

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA設-C-2 改13
提出年月日	平成29年7月18日

# 東海第二発電所

## 重大事故等対処設備について

(補足説明資料)

平成29年7月

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

39 条

39-1 重大事故等対処設備の分類

39-2 設計用地震力

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

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

添付資料－1 重大事故等対処施設の網羅的な整理について

41 条

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

41-2 火災による損傷の防止を行う重大事故等対処施設の分類について

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

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

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

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

## 共通

共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について

共-2 類型化区分及び適合内容

共-3 重大事故等対処設備の環境条件について

共-4 可搬型重大事故等対処設備の必要数，予備数及び保有数について

共-5 可搬型重大事故等対処設備の接続口の兼用状況について

共-6 重大事故等対処設備の外部事象に対する防護方針について

共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について

共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について

## 44 条

44-1 SA 設備基準適合性 一覧表

44-2 単線結線図

44-3 配置図

44-4 系統図

44-5 試験及び検査

44-6 容量設定根拠

44-7 その他設備

44-8 A T W S 緩和設備について

44-9 A T W S 緩和設備に関する健全性について

## 45 条

45-1 SA 設備基準適合性 一覧表

45-2 単線結線図

45-3 配置図

45-4 系統図

45-5 試験及び検査

45-6 容量設定根拠

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

45-8 原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁（H0 弁）に関する説明書

46 条

46-1 SA 設備基準適合性 一覧表

46-2 単線結線図

46-3 配置図

46-4 系統図

46-5 試験及び検査

46-6 容量設定根拠

46-7 接続図

46-8 保管場所図

46-9 アクセスルート図

46-10 その他設備

46-11 過渡時自動減圧機能について

46-12 過渡時自動減圧機能に関する健全性について

47 条

47-1 SA 設備基準適合性 一覧表

47-2 単線結線図

47-3 配置図

47-4 系統図

47-5 試験及び検査

47-6 容量設定根拠

47-7 接続図

47-8 保管場所図

47-9 アクセスルート図

47-10 その他設備

47-11 その他

48 条

48-1 SA 設備基準適合性 一覧表

48-2 単線結線図

48-3 計測制御系統図

48-4 配置図

48-5 系統図

48-6 試験及び検査

48-7 容量設定根拠

48-8 その他の最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備について

49 条

49-1 SA 設備基準適合性 一覧表

49-2 単線結線図

49-3 配置図

49-4 系統図

49-5 試験及び検査

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

## 50 条

- 50-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 50-2 単線結線図
- 50-3 計装設備系統図
- 50-4 配置図
- 50-5 系統図
- 50-6 試験及び検査
- 50-7 容量設定根拠
- 50-8 接続図
- 50-9 保管場所図
- 50-10 アクセスルート図
- 50-11 その他設備

## 51 条

- 51-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 51-2 単線結線図
- 51-3 配置図
- 51-4 系統図

- 51-5 試験及び検査
- 51-6 容量設定根拠
- 51-7 接続図
- 51-8 保管場所図
- 51-9 アクセスルート図
- 51-10 ペDESTAL（ドライウエル部）底部の構造変更について
- 51-11 その他設備

## 52 条

- 52-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 52-2 単線結線図
- 52-3 配置図
- 52-4 系統図
- 52-5 試験及び検査
- 52-6 容量設定根拠
- 52-7 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

45-1 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45条:原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備		常設高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	原子炉建屋原子炉棟内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	—	
		第2号	操作性	中央制御室操作 現場操作 (弁操作)	A, B f	
			関連資料	45-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁	A, B	
			関連資料	45-5 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, 切替が必要	A	
			関連資料	45-4 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)	十分な強度をもたせ, タービンが破損により飛散しない	B a, B b	
			関連資料	45-3 配置図, 45-4 系統図, 45-7 その他設備		
	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	—			
	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	45-6 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	45-4 系統図, 45-7 その他設備	

