	1 (検出点 2 箇所)	

第 54-6-6 表 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）の計測範囲

名称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時（運転時の過渡変化時を含む）	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）	EL. 35,077 mm～ 46,577 mm	EL. 46,195 mm	EL. 46,195 mm	EL. 45,576 mm (N. W. L から- 0.619m)		重大事故等時における使用済燃料プールの変動範囲について水位及び温度を監視可能である。
	0～120℃	52℃以下	66℃以下	0～100℃		

\*1：プラント状態の定義は以下のとおり。

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

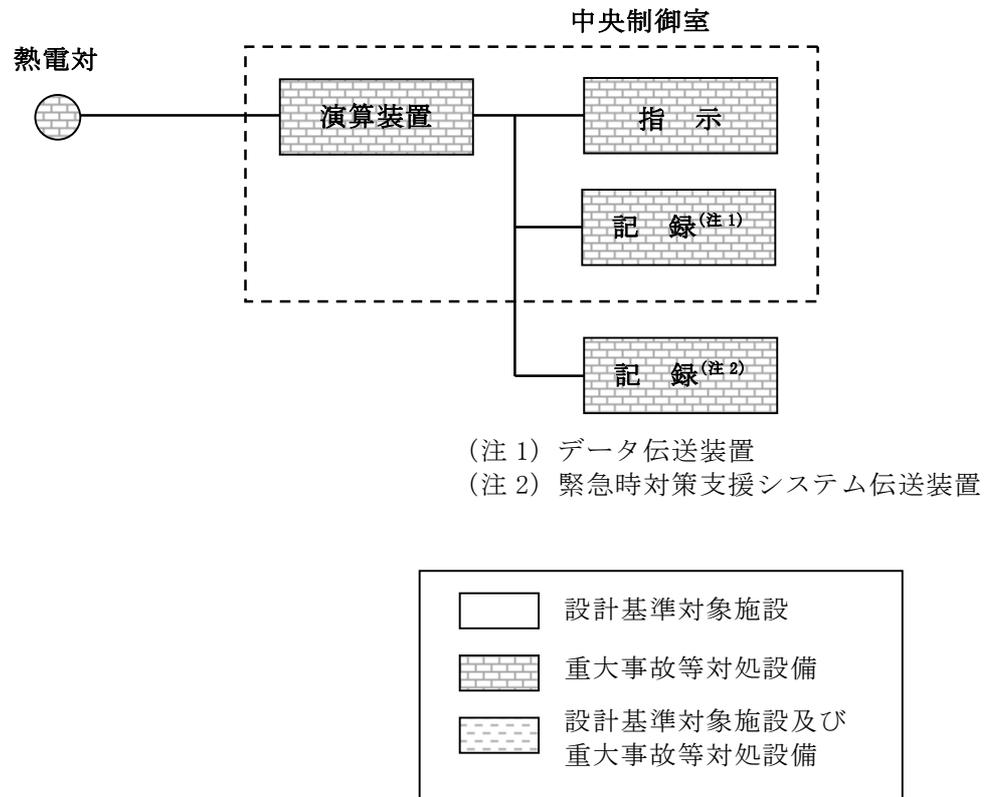
・使用済燃料プール温度（SA）

(1) 設置目的

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

(2) 設備概要

使用済燃料プール温度（SA）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料プール温度（SA）の検出信号は、熱電対にて温度を検出し、演算装置にて電気信号に変換する処理を行った後、中央制御室に指示し、記録する。（第 54-6-5 図「使用済燃料プール温度（SA）の概略構成図」参照）



第 54-6-5 図 使用済燃料プール温度（SA）の概略構成図

(3) 計測範囲

使用済燃料プール温度（SA）の仕様を第 54-6-7 表に、計測範囲を第 54-6-8 表に示す。

第 54-6-7 表 使用済燃料プール温度（SA）の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
使用済燃料プール温度（SA）	熱電対	0～120℃	1 (検出点 8 箇所)	原子炉建屋 原子炉棟 6 階

第 54-6-8 表 使用済燃料プール温度（SA）の計測範囲

名称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時（運転時の過渡変化時を含む）	重大事故等時		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
使用済燃料プール温度（SA）	0～120℃	52℃	66℃以下	0～100℃		重大事故等時における使用済燃料プールの変動範囲について温度を監視可能である。

\*1：プラント状態の定義は以下のとおり。

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

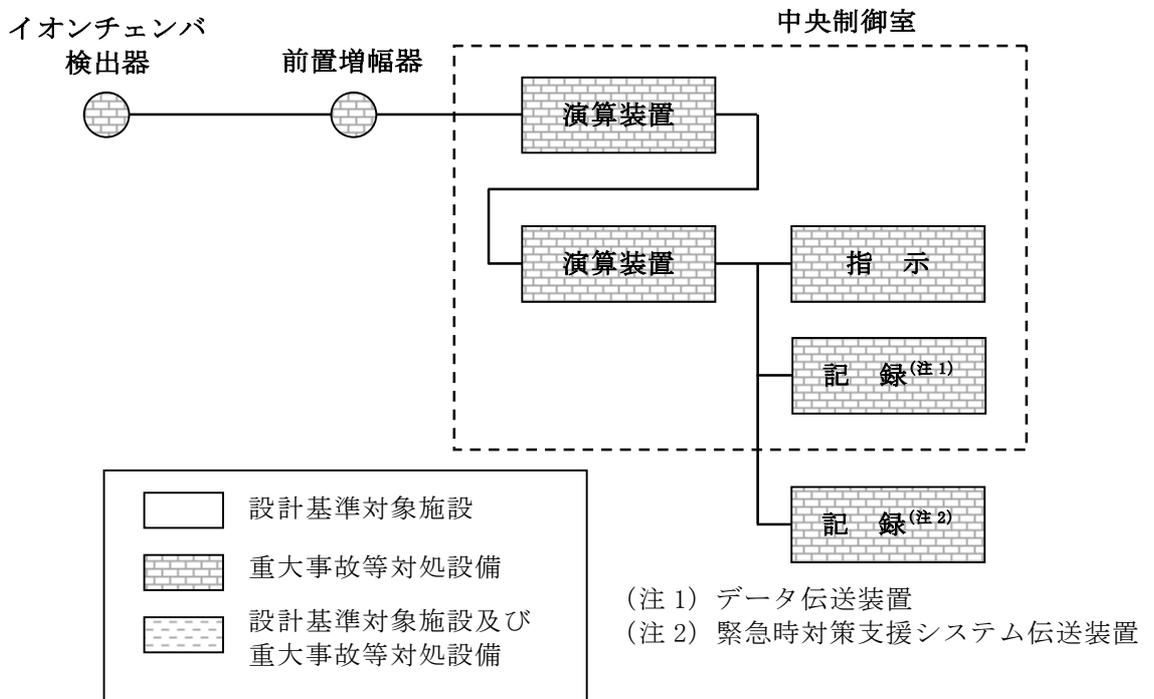
・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

(1) 設置目的

使用済燃料プール上部の空間線量率について、使用済燃料プールに係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり監視するため、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を設置する。

(2) 設備概要

使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の検出信号は、イオンチェンバ検出器にて線量当量率を電気信号に変換し、演算装置にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、中央制御室に指示し、記録する。（第 54-6-6 図「使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の概略構成図」参照）



第 54-6-6 図 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）  
の概略構成図

(3) 計測範囲

使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の仕様を第 54-6-9 表に、計測範囲を第 54-6-10 表に示す。

第 54-6-9 表 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の仕様

名称	種類	計測範囲	個数	取付箇所
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）	イオンチェンバ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	1	原子炉建屋 原子炉棟 6階
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）	イオンチェンバ	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$	1	原子炉建屋 原子炉棟 6階

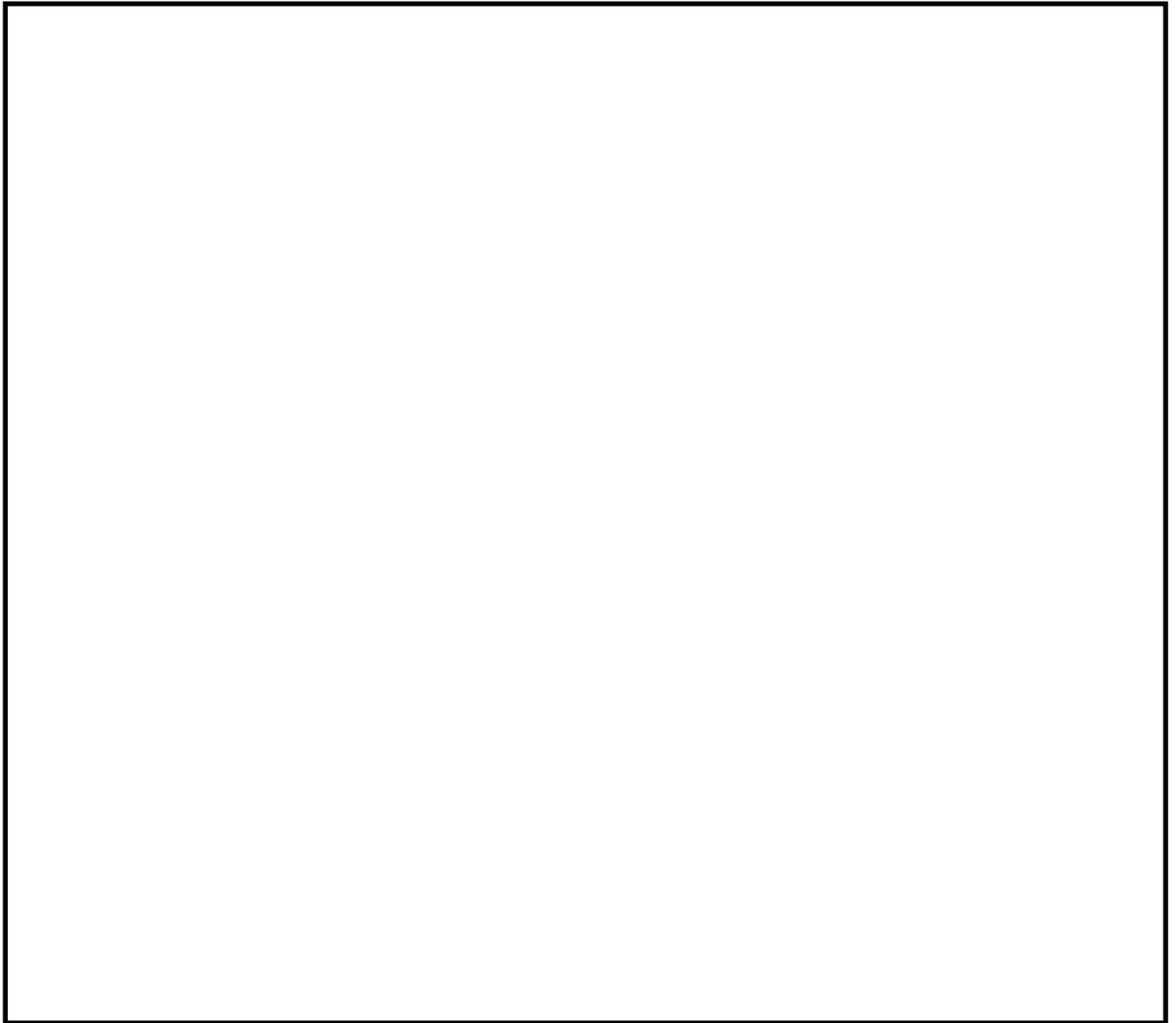
第 54-6-10 表 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）の計測範囲

名称	計測範囲	プラントの状態*1と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時	設計基準事故時（運転時の過渡変化時を含む）	重大事故等時 炉心損傷前 炉心損傷後	
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ）	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	バックグラウンドレベル	—	3.0mSv/h 以下	重大事故等時における使用済燃料プールの変動範囲について放射線量を監視可能である。
使用済燃料プールエリア放射線モニタ（低レンジ）	$10^{-3} \sim 10^4 \text{mSv/h}$				