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 45 条:原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備		ほう酸水注入系ポンプ		類型化区分		
第 4 3 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	45-3 配置図	
				第 2 号	操作性	中央制御室操作
		関連資料	45-3 配置図, 45-4 系統図			
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁	A, B		
		関連資料	45-5 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り替えが必要	B a		
		関連資料	45-4 系統図			
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB 施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	45-3 配置図, 45-4 系統図		
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	45-3 配置図			
	第 2 項	第 1 号	常用 SA の容量	DB 施設の系統及び機器の容量が十分 (DB 施設と同仕様の送水能力で設計)	B	
			関連資料	45-6 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)-異なる駆動源又は冷却源	C a
関連資料				45-3 配置図, 45-4 系統図		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第 45 条:原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備		ほう酸水注入系貯蔵タンク		類型化区分		
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内設備	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	45-3 配置図		
			第 2 号	操作性	(操作不要)	対象外
	関連資料	—				
	第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	容器(タンク類)	C		
	関連資料	45-5 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り替えが必要	B a		
	関連資料	45-4 系統図				
	第 5 号	悪影響防止	系統設計	DB 施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	対象外	対象外	
			関連資料	45-3 配置図, 45-4 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	常用 SA の容量	DB 施設の系統及び機器の容量が十分 (DB 施設と同仕様の送水能力で設計)	B	
			関連資料	45-6 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
第 3 号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象(代替対象 D B 設備有り)—屋内	A a	
			サポート系故障	(サポート系なし)	対象外	
	関連資料		45-3 配置図, 45-4 系統図			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第45条:原子炉冷却材圧力バウンダ高压時に 発電用原子炉を冷却するための設備		原子炉隔離時冷却系ポンプ (設計基準拡張)		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	—		
		第2号	操作性	中央制御室操作 現場操作 (弁操作)	A, B f	
			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	DB施設と同じ系統構成	A d
				その他(飛散物)	十分な強度をもたせ, タービンが破損により飛散し ない	B a, B b
			関連資料	—		
		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	—		
		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 (DB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	—			

東海第二発電所 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第45条:原子炉冷却材圧力バウダ高圧時に 発電用原子炉を冷却するための設備		高圧炉心スプレィ系ポンプ (設計基準拡張設備)		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	—		
		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施設と同じ系統構成	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	中央制御室操作	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			—		