\*1：プラント状態の定義は以下のとおり。

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

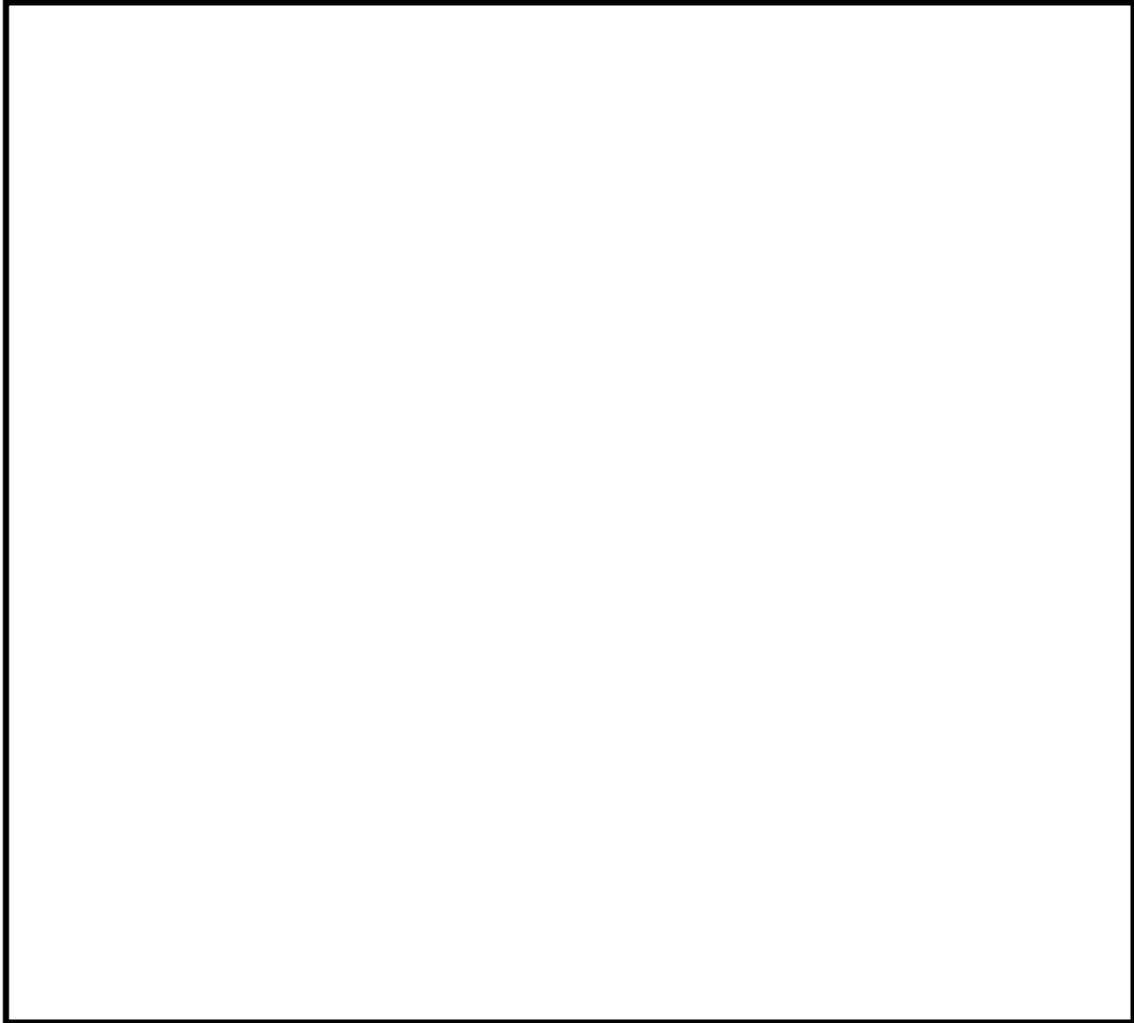
54-7 接続図



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

接続図

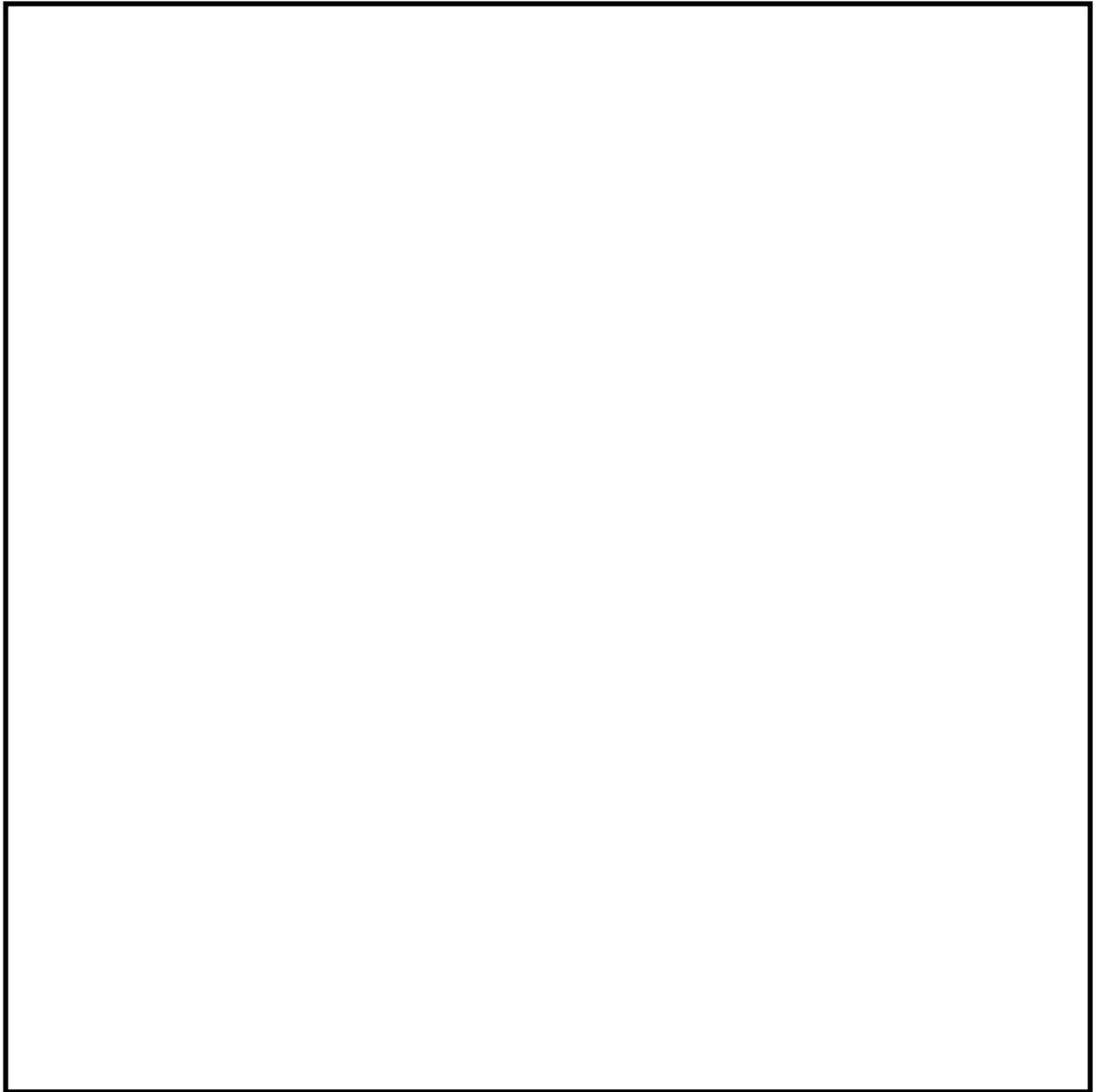
54-8 保管場所図



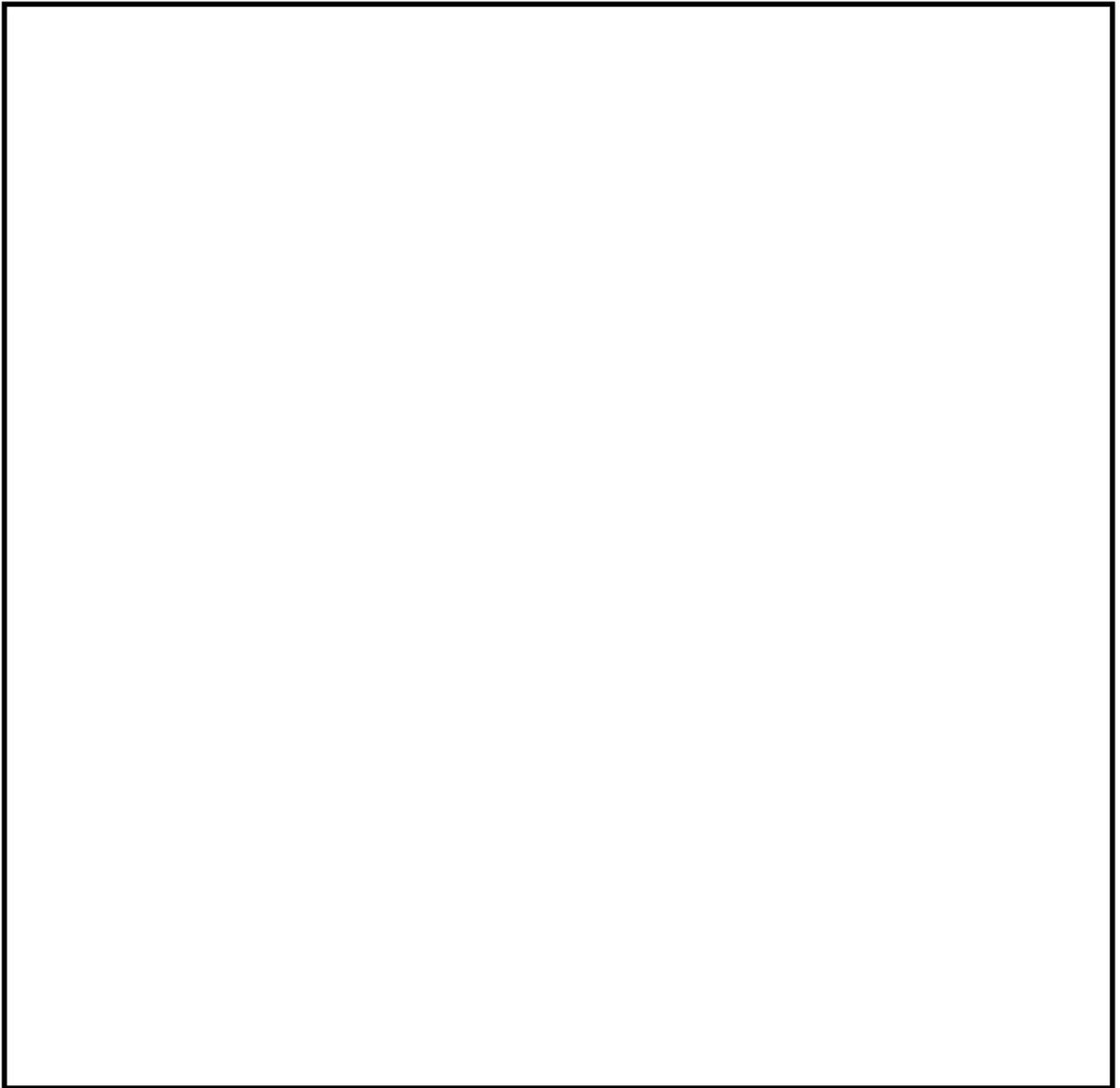
第 54-8-1 図 可搬型代替注水大型ポンプの保管場所

#### 可搬型代替注水大型ポンプの保管場所

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



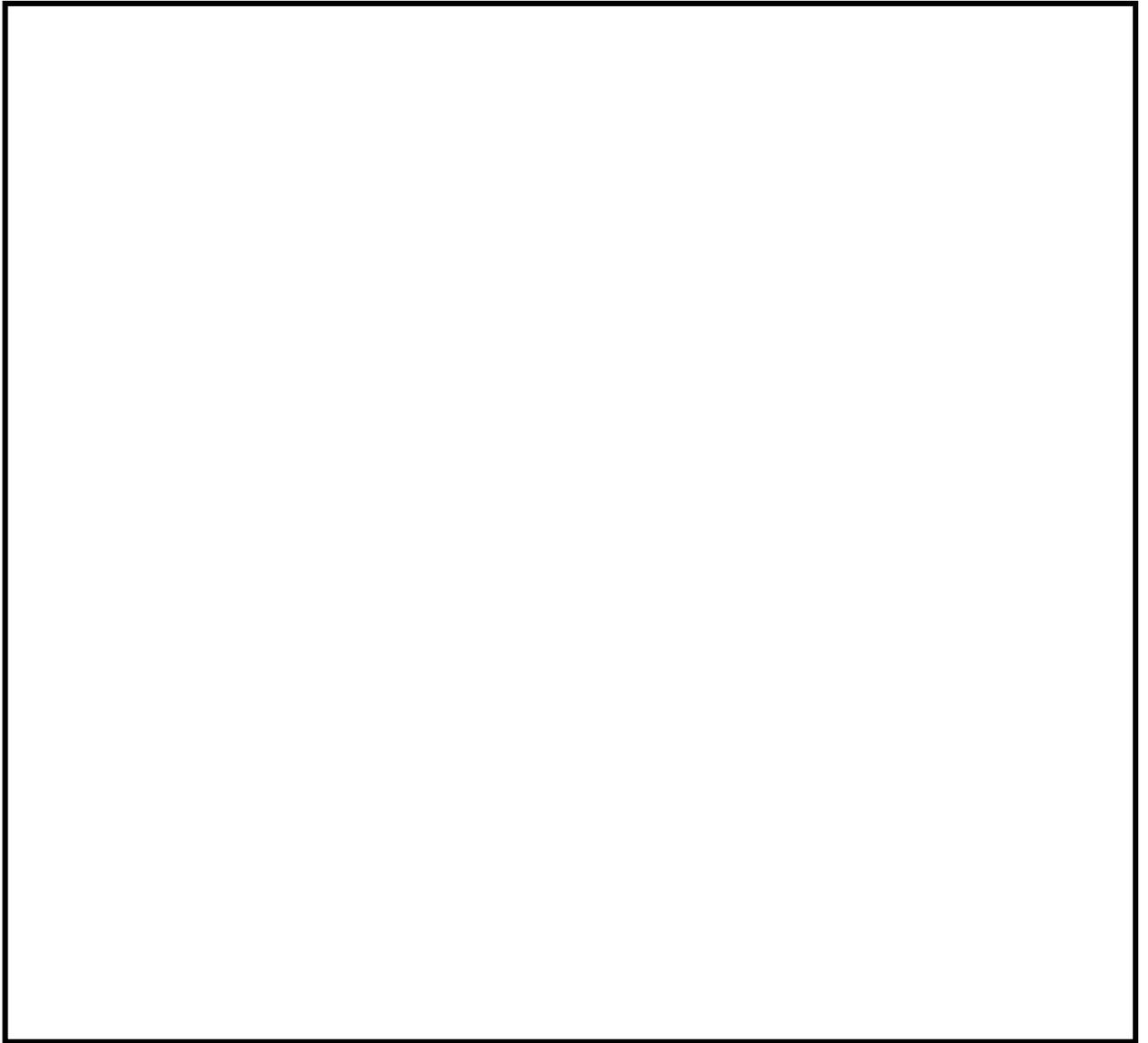
第 54-8-2 図 可搬型スプレイヘッド及びホースの保管場所 (1 / 2)