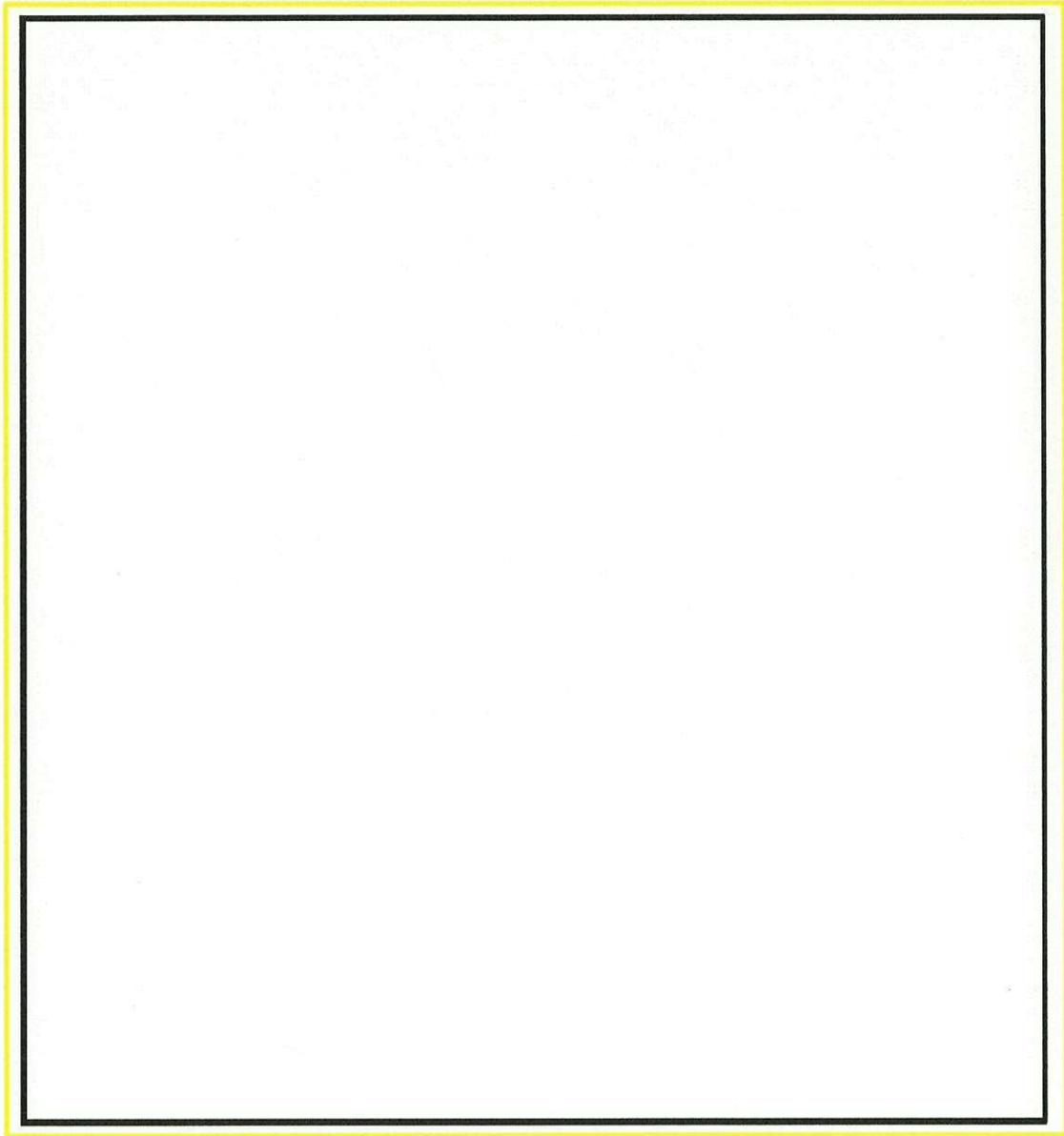
45-2 電源構成図



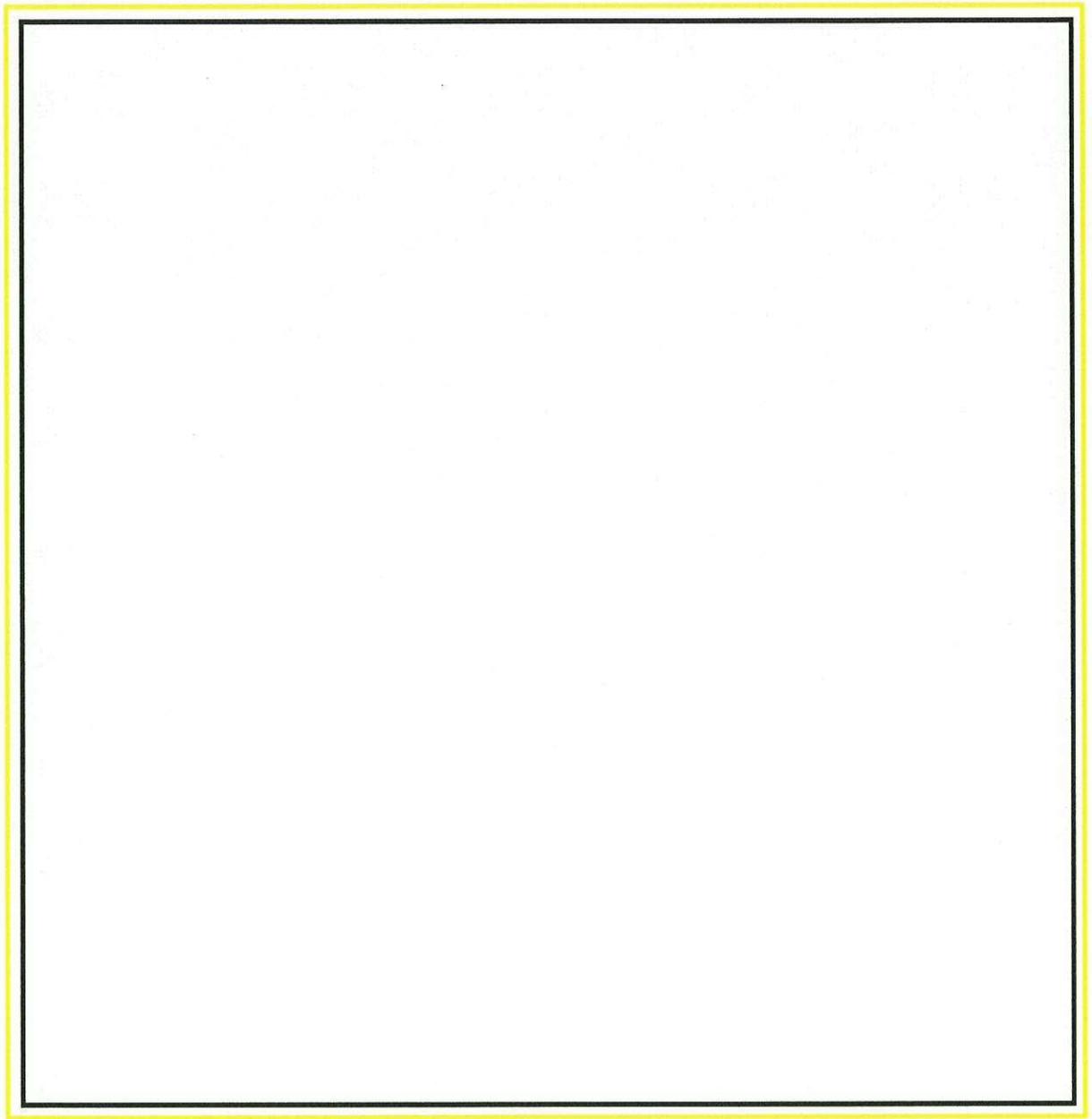