第 54-8-3 図 可搬型スプレイヘッド及びホースの保管場所（2 / 2）

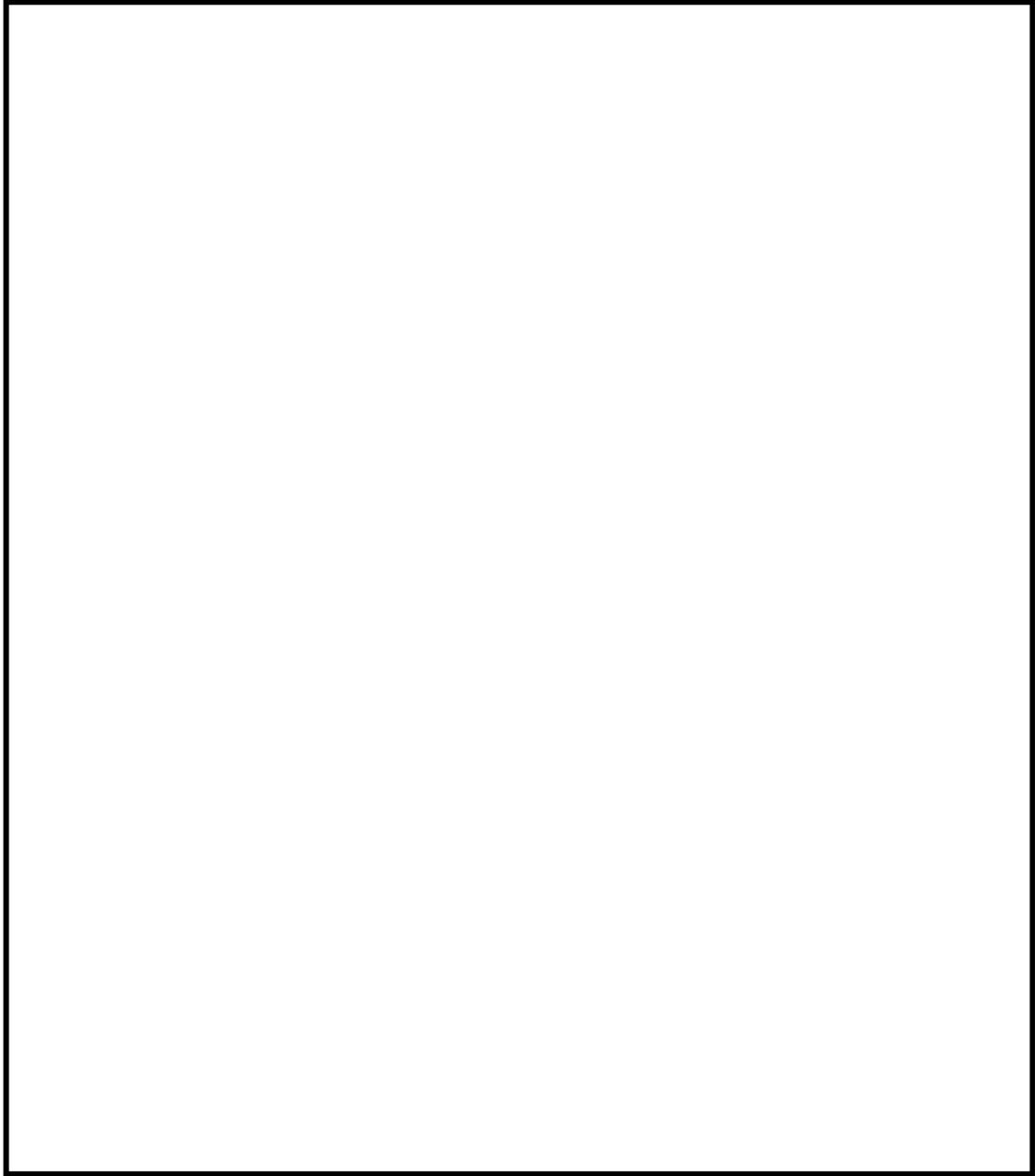
54-9 アクセスルート図

54-9-1

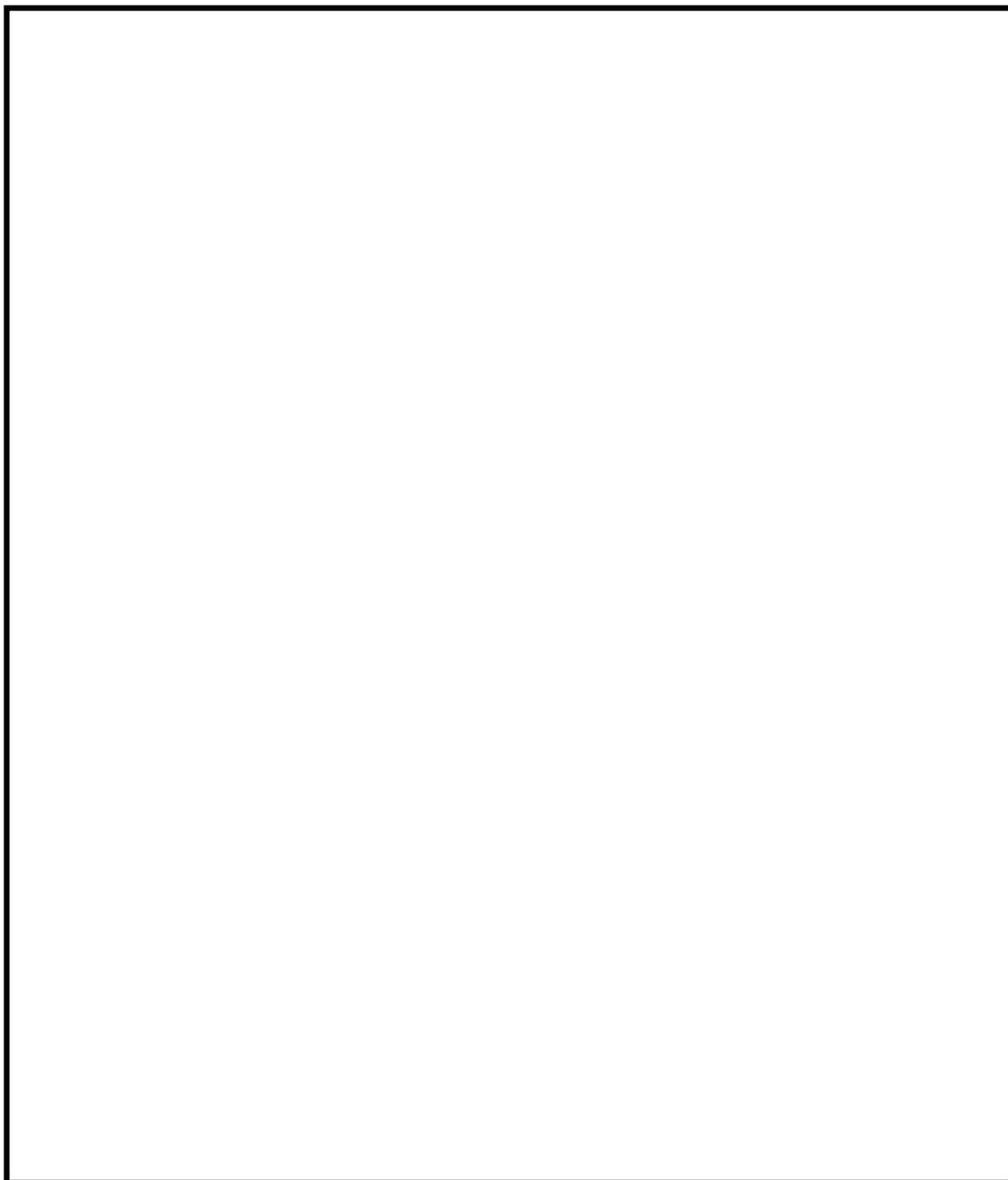


第 54-9-1 図 保管場所及びアクセスルート図

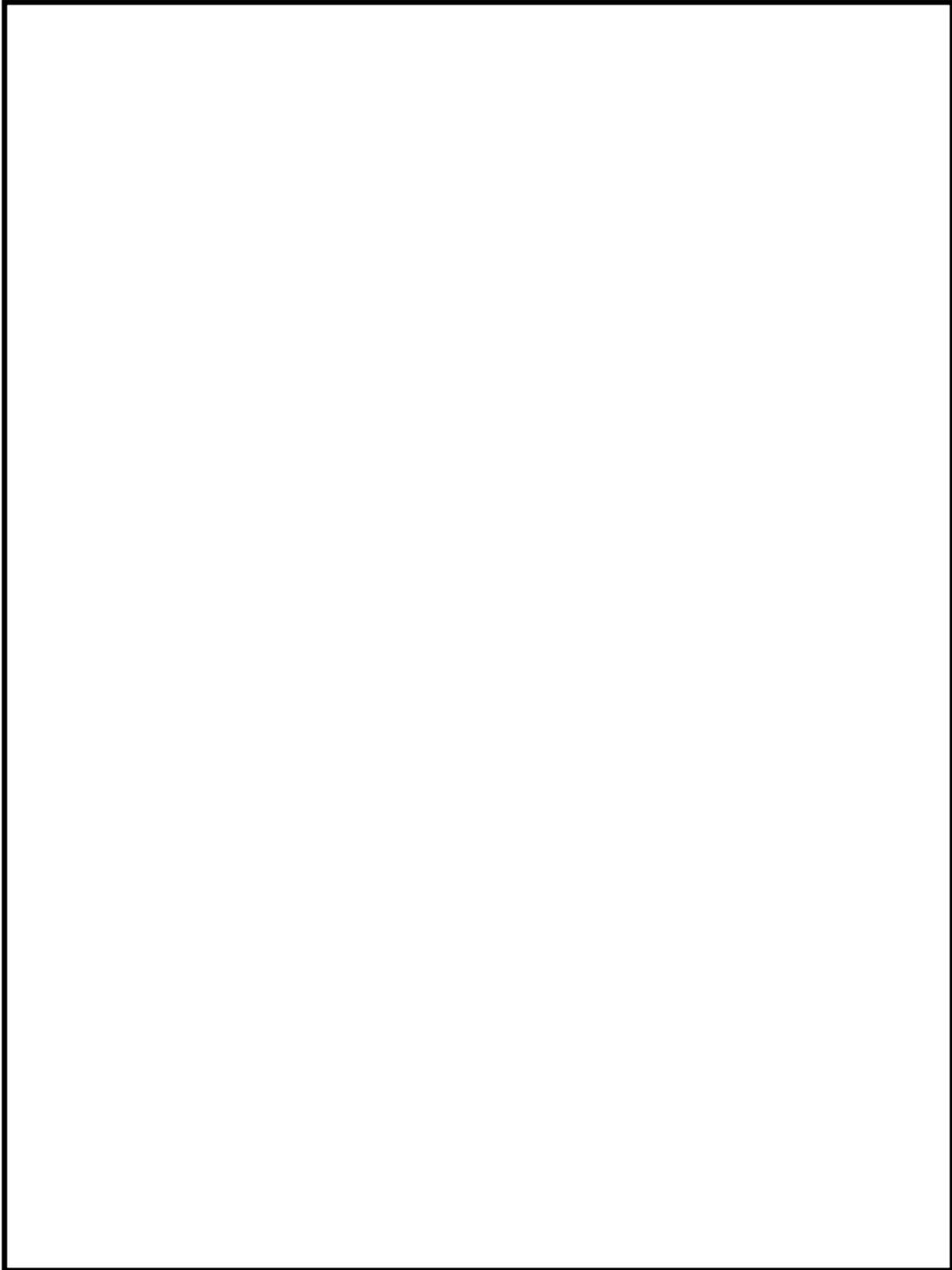
54-9-2



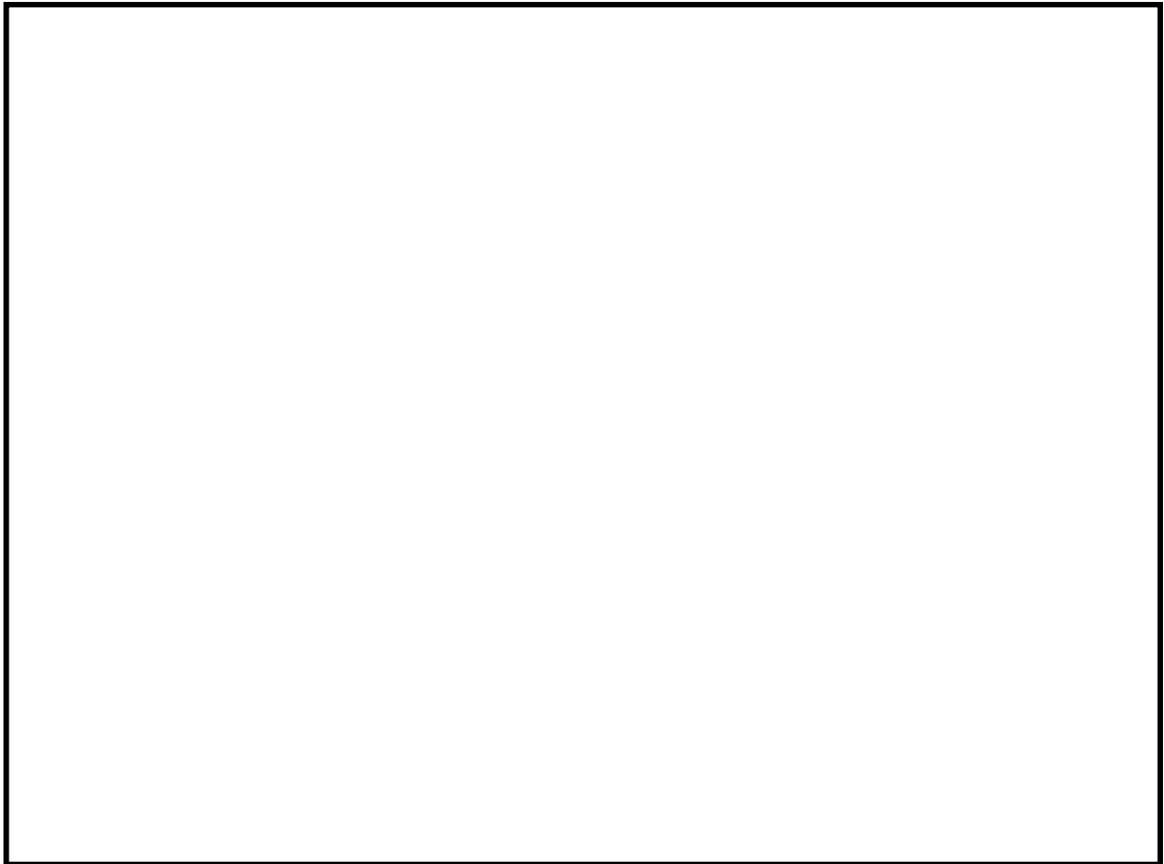
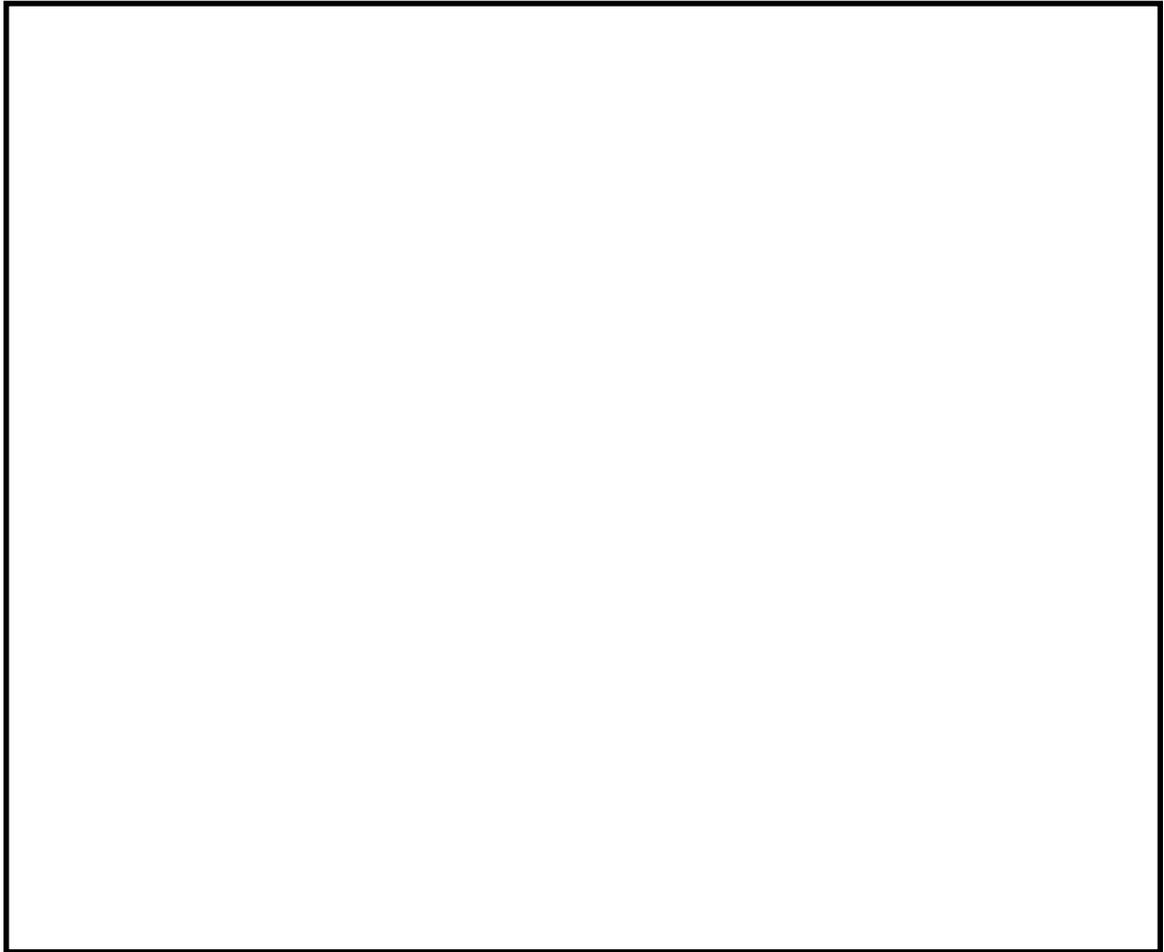
第 54-9-2 図 保管場所～S A用海水ピット～接続口までのアクセスルート図



第 54-9-3 図 保管場所～代替淡水貯槽～接続口までのアクセスルート図

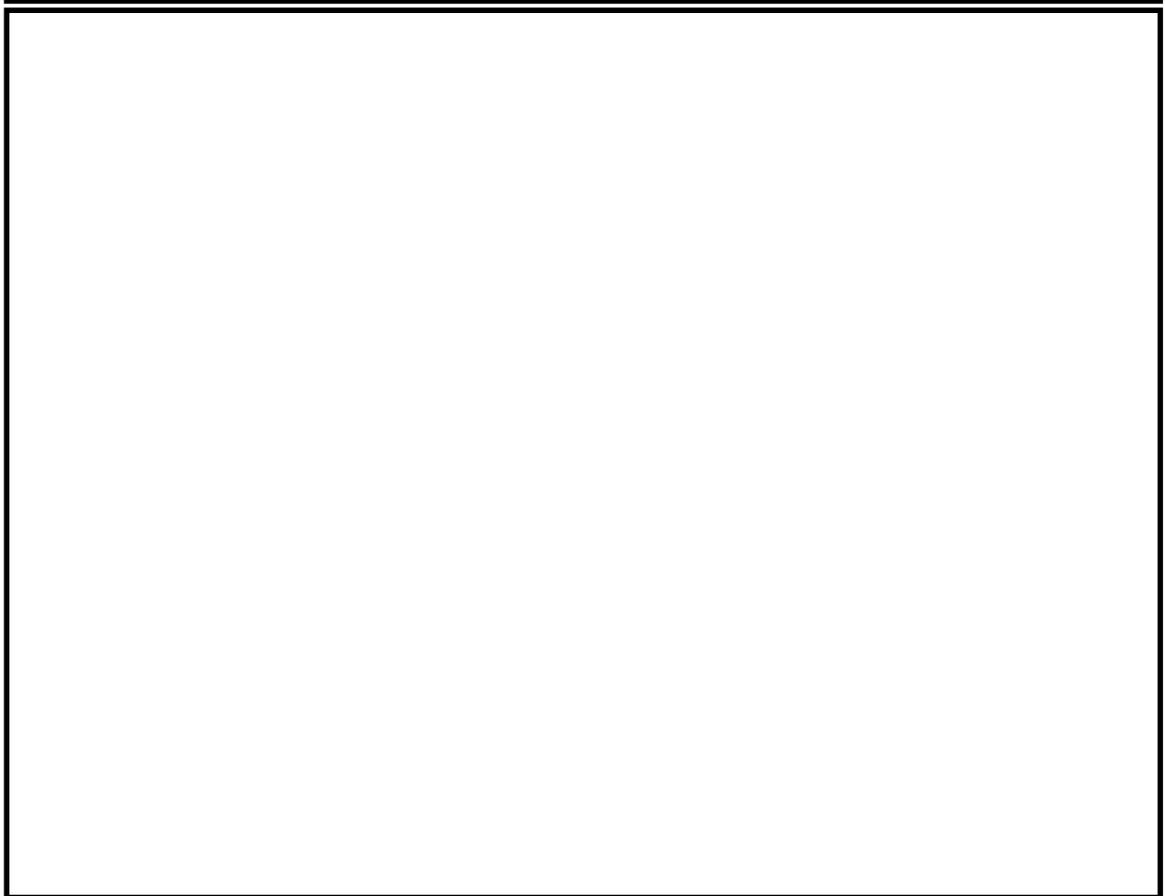
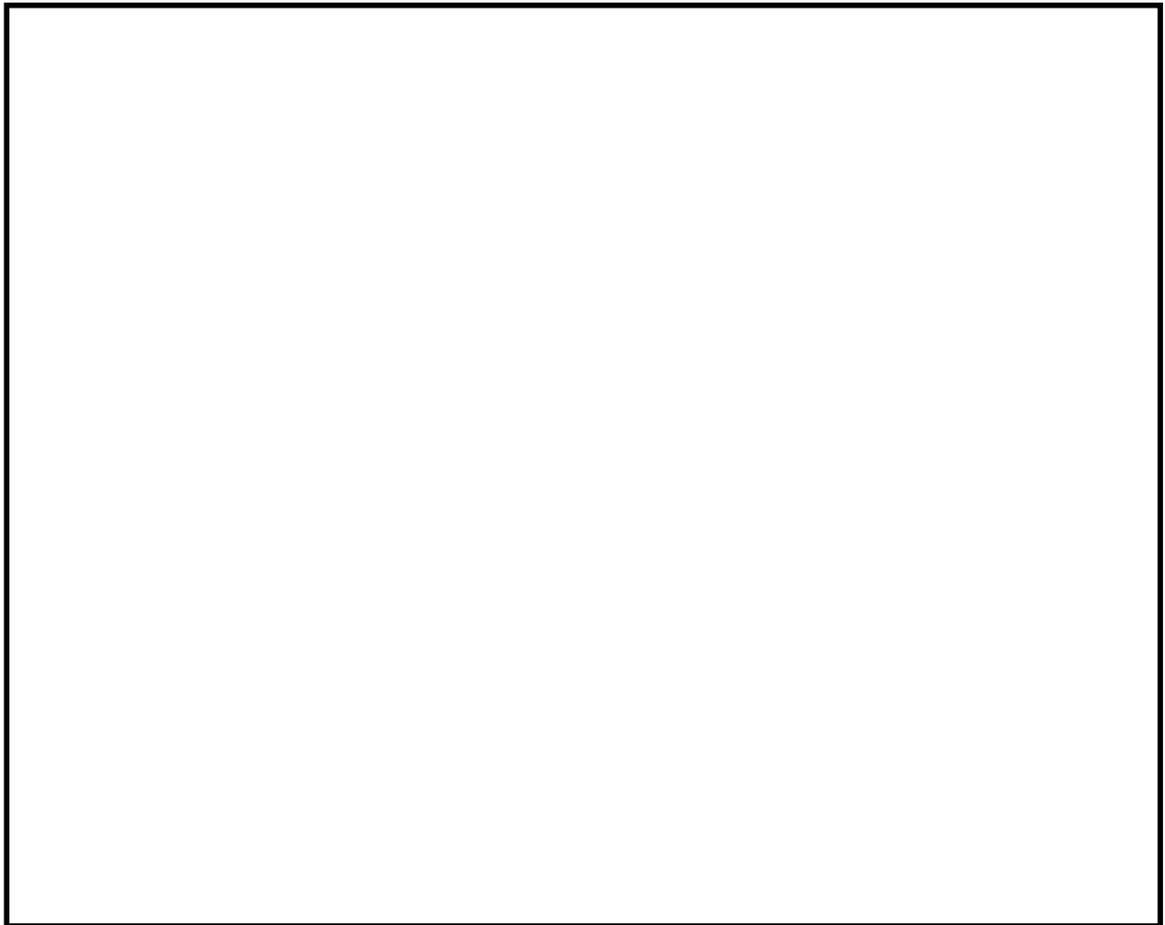


第 54-9-4 図 保管場所～淡水貯水池～接続口までのアクセスルート図



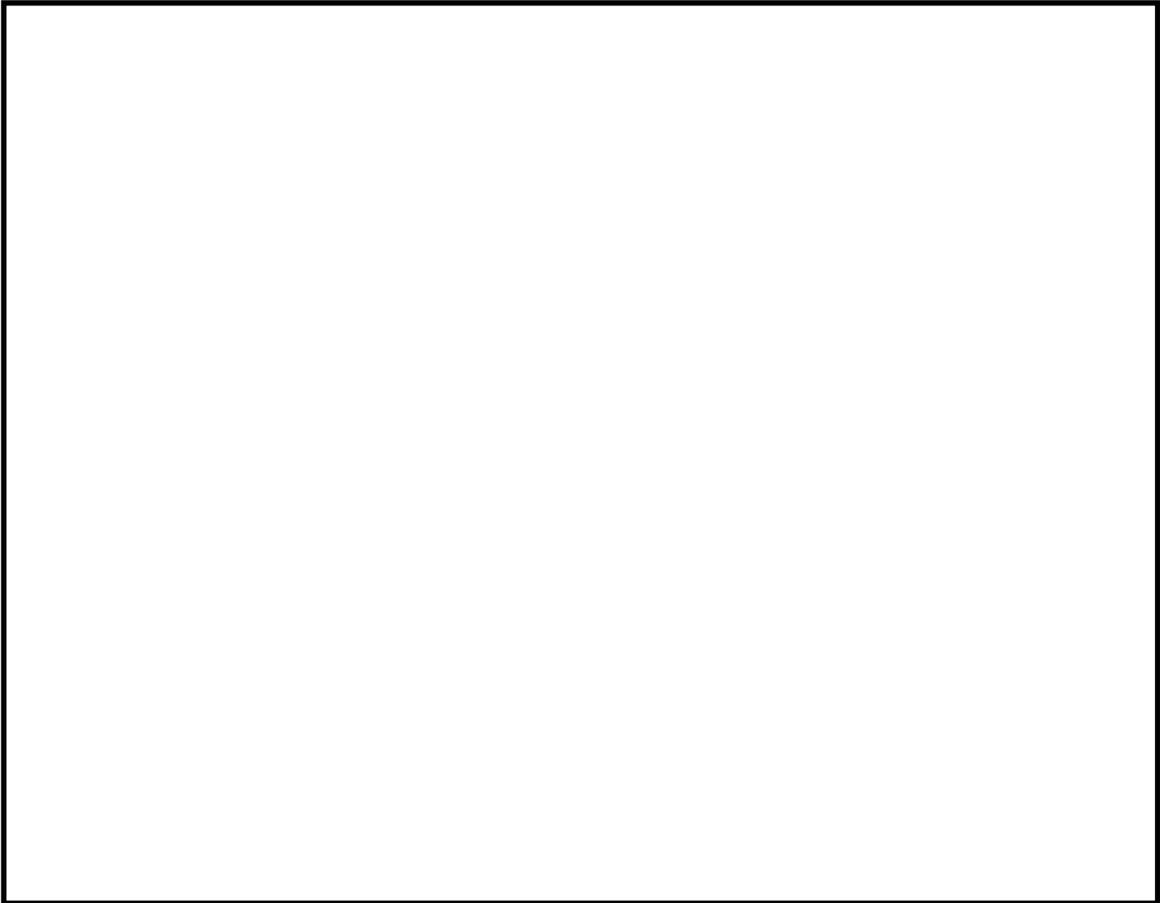
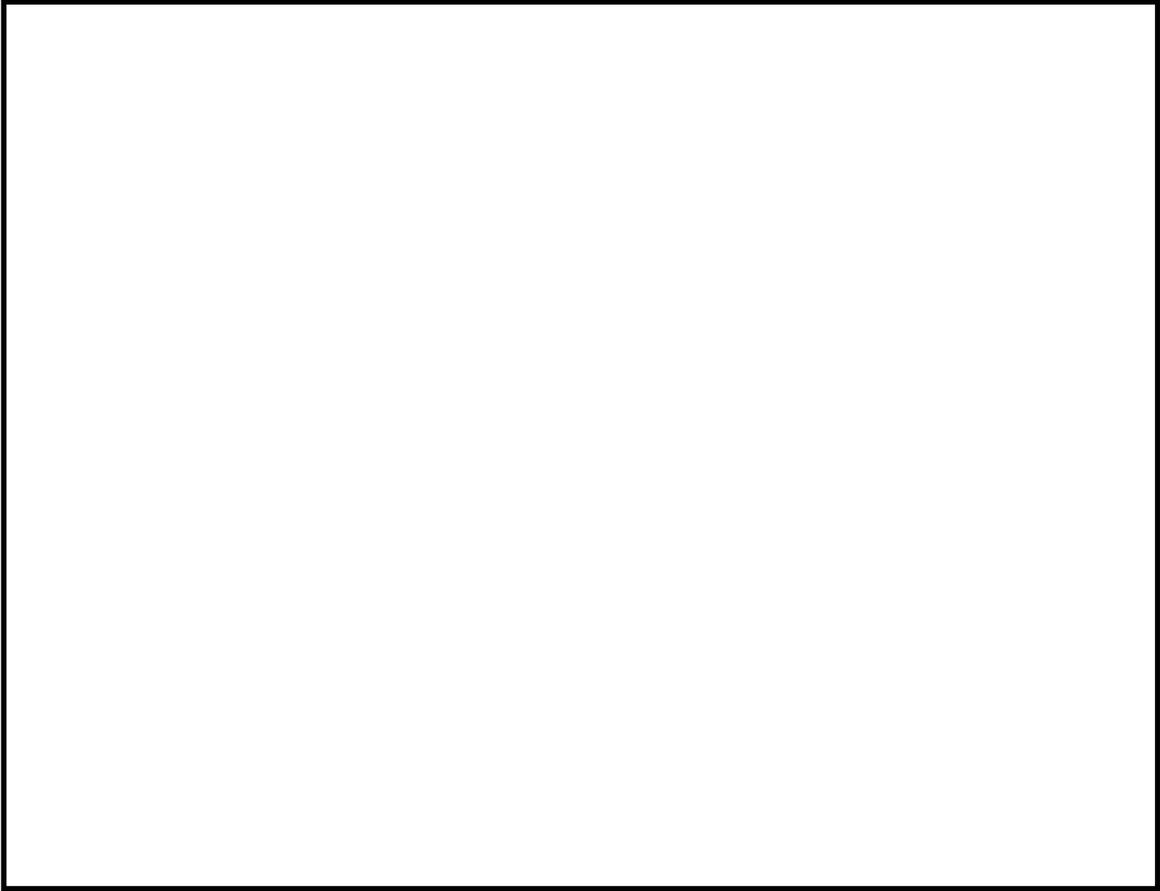
第 54-9-5 図 屋内アクセスルート図 ( 1 / 3 )

54-9-6



第 54-9-6 図 屋内アクセスルート図 ( 2 / 3 )

54-9-7



第 54-9-7 図 屋内アクセスルート図 ( 3 / 3 )

54-9-8

54-10 その他の燃料プール代替注水設備について

## 設備概要（自主対策設備を含む）

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

第 54-10-1 表 各系統の位置付け

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

### (1) 燃料プール冷却浄化系【設計基準対象施設】

燃料プール冷却浄化系の系統概要を第 54-10-1 図に示す。

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

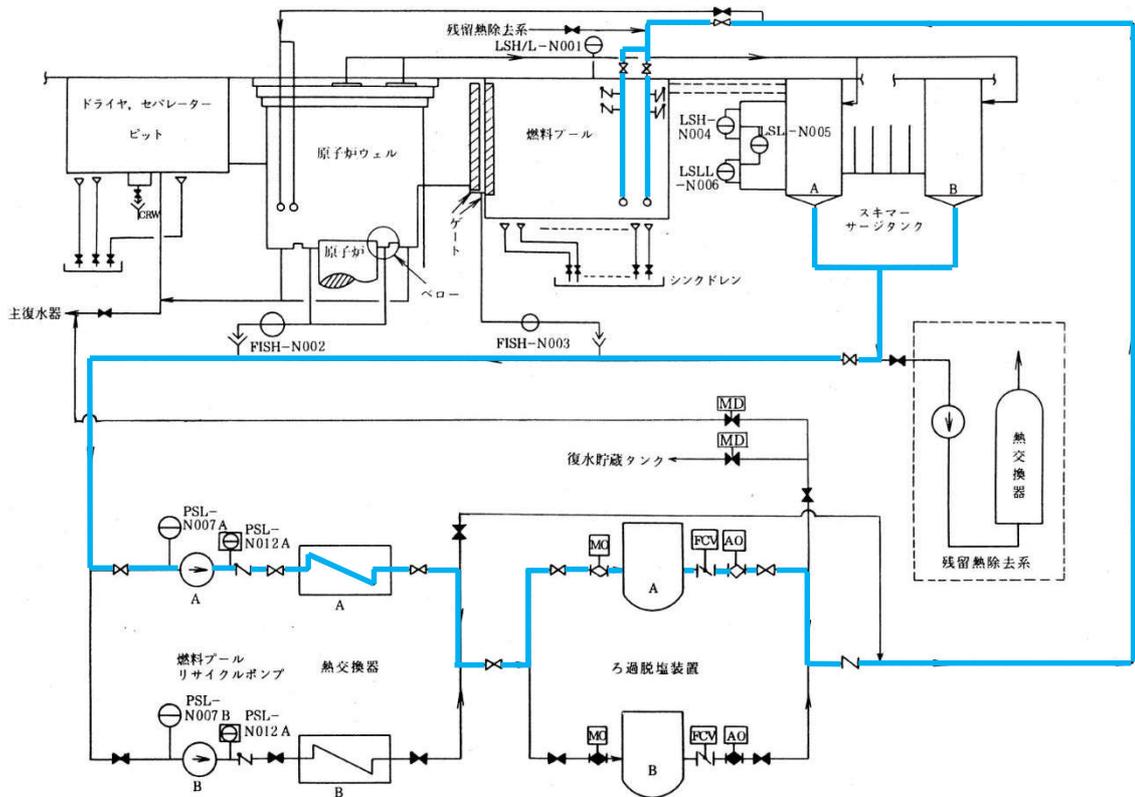
- ① プール水はプールより溢れてスキマサージタンクへ流れ込み，循環ポンプにて加圧される。
- ② プール水中の種々の不純物を，ろ過脱塩装置に保持されたイオン交換樹脂により連続ろ過脱塩して除去する。
- ③ プール水温度を熱交換器により所定の温度以下に維持する。

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

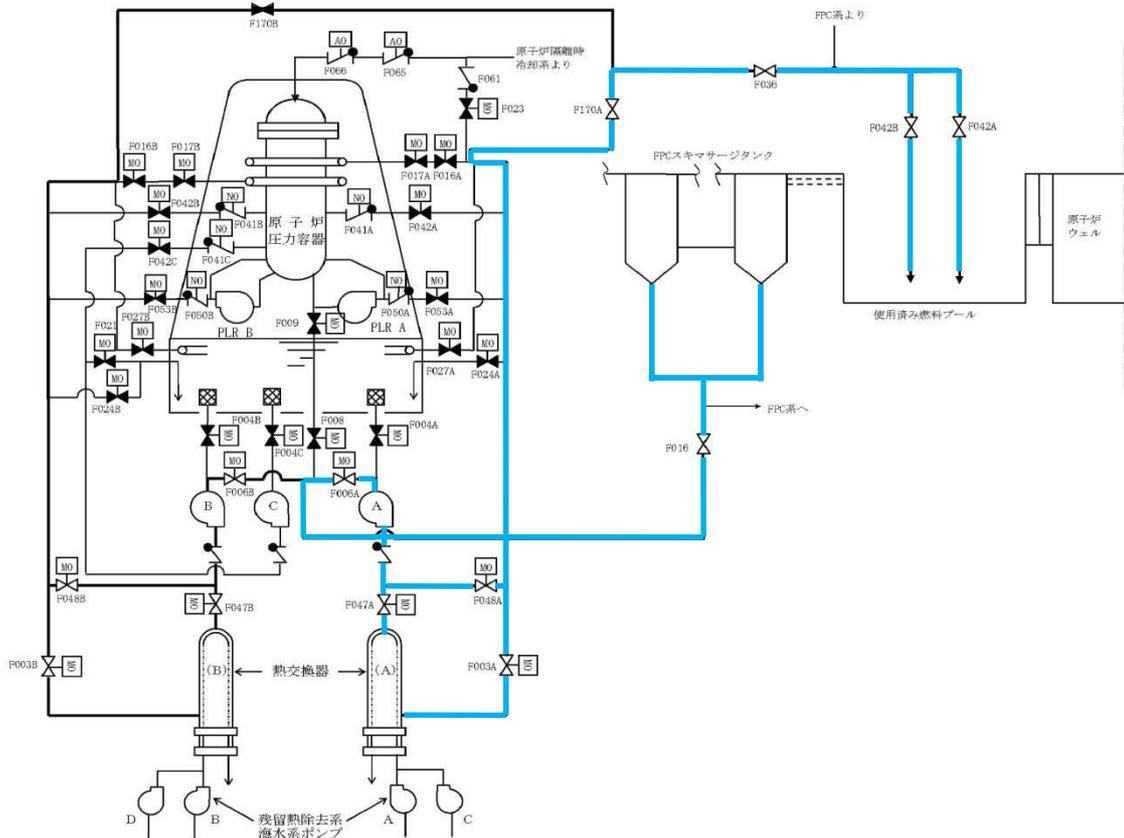
(2) 残留熱除去系 (燃料プール冷却モード) 【設計基準対象施設】

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

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



第 54-10-1 図 燃料プール冷却浄化系 系統概要



第 54-10-2 図 残留熱除去系（燃料プール冷却モード） 系統概要

(3) 代替燃料プール注水系【重大事故等対処設備】

代替燃料プール注水系の系統概要図を補足説明資料 54-4-2～4 に示す。

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

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

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

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

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

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

- ③ 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）は，設計基準対象施設である残留熱除去系（使用済燃料プール水の冷却及び補給機能）及び燃料プール冷却浄化系（使用済燃料プール水の冷却機能）の有する使用済燃料プールの冷却及び補給機能が喪失した場合に，この機能を

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

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

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

#### (4) 代替燃料プール冷却系【重大事故等対処設備】

代替燃料プール冷却系の系統概要図を補足説明資料 54-4-5 に示す。

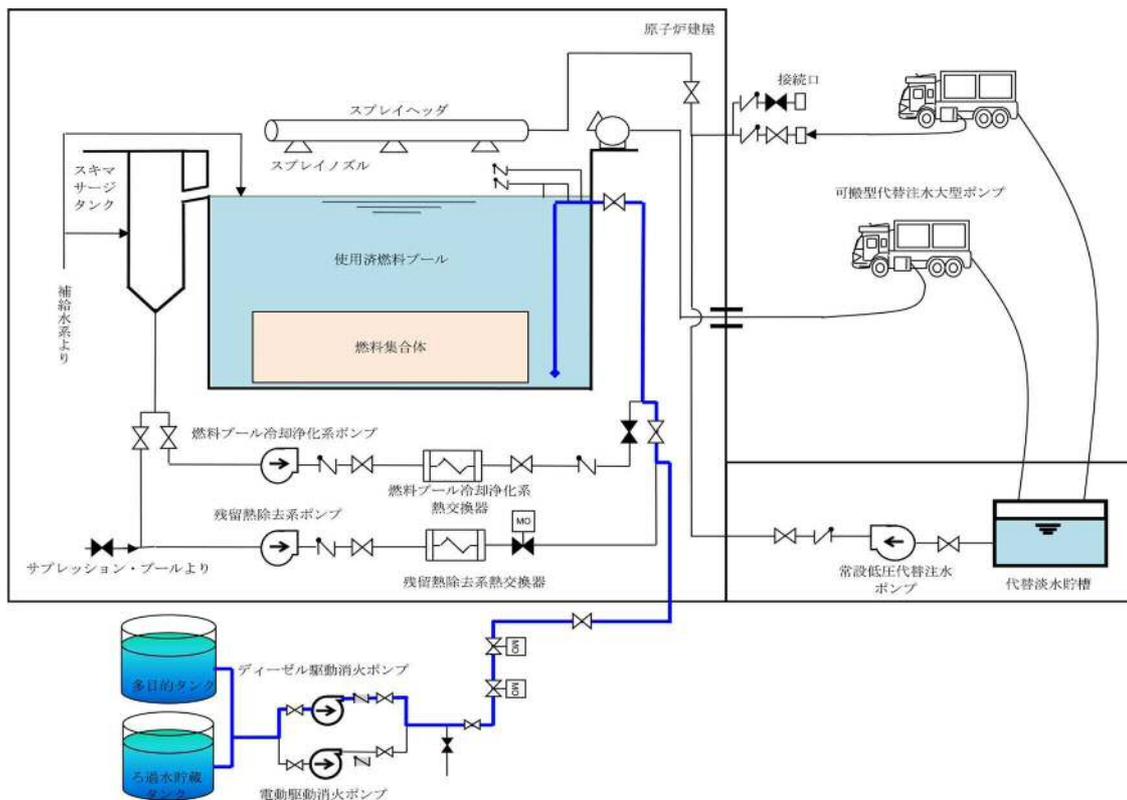
代替燃料プール冷却系は、代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器、緊急用海水系である緊急用海水ポンプにより構成され、重大事故等発生時において、使用済燃料プールの内に貯蔵する使用済燃料から発生する崩壊熱を代替燃料プール冷却系熱交換器で除去して燃料プール水を冷却可能な設計とする。