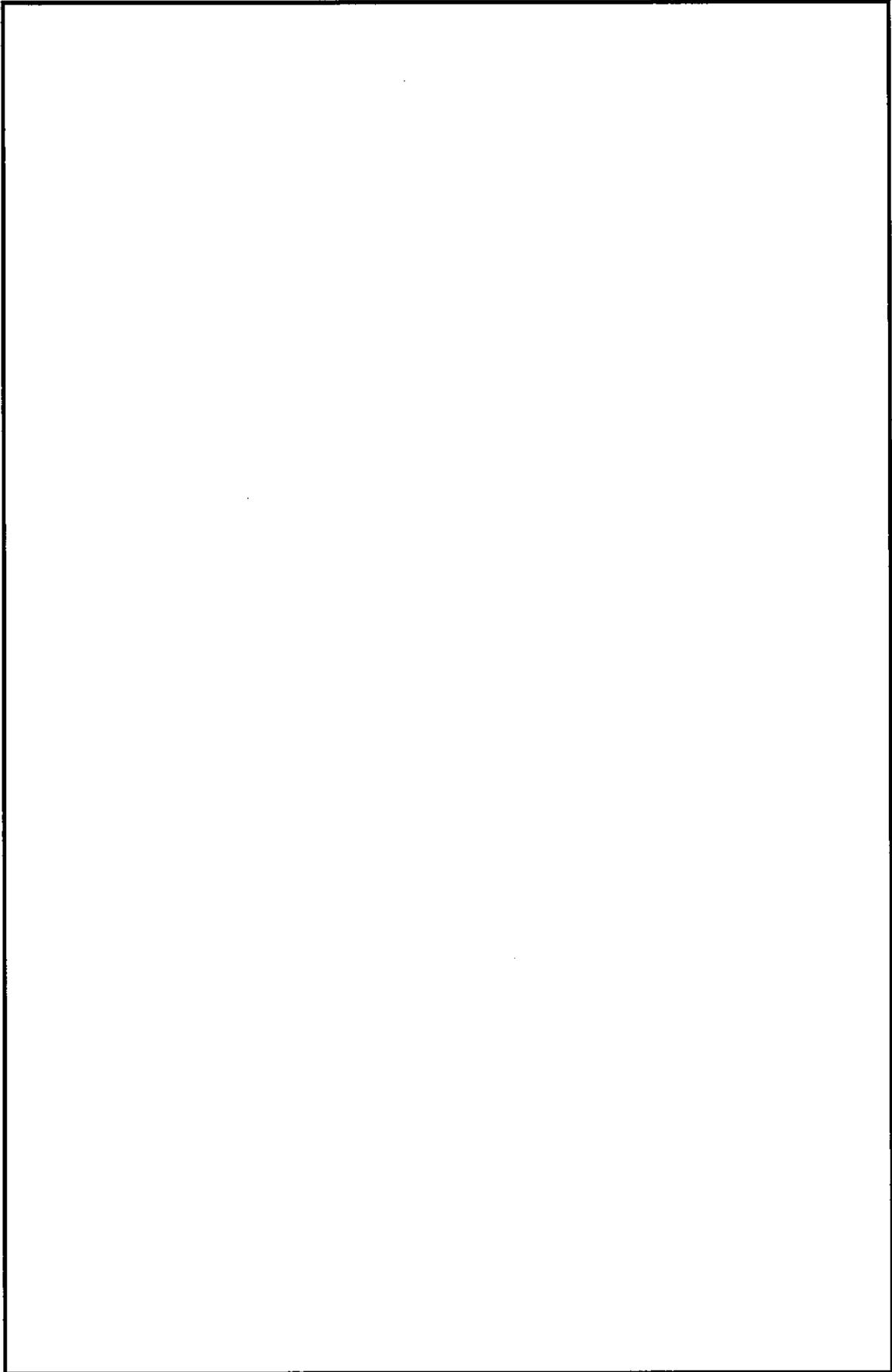
### 45-3 配置図



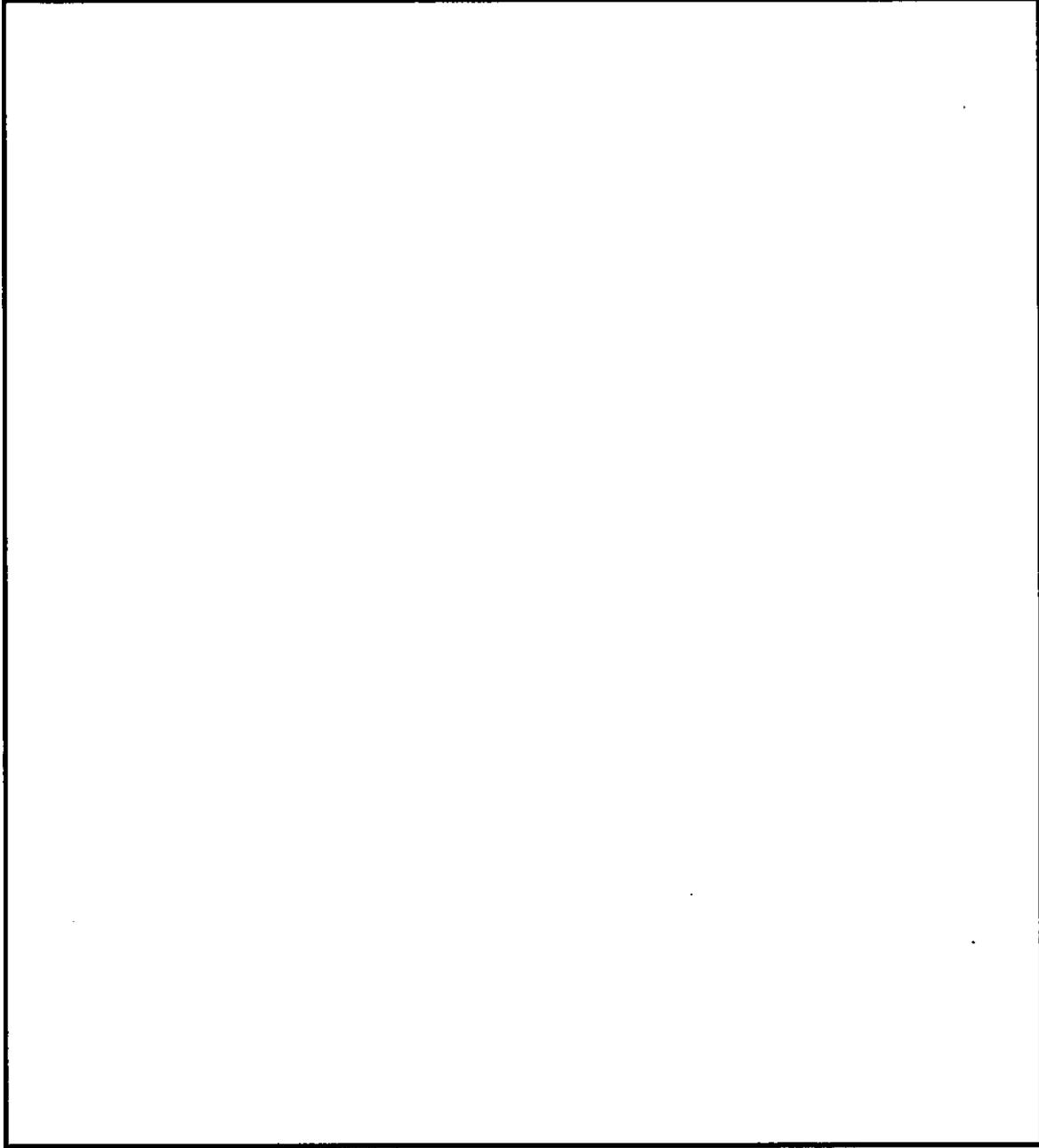