使用済燃料プール水は、代替燃料プール冷却系ポンプにより昇圧し、代替燃料プール冷却系熱交換器を通した後、使用燃料プールへ戻される。

また、代替燃料プール冷却系熱交換器は、海を水源とした緊急用海水ポンプにより送水された海水により除熱されて、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送される。

(5) 消火系による代替燃料プール注水【自主対策設備】

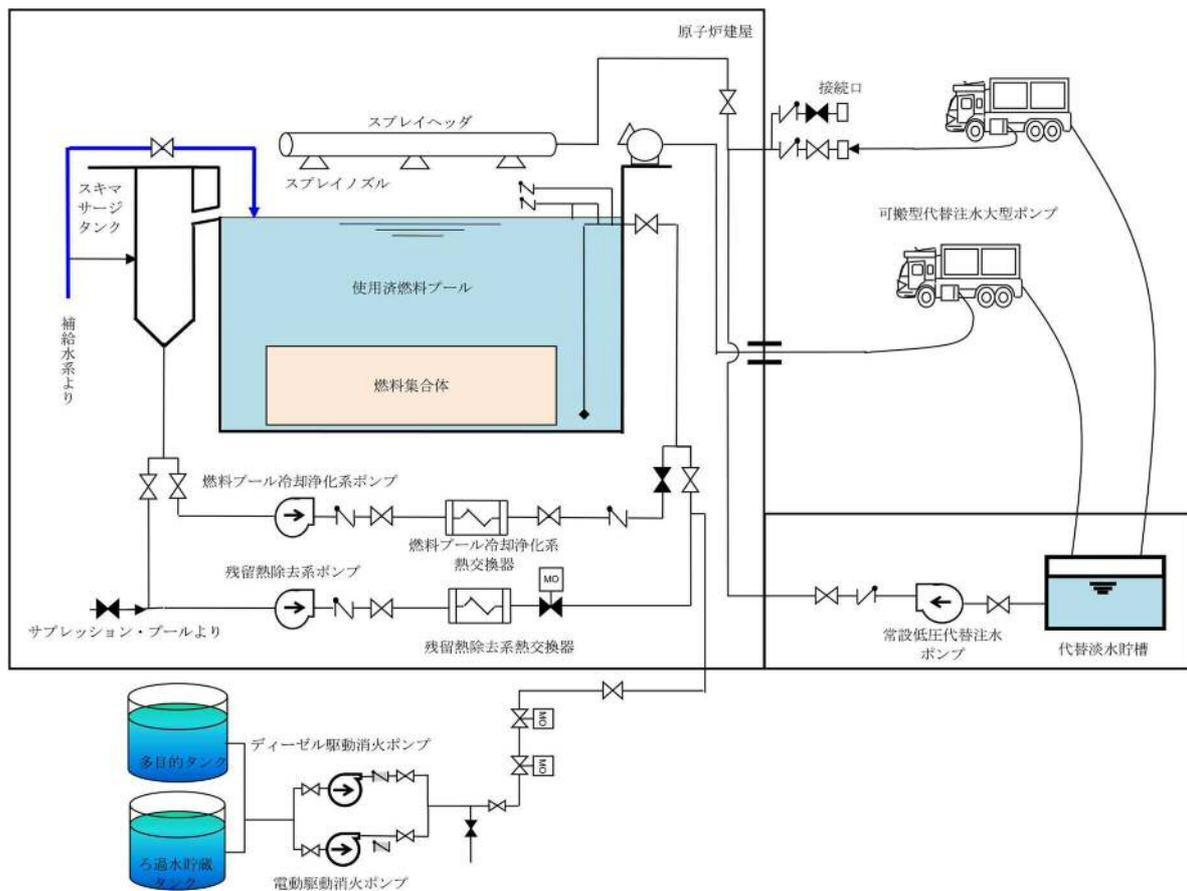
消火系により使用済燃料プールへ注水する設備概要を第3図に示す。消火系による使用済燃料プールへの注水は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、ディーゼル駆動消火ポンプ等を用い、全交流動力電源が喪失した場合でも、代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から遠隔で弁操作し、ろ過水タンクを水源として、消火系配管を經由して使用済燃料プールへ注水し、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止する機能を有する。



第 54-10-3 図 消火系による代替燃料プール注水の概要図

(6) 復水移送系による使用済燃料プール注水【自主対策設備】

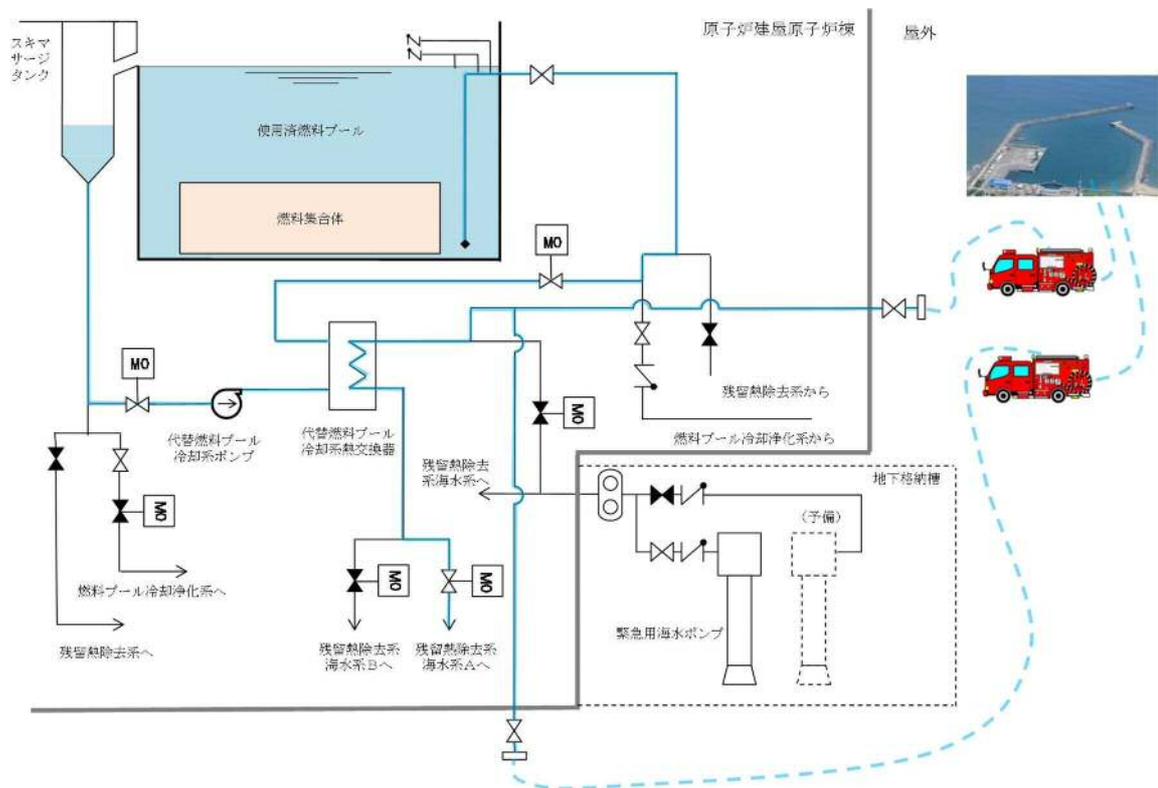
水移送系による使用済燃料プールへの注水は、復水移送ポンプを用い、全交流動力電源が喪失した場合でも、常設代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から遠隔で弁操作し、復水貯蔵タンクを水源として、復水移送系配管を経由して使用済燃料プールへ注水する。



第 54-10-4 図 復水移送系による使用済燃料プール注水の概要図

(7) 代替燃料プール冷却系（可搬型代替注水大型ポンプ）【自主対策設備】

可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール冷却は、緊急用海水ポンプの機能喪失時においても可搬型代替注水大型ポンプにより海水を代替燃料プール冷却系へ供給することにより使用済燃料プールを冷却する。



第 54-10-5 図 代替燃料プール冷却系（可搬型代替注水大型ポンプ）の概要図

54-11 使用済燃料プール監視設備

## 1. 使用済燃料プールの監視設備について

使用済燃料プールの温度，水位及びプール上部の空間線量率を監視する検出器の計測結果を指示及び記録する計測装置を設置する。使用済燃料プール水位・温度（SA 広域），使用済燃料プール温度（SA）及び使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は，重大事故等時に変動する可能性のある範囲にわたり監視することを目的として設置する。

また，使用済燃料プール監視カメラは，重大事故等時の使用済燃料プールの状態を監視するために設置する。

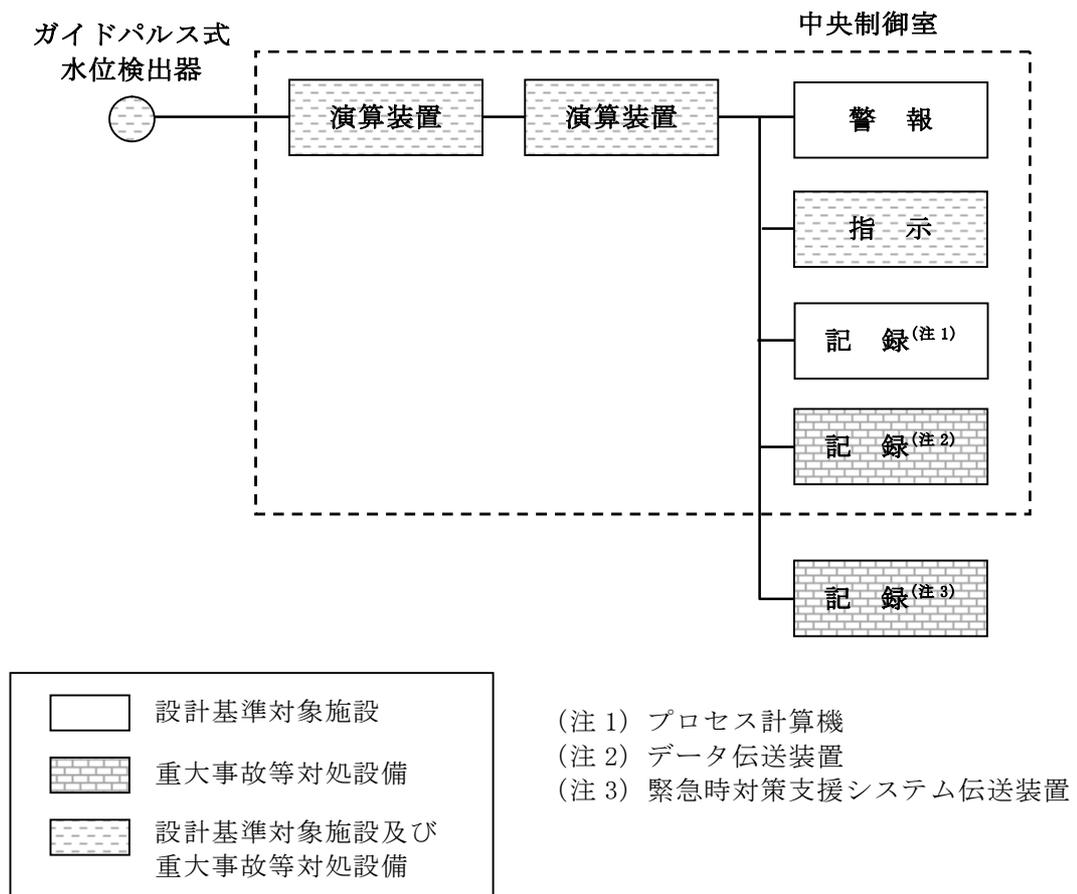
なお，全交流電源喪失した場合でも，代替電源設備からの給電を可能とし，中央制御室で監視可能な設計とする。

## 2. 設備概要について

### 2.1 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）

#### (1) 水位計測について

使用済燃料プール水位（SA 広域）は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、パルス信号を発信し、検出器頂部のコネクタ部からの反射波と空気と水面の境界面からの反射波が、演算装置に戻る時間差を水位信号へ変換する処理を行った後、中央制御室に指示し、記録する。（第 54-11-1 図参照）



第 54-11-1 図 使用済燃料プール水位（SA 広域）の概略構成図

(設備仕様)

計測範囲 : EL. 35,077 mm ~ EL. 46,577 mm

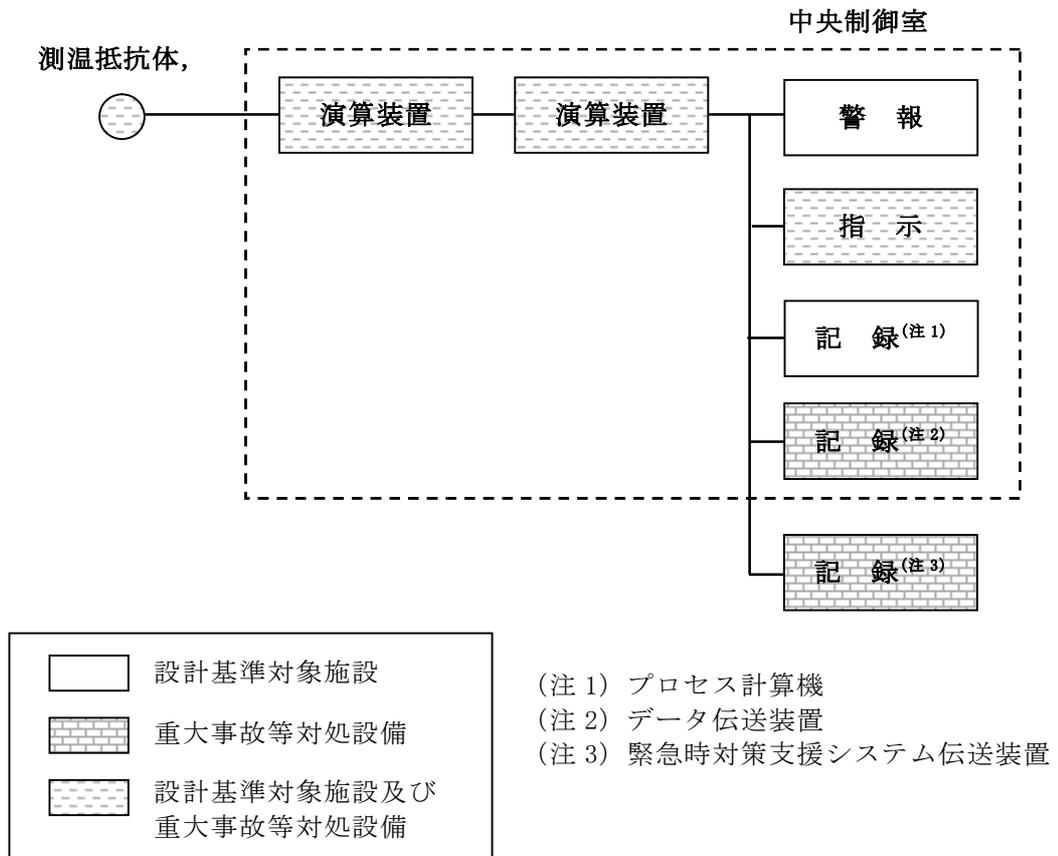
個 数 : 1 個

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟 6 階

使用済燃料プール水位 (SA 広域) は第五十四条第 1 項で要求される想定事故 (第 37 条解釈 3-1 (a) 想定事故 1 (冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し, 蒸発により水位が低下する事故) 及び (b) 想定事故 2 (サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故)) 及び第五十四条第 2 項で要求される使用済燃料プールの水位が異常に低下する事故を考慮し, 使用済燃料ラック底部近傍 (EL. 35,077 mm) から使用済燃料プール上端近傍 (EL. 46,577 mm) を計測範囲とする。(第 54-11-3 図参照)

(2) 温度計測について

使用済燃料プール温度（SA 広域）は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，測温抵抗体により検出された電気信号を演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後，中央制御室に指示し，記録する。（第 54-11-2 図参照）



第 54-11-2 図 使用済燃料プール温度（SA 広域）の概略構成図

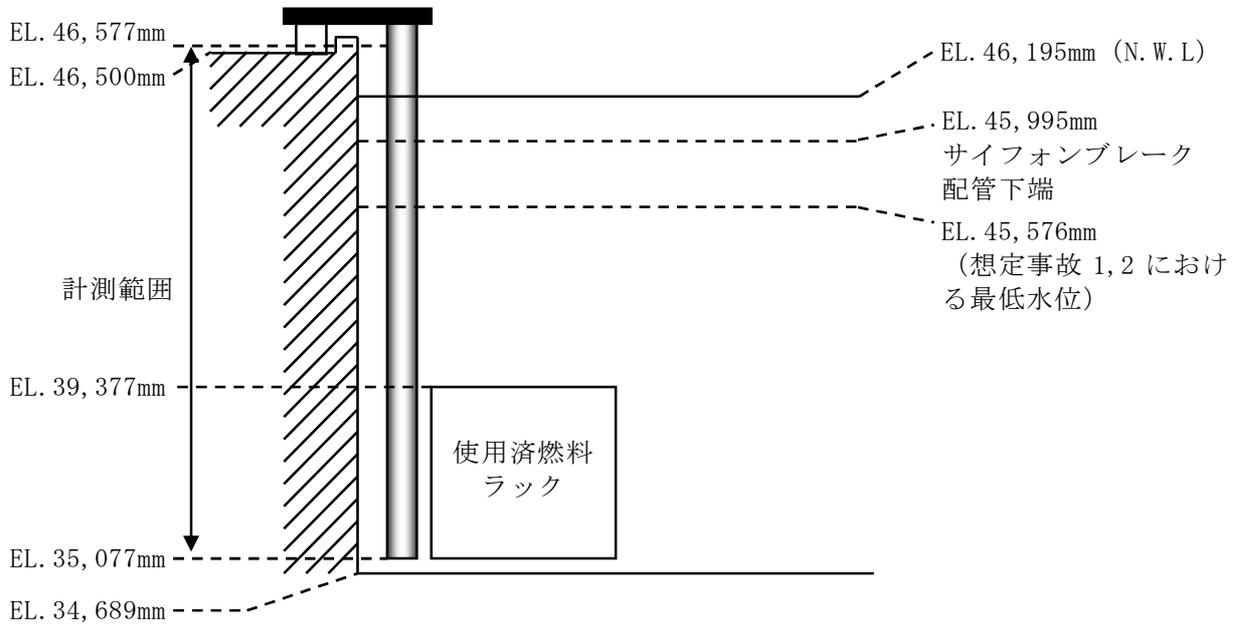
(設備仕様)

計測範囲 : 0 ~ 120°C

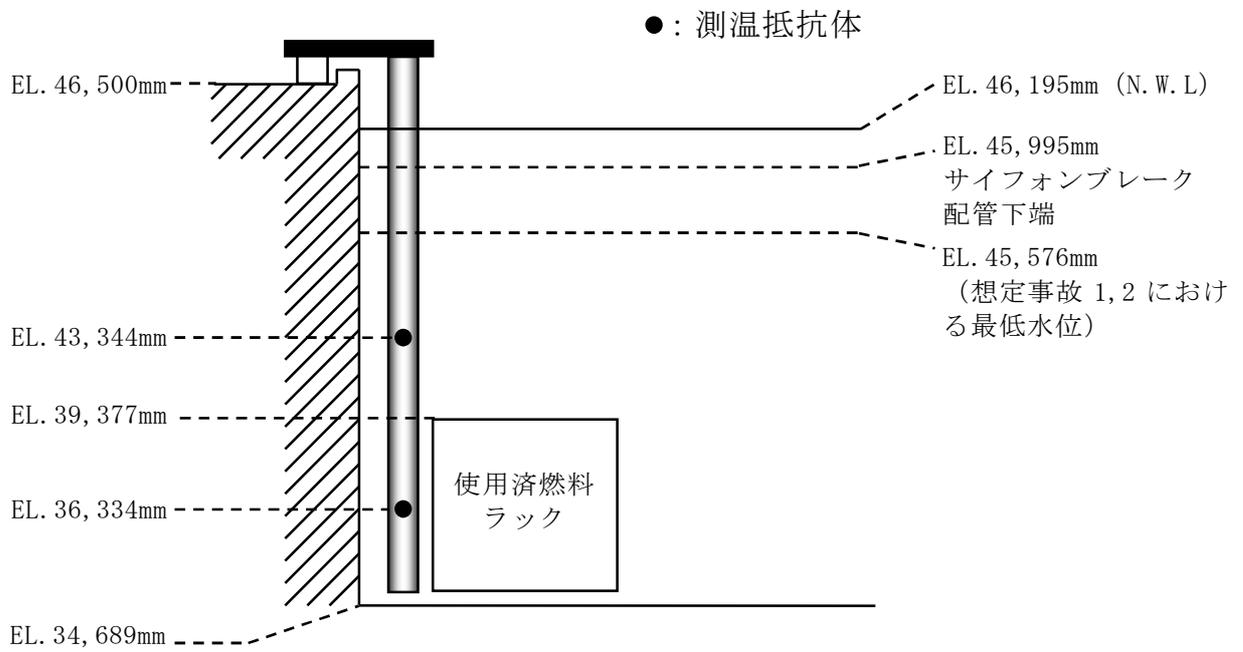
個 数 : 2 個

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟 6 階

なお、第五十四条第1項で要求される想定事故は第37条解釈3-1(a) 想定事故1(冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し、蒸発により水位が低下する事故)及び(b) 想定事故2(サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故)であり、水位が低下した場合の最低水位(有効性評価:燃料プール冷却浄化系配管が破断した場合の水位(EL. 45,576mm))においても温度計測できる設置位置とする。(第54-11-4図参照)



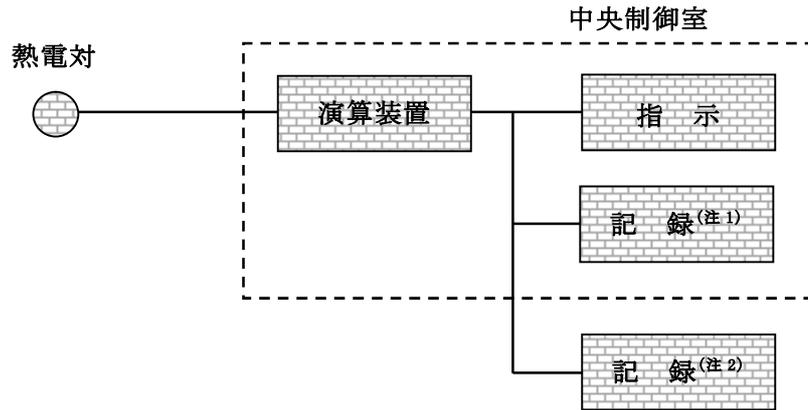
第54-11-3図 使用済燃料プール水位(SA広域)の概略構成図



第 54-11-4 図 使用済燃料プール温度 (SA 広域) の概略構成図

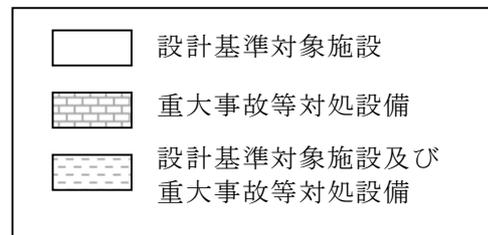
## 2.2 使用済燃料プール温度 (SA)

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



(注 1) データ伝送装置

(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



第 54-11-5 図 使用済燃料プール温度 (SA) の概略構成図

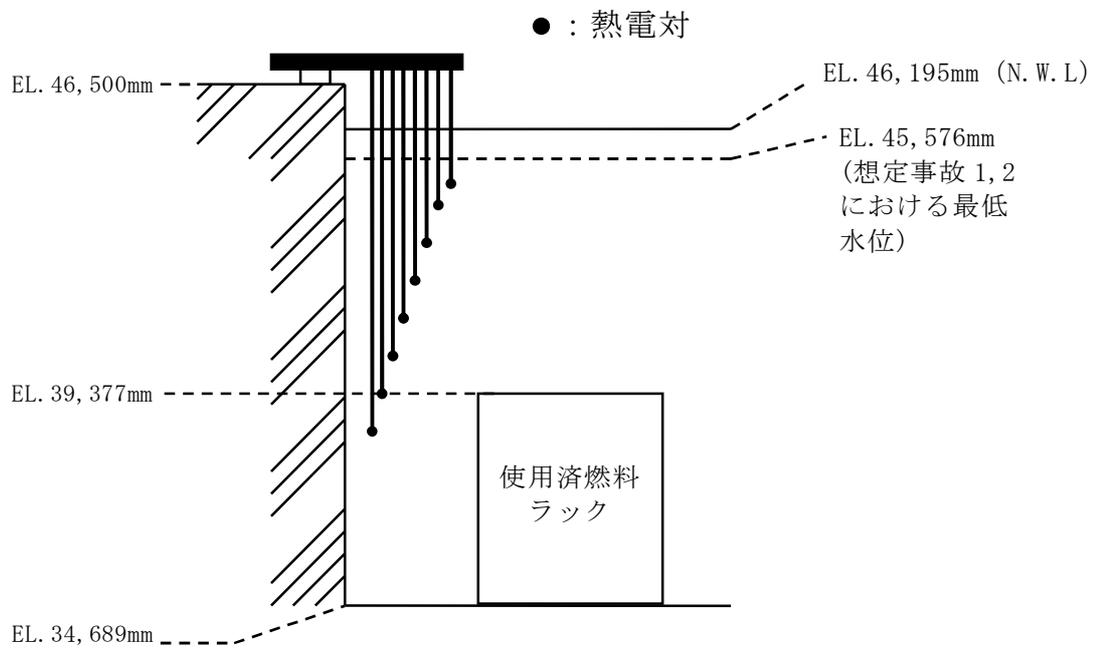
(設備仕様)

計測範囲 : 0 ~ 120℃

個 数 : 1 個 (検出点 8 箇所)

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟 6 階

なお、第五十四条第 1 項で要求される想定事故（第 37 条解釈 3-1 (a) 想定事故 1（冷却機能又は注水機能喪失により水温が上昇し，蒸発により水位が低下する事故）及び (b) 想定事故 2（サイフォン現象等により使用済燃料プール水の小規模な喪失が発生し水位が低下する事故））における水位が低下した場合の最低水位（有効性評価：燃料プール冷却浄化系配管が破断した場合の水位（EL. 45, 576mm）においても温度計測できる設置位置としている。（第 54-11-6 図参照）

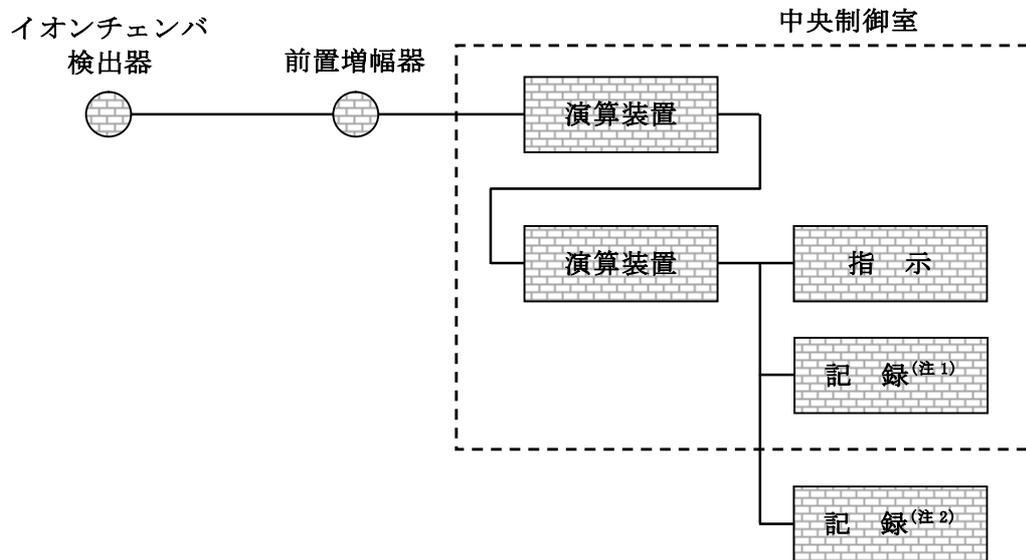


第 54-11-6 図 使用済燃料プール温度 (SA) の計測範囲

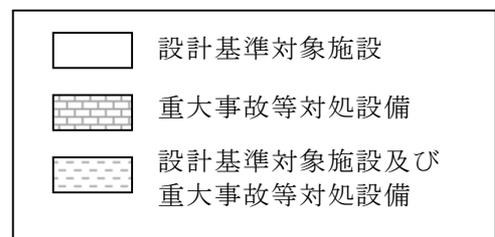
### 2.3 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

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

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



(注 1) データ伝送装置  
(注 2) 緊急時対策支援システム伝送装置



第 54-11-7 図 使用済燃料プールエリア放射線モニタの概略構成図

(設備仕様)

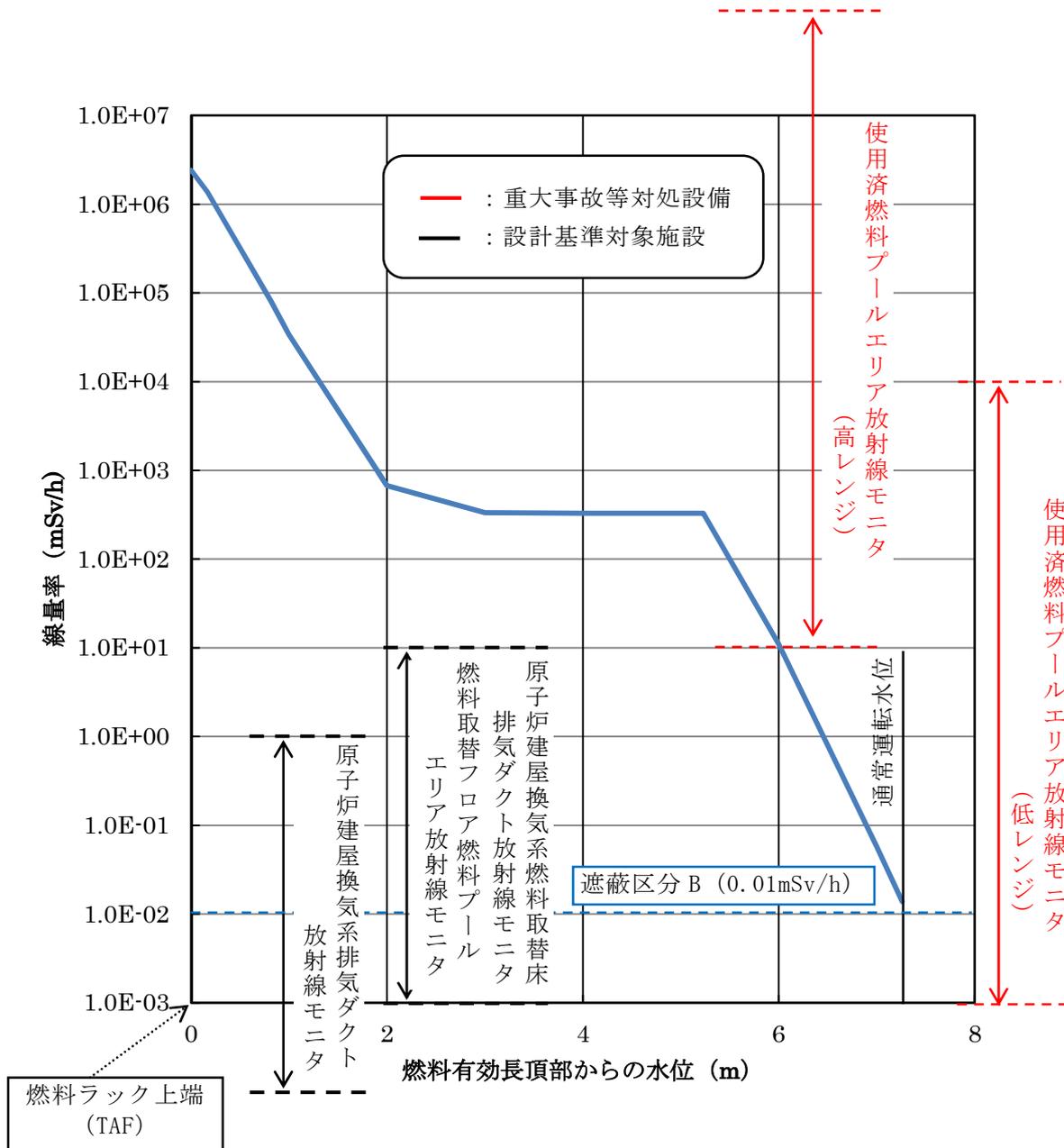
計測範囲 : 高レンジ  $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$

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

個 数 : 各 1 個

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟 6 階

使用済燃料プールエリア放射線モニタの計測範囲は、重大事故等時に使用済燃料プール水位の異常な低下が発生し、使用済燃料が露出した場合に想定される最大線量率を計測できる範囲 ( $\sim 10^5 \text{Sv/h}$ ) とする。(第 54-11-8 図参照)



第 54-11-8 図 水位と放射線線量率の関係

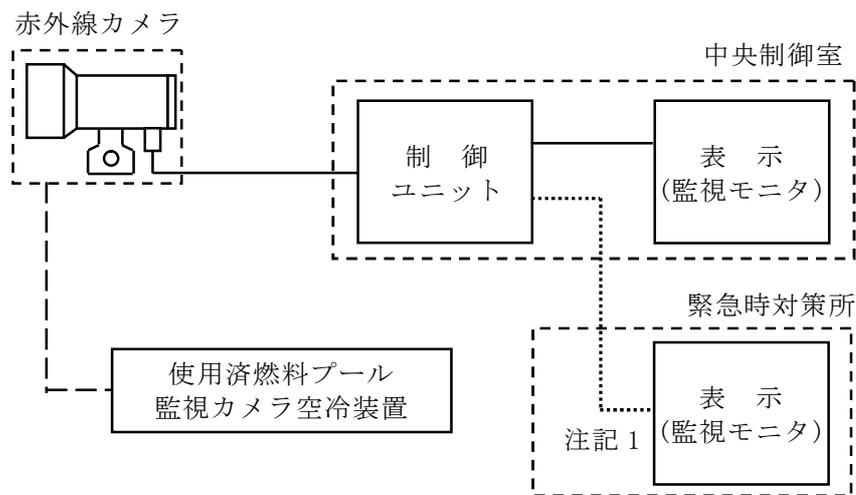
## 2.4 使用済燃料プール監視カメラ

### (1) 使用済燃料プール監視カメラ

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

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

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



注記 1 : 緊急時対策所まで無線通信

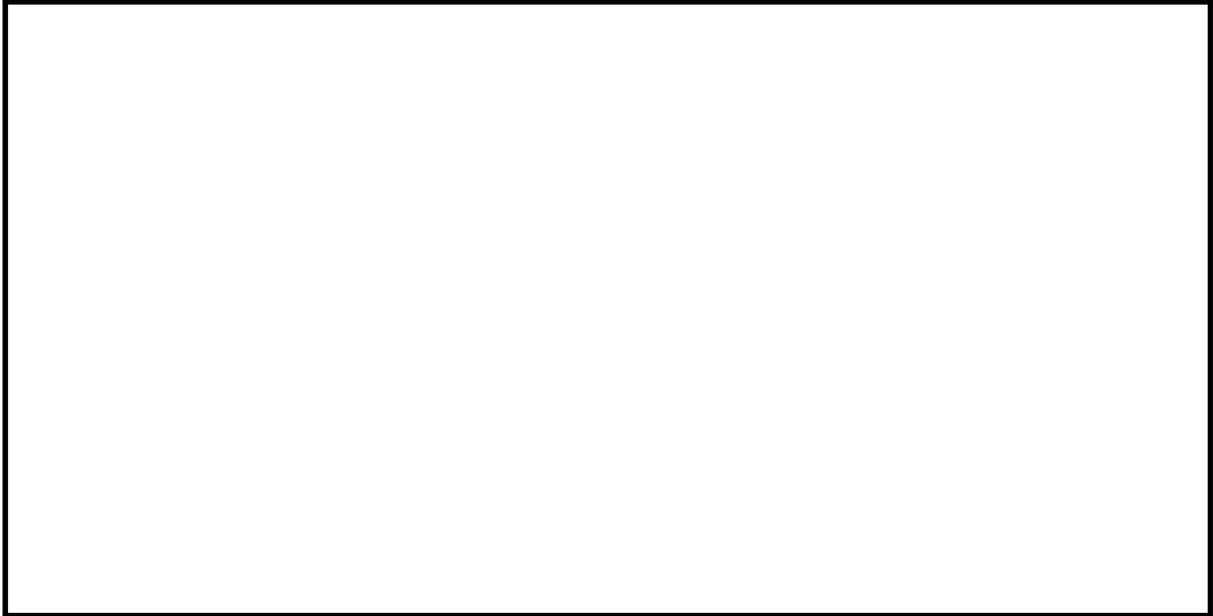
第 54-11-9 図 使用済燃料プール監視カメラの概略構成図

(設備仕様)