第 45-3-1 図 構内全体配置図



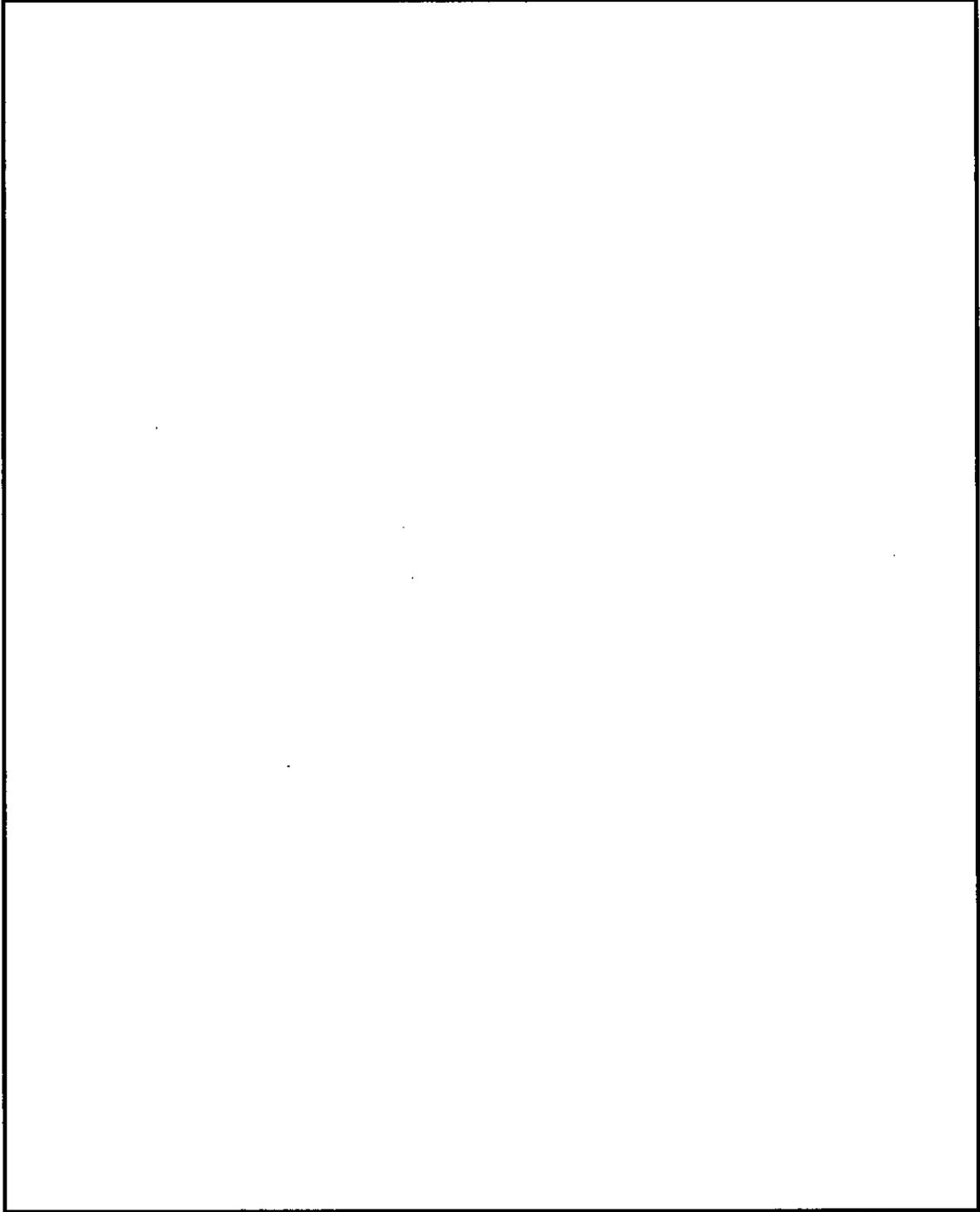