個 数 : 1 個

設置場所 : 原子炉建屋原子炉棟 6 階

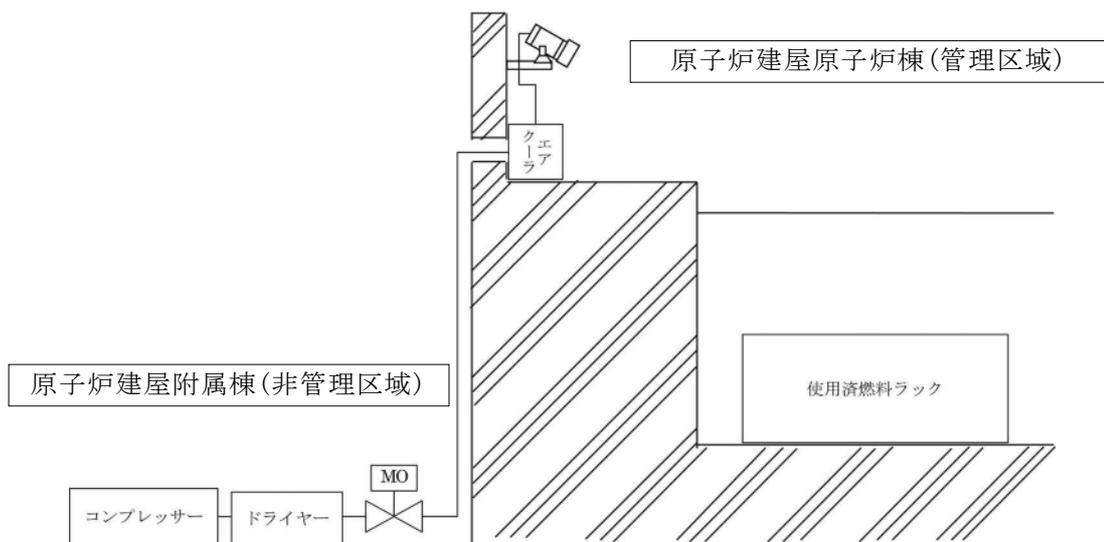
使用済燃料プール監視カメラ監視範囲 (第 2.4-2 図「使用済燃料プール視野概略図」参照)



第 54-11-10 図 使用済燃料プール監視カメラの視野概略図

(2) 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置

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



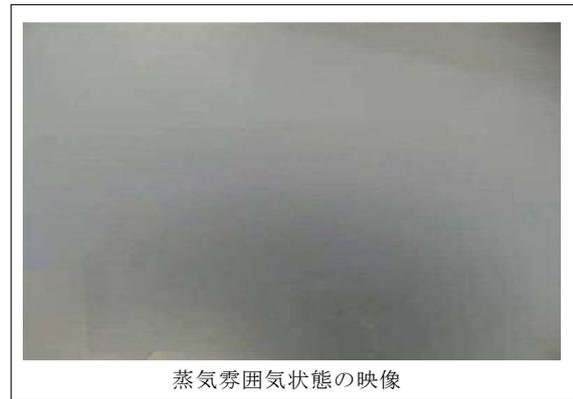
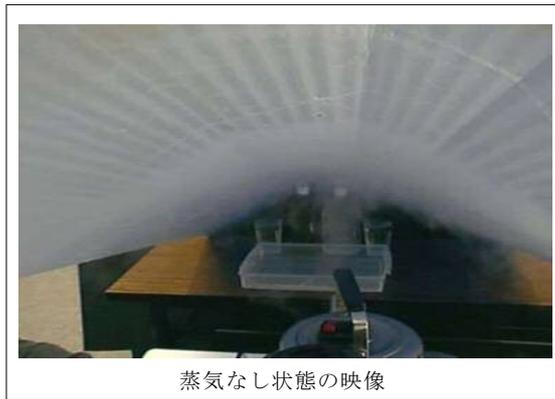
第 54-11-11 図 使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置の構成図

(3) 蒸気雰囲気下での使用済燃料プール監視カメラの監視性確認について

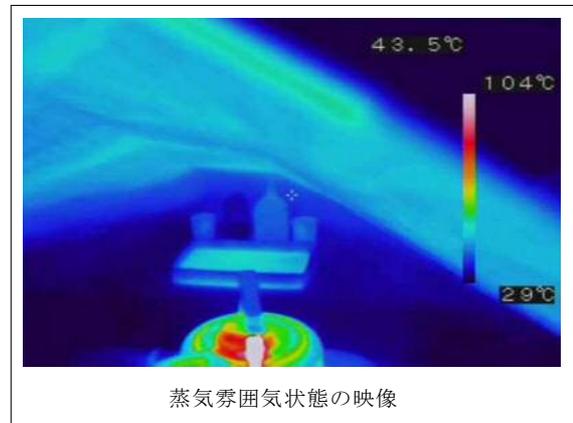
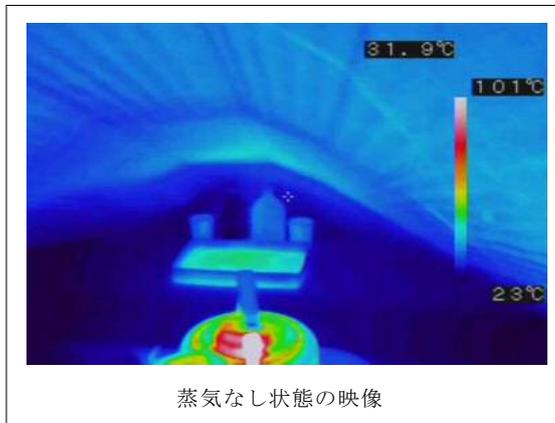
蒸気雰囲気下（沸騰したヤカンの蒸気に加え、空焚きした鍋に水を注いだ状態）と蒸気なし状態において、可視カメラと赤外線カメラの映像を比較した結果、可視カメラにおいては、蒸気雰囲気下では蒸気によるレンズの曇りによって、状態把握が困難であるが、赤外線カメラは大きな影響は見られず、蒸気雰囲気下でも状態監視可能である。

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

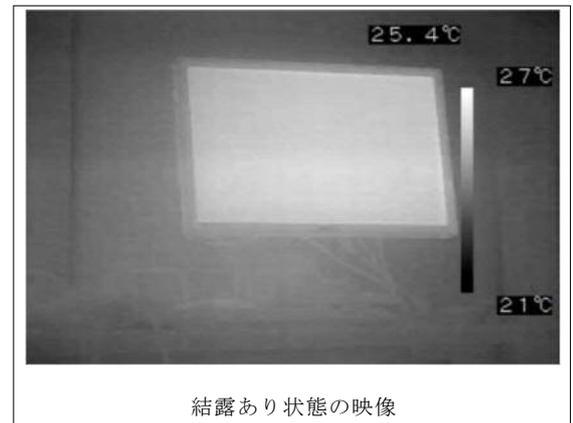
①可視カメラ



②赤外線カメラ



③赤外線カメラのレンズに結露を模擬



第 54-11-12 図 可視カメラと赤外線カメラの状態監視及び結露発生状態での状態監視

3. 大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料プール水位が異常に低下した場合の監視設備について

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下する事象においては、使用済燃料プールの水位及び温度、空間線量率による監視を継続し、水位監視を主としながら必要に応じて、使用済燃料プール監視カメラにより使用済燃料プールの状態を監視する。

- ・使用済燃料プール水位の異常な低下事象時における水位監視については、使用済燃料プール底部までの水位低下傾向を把握するため、使用済燃料プール水位（SA 広域）を配備する。
- ・使用済燃料プール水位の異常な低下事象時における空間線量率については、使用済燃料プール区域の空間線量の上昇や使用済燃料プール水の蒸散による環境条件の悪化を想定した使用済燃料プールエリア放射線モニタにて空間線量率を計測する。

[水位監視]

使用済燃料プールの燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり水位監視を行う。

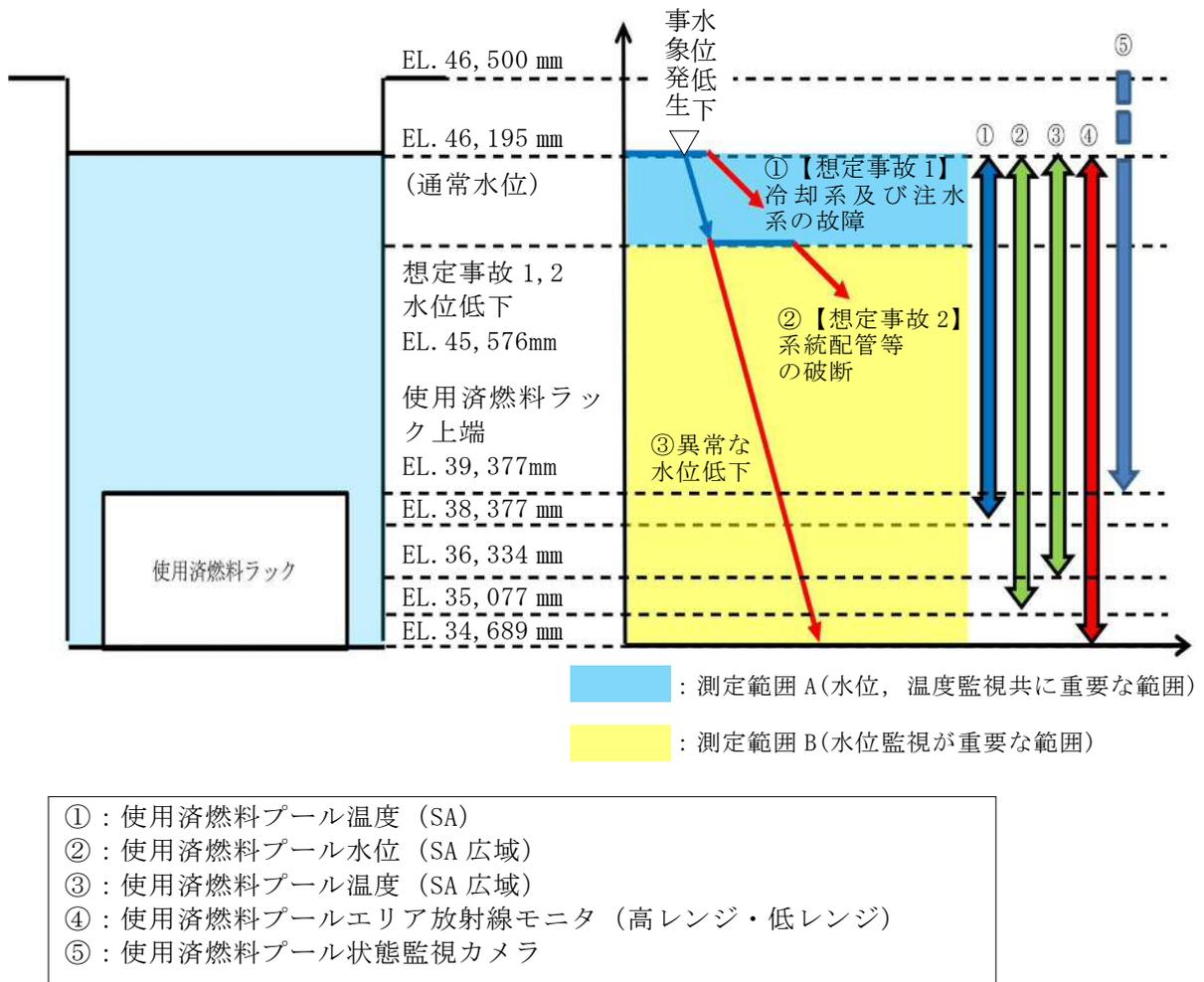
[温度監視]

水位監視を主として、使用済燃料プール温度（SA 広域）にて温度監視を行う。（温度は沸騰による蒸散状態では、使用済燃料プール水の温度変化がないことから、必要に応じて監視する。）

[空間線量率監視]

使用済燃料プール区域の空間線量率を把握するため線量率監視を行う。

使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備については、第 54-11-13 図に示す。



第 54-11-13 図 使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合の監視設備概略図

#### 4. 使用済燃料プール監視設備の重大事故等対処設備の設計基準対象施設への影響防止対策

##### (1) 使用済燃料プール水位

設計基準対象施設（使用済燃料プール水位）と重大事故等対処設備（使用済燃料プール水位（SA 広域））は、通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成ができる設計とし、設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。また、電源についても遮断器、ヒューズによって分離する設計とする。

重大事故等対処設備については、現場検出器から中央制御室まで、電線管による独立したケーブルを布設する設計とする。

##### (2) 使用済燃料プール温度

設計基準対象施設（燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度及び使用済燃料プール温度）と重大事故等対処設備（使用済燃料プール温度（SA 広域，SA））は、通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成ができる設計とし、設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。また、電源についても遮断器、ヒューズによって分離する設計とする。

重大事故等対処設備については、現場検出器から中央制御室まで、電線管による独立したケーブルを布設する設計とする。

##### (3) 使用済燃料プール上部の空間線量率

設計基準対象施設（燃料取替フロア燃料プールエリア放射線モニタ，原子炉建屋換気系燃料取扱床排気ダクト放射線モニタ，原子炉建屋換気系排

気ダクト放射線モニタ)と重大事故等対処設備(使用済燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ,低レンジ))は,通常時の系統構成を変えることなく重大事故等対処設備としての系統構成ができる設計とし,設計基準対象施設に悪影響を与えない設計とする。また,電源についても遮断器,ヒューズによって分離する設計とする。

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

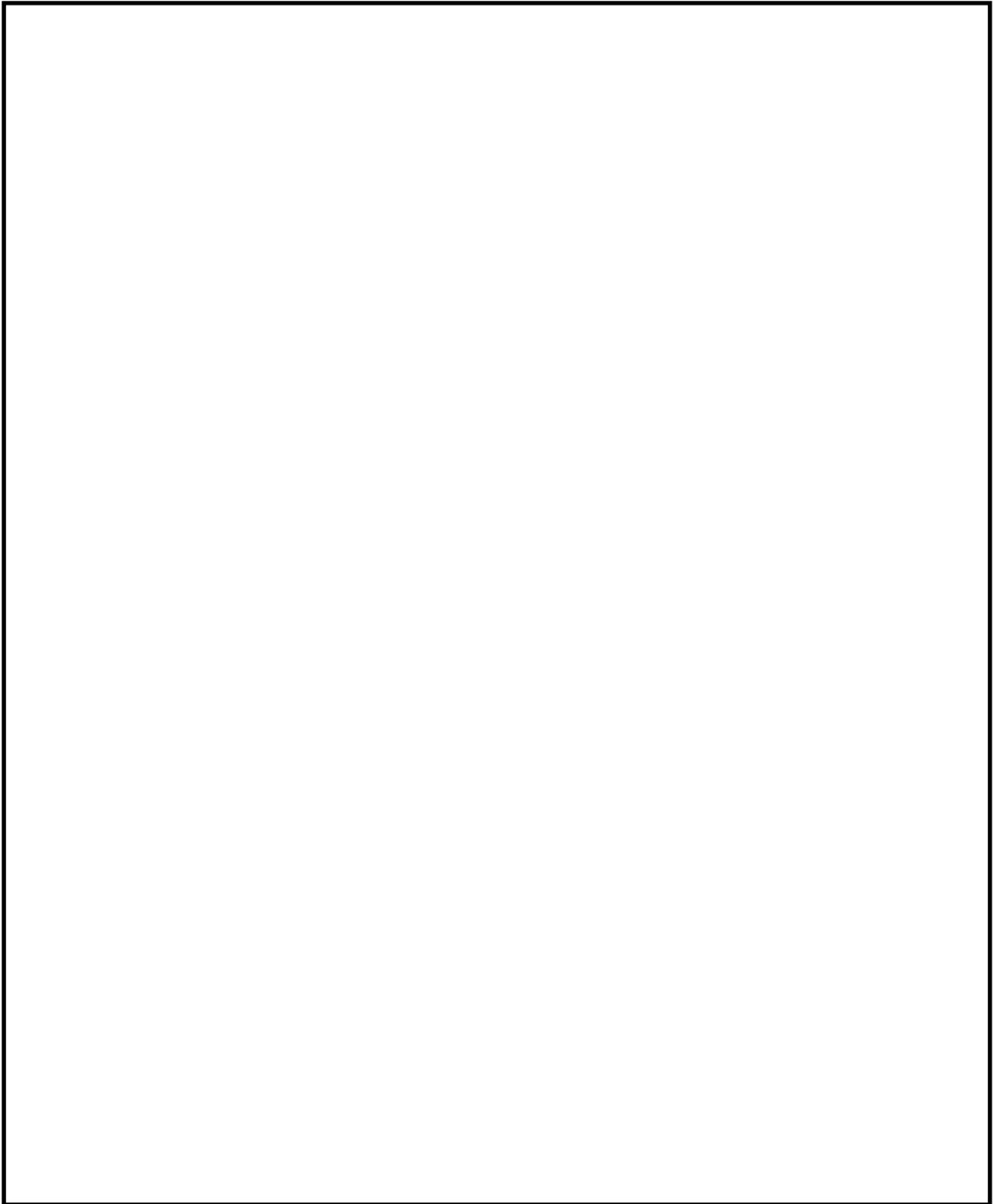
これら重大事故等対処設備は,原子炉建屋原子炉棟6階に設置し,重大事故等対処設備の周辺には火災の発生源となる物は除去し,ケーブルは電線管により布設する設計とすることで,火災による共通要因で設計基準対象施設と同時に機能喪失しないよう考慮した設計とする。

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

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

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

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



第 54-11-14 図 使用済燃料プール監視設備の配置図

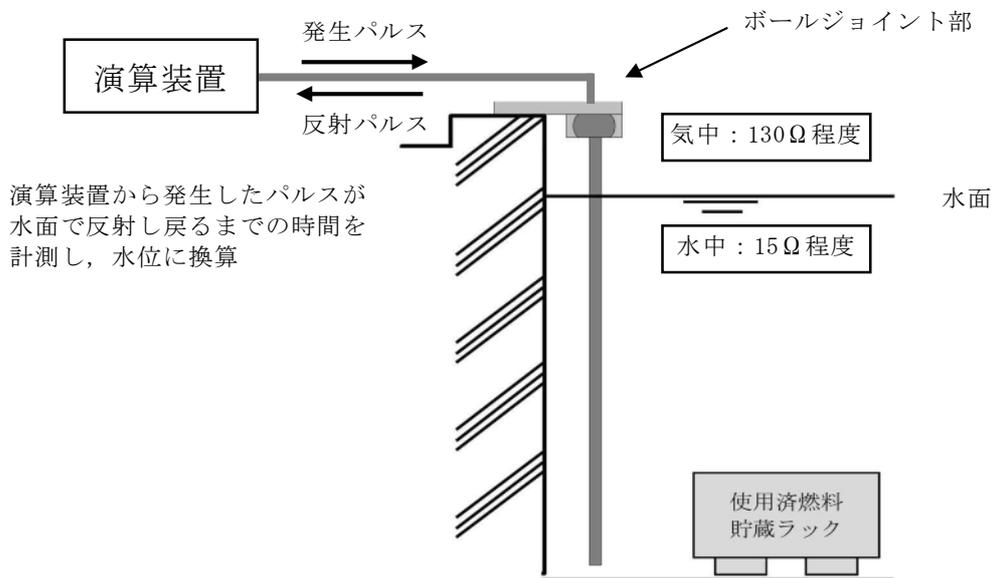
使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）について

1. 使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）の計測性能

(1) 水位計の検出原理

使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）は、演算装置から高速電圧パルスを発生させ、検出器頂部のコネクタ部からの反射波とインピーダンスの違いによる空気と水面の境界からの反射波が、演算装置に戻る時間差を水位に換算して測定する水位計である。

検出器は伝達回路となる導体のステンレスの芯棒が、同様に伝達回路となる導体のステンレス鋼管に収められており、検出器端部から検出器ボールジョイント部下付近までの連続水位測定が可能である。



第 1 図 ガイドパルス式水位計による水位検出原理

(2) 温度計及び水位計としての機能維持について

使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）は、電圧パルスによる水位測定に加え、測温抵抗体による温度計測により水温を測定する二つの機能を持つ。

温度計に関しては、液相にある 2 箇所を温度を測定することで多重性を持つ設計とする。また、温度計は測温抵抗体であることから連続して測定が可能である。

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

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

使用済燃料プール監視設備の耐環境性

1. 重大事故等時における使用済燃料プール監視計器の耐環境性について

使用済燃料プールで重大事故等が発生した場合に、計器周辺の環境が高温、高湿度となる可能性を考慮し、使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)、使用済燃料プール温度 (SA)、使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)、使用済燃料プール監視カメラの機能健全性を評価する。

第 1-1 表 使用済燃料プール事故時環境下での監視計器の健全性について

監視計器			環境条件*1 【想定変動範囲】	評価	補 足	総合 評価	
水位・ 温度	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	温度	120℃	~100℃	○	—	○
		湿度	水飽和蒸気	~100%	○	飽和蒸気下で健全性確認済。	○
		放射線	1.4MGy	~1.8kGy	○	—	○
	使用済燃料プール温度 (SA)	温度	100℃	~100℃	○	—	○
		湿度	100%RH	~100%	○	—	○
		放射線	—	~1.8kGy	○	検出部の構成材料が無機物で構成されているため問題ない。	○
空間 線量	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	温度	100℃	~100℃	○	—	○
		湿度	蒸気環境	~100%	○	蒸気環境下で健全性確認済。	○
		放射線	770kGy	~1.8kGy	○	—	○
状態 監視	使用済燃料プール監視カメラ	温度	≤50℃	~100℃	△	耐環境試験にて□℃で機能維持確認済。雰囲気温度 100℃環境での使用も想定し、空気による冷却等により、耐環境性向上を図る。	○
		湿度	防水 (IP65: 噴流水に対する防護)	~100%	○	防水仕様であり問題ない。	○
		放射線	□	~1.8kGy	△	ある値以上水位が低下し、空間線量率が上昇した場合は仕様を超えるため、その後は使用済燃料プール水位 (SA 広域) を主体とし、線量率も含め状態の監視を行う。	○

※1: 現時点で想定している変動範囲であり、今後見直す予定あり

第 1-1 表より計器の監視機能は維持されており、機能の健全性に問題はな  
い。なお、使用済燃料プール監視カメラは、カメラの仕様を超えた環境条件  
となっているが、使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を設置し、耐環境  
性の向上を図る。また、計器の仕様を超えた場合は、他の使用済燃料プール  
水位（SA 広域）を主体とし、他の監視設備にて総合的に監視できる。

54-12 使用済燃料プールサイフォンブレーカの健全性について

## 東海第二発電所 使用済燃料プールサイフォンブレイカの健全性について

### (1) 配管強度への影響について

使用済燃料プール入口配管に設置されているサイフォンブレイカについては、弁等の機器は設置されていない口径1 / 2インチの配管であり、既設の真空破壊弁が設置してある配管から枝分かれした形状であり、水面下約 200 mmに水没させる。使用済燃料プール入口配管破断時においては、EL. 45.995m に設置するサイフォンブレイカより空気を吸入することにより、サイフォンブレイクさせ使用済燃料プール水位の低下を防止するものである。

使用済燃料プール入口配管及びその配管に接続されている既設サイフォンブレイカは耐震Sクラスであり、その配管に新設の配管サイフォンブレイカを接続するため、耐震性については問題ない。

### (2) 人的要因による機能阻害について

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

### (3) 異物による閉塞について

使用済燃料プールは燃料プール冷却浄化系の「ろ過脱塩装置」により、下記の不純物を除去し水質基準を満足する設計となっており、不純物によ

るサイフォンブレーカの閉塞を防止することが可能である。

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

a. ろ過脱塩装置による異物除去について

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

このろ過脱塩装置の出口側には樹脂の流出を防止するために出口ストレーナが設置されている。出口ストレーナのエレメントは  $24 \times 110$  メッシュ（縦約  $1.016 \text{ mm}$  × 横約  $0.23 \text{ mm}$ ）であり，サイフォンブレーカ（内径  $\phi 16.1 \text{ mm}$ ）を閉塞させるような不純物の除去が可能である。

b. 使用済燃料プールの巡視について

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

(4) 落下物干渉による変形について

静的サイフォンブレーカの落下物干渉を考慮する必要がある周辺設備として，原子炉建屋原子炉棟鉄骨梁，原子炉建屋クレーン，燃料取替機等の重量物があるが，これらは基準地震動  $S_s$  に対する耐震評価にて使用済燃

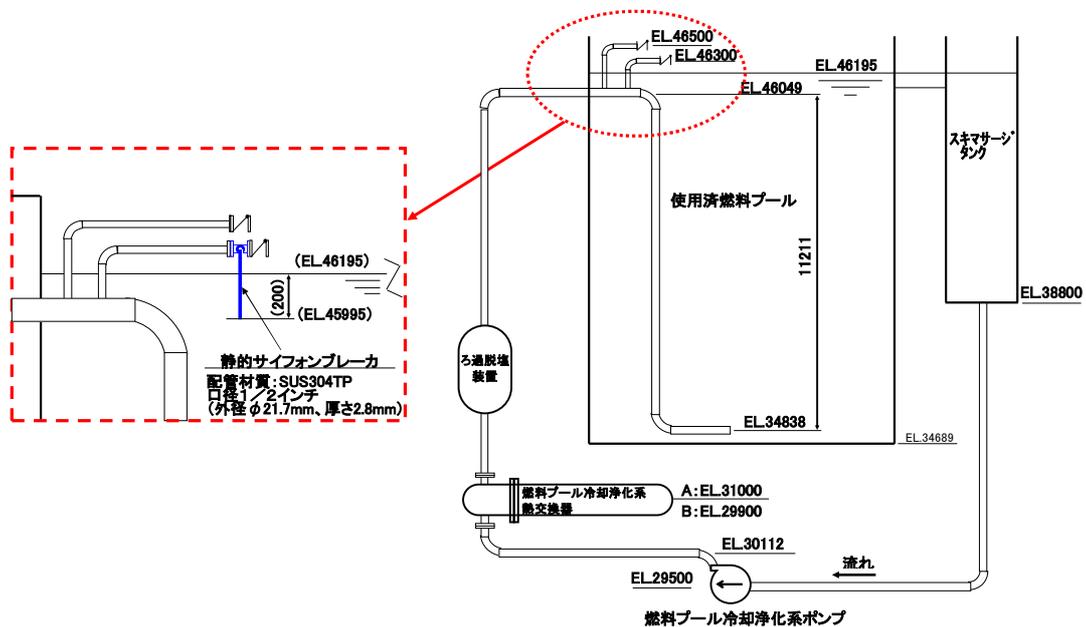
料プール内に落下しないことを確認しているため、静的サイフォンブレイカの落下物干渉による変形は考えられない。

その他手摺等の軽量物については、ボルト固定、固縛による運用としている。

よって、落下物として静的サイフォンブレイカに干渉すると考えられる設備は軽量物であり、仮に静的サイフォンブレイカに変形が生じたとしても、本配管は剛性の高いステンレス鋼であることから、配管が完全閉塞に至る変形は考えにくいことからサイフォン効果の除去機能は確保される。

#### 4. サイフォンブレイカの健全性確認方法について

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



第 54-12-1 図 サイフォンブレイカ設置概要図

54-13 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

## 東海第二発電所 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

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

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

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

そこで、東海第二発電所の使用済燃料プールにおいて水密度を一様に  $1.0 \sim 0.0 \text{ g/cm}^3$  と変化させて実効増倍率を計算したところ、中性子の強吸収体であるラックセル中のボロンの効果により、実効増倍率を増加させる効果がある隣接ラックへの中性子の流れ込みが抑制されることから、第 54-13-2 図に示すとおり、水密度の減少に伴い実効増倍率は単調に減少する結果が得ら

れた。このため、水密度が減少する事象が生じた場合でも未臨界は維持されることとなる。

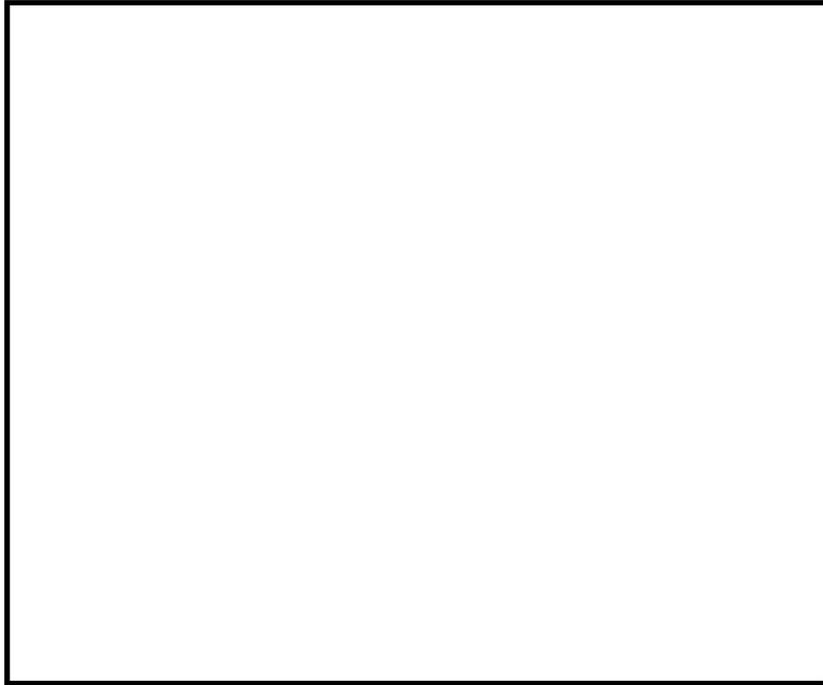
なお、解析には、米国オークリッジ国立研究所（ORNL）が米国原子力規制委員会（NRC）の原子力関連許認可評価用として作成したモンテカルロ法に基づく3次元多群輸送計算コードであり、米国内及び日本国内の臨界安全評価に広く使用されているSCALEシステムを用いた。

第 54-13-1 表 未臨界性評価の基本計算条件

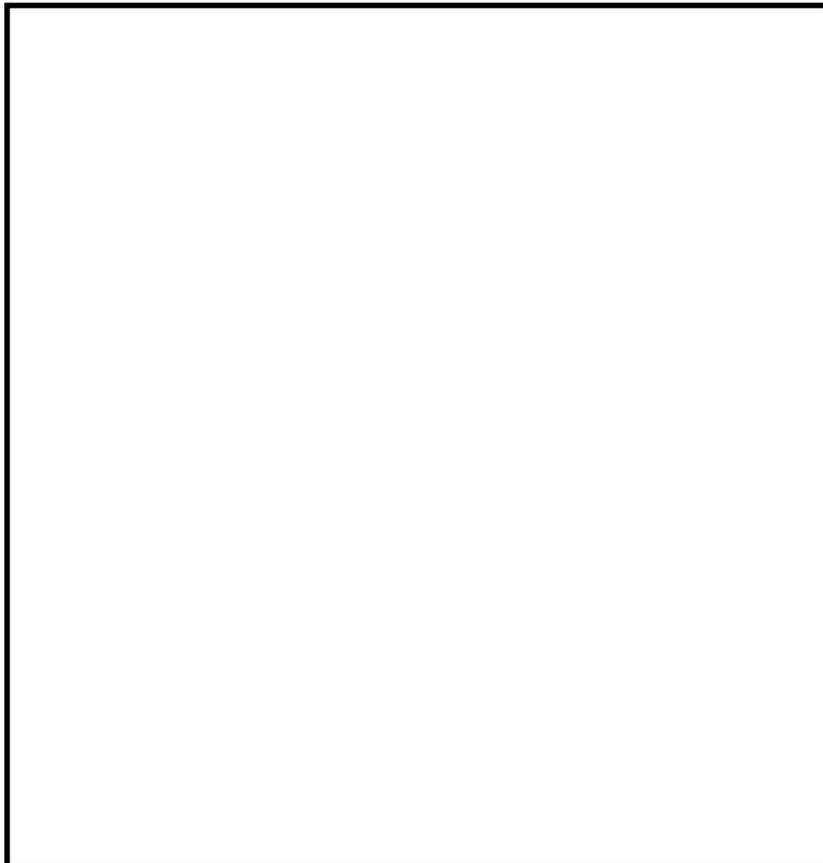
	項目	仕様
燃料仕様	燃料種類	9 × 9 燃料 (A型)
	U <sup>235</sup> 濃縮度	<input type="text"/> wt% ※1
	ペレット密度	理論密度の 97%
	ペレット直径	0.96 cm
	被覆管外径	1.12 cm
	被覆管厚さ	0.71 mm
	燃料有効長	3.71 m
使用済燃料ラック	ラックタイプ	キャン型
	ラックピッチ	<input type="text"/> mm
	材料	ボロン添加ステンレス鋼
	ボロン濃度	<input type="text"/> wt% ※2
	板厚	<input type="text"/> mm
	内のり	<input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

※1 : 未臨界性評価用燃料集合体 ( $k_{\infty} = 1.3$  未燃焼組成, Gd なし)

※2 : ボロン濃度の解析使用値は, 製造公差下限値とする。



第 54-13-1 図 角管型ラックの計算体系



第 54-13-2 図 実効増倍率の水密度依存性