第45-3-2図 高圧代替注水系に係る機器配置図



第 45-3-3 図 高压代替注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 2 階）

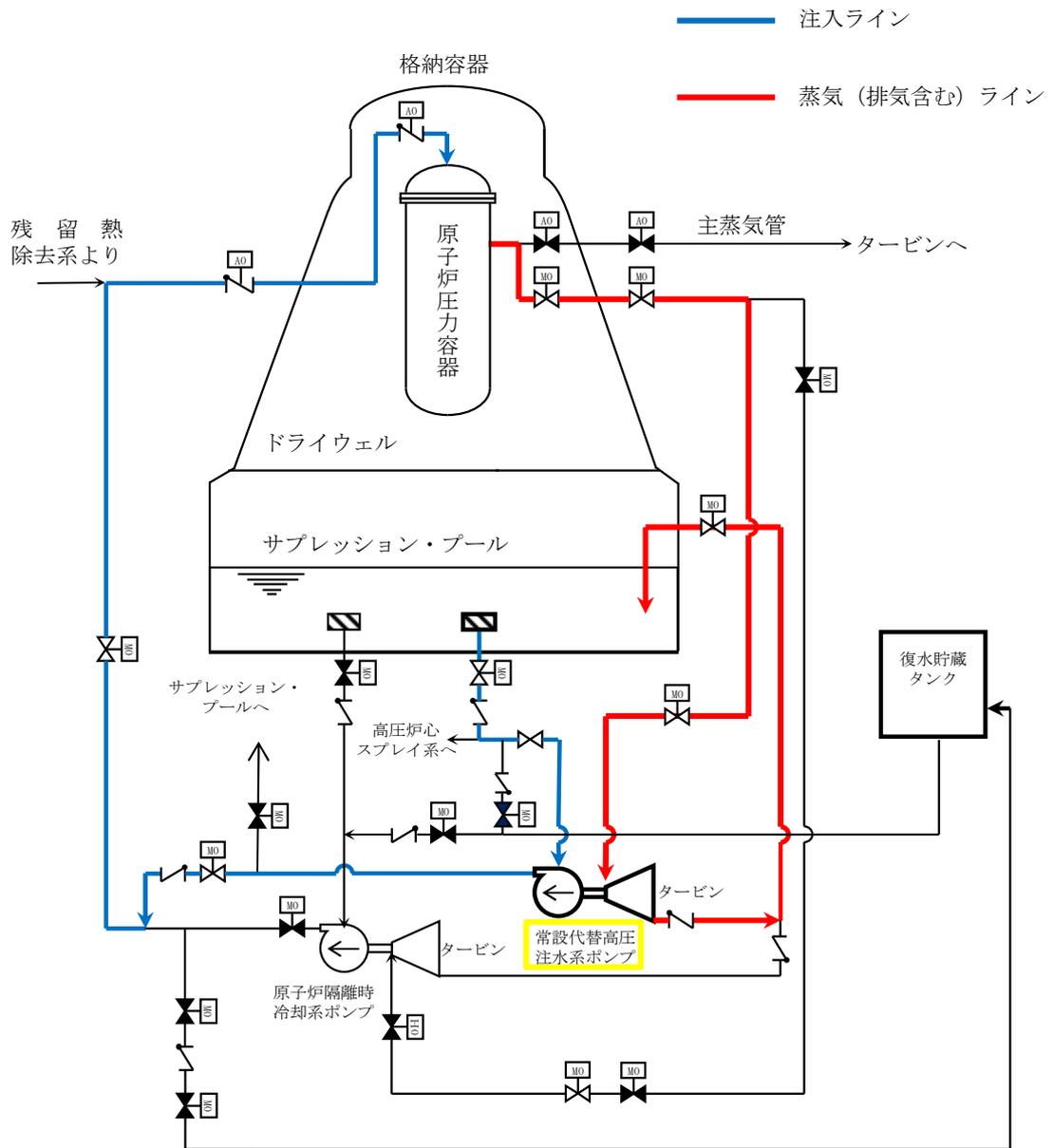


第 45-3-4 図 高压代替注水系に係る機器配置図 (原子炉建屋地下 1 階)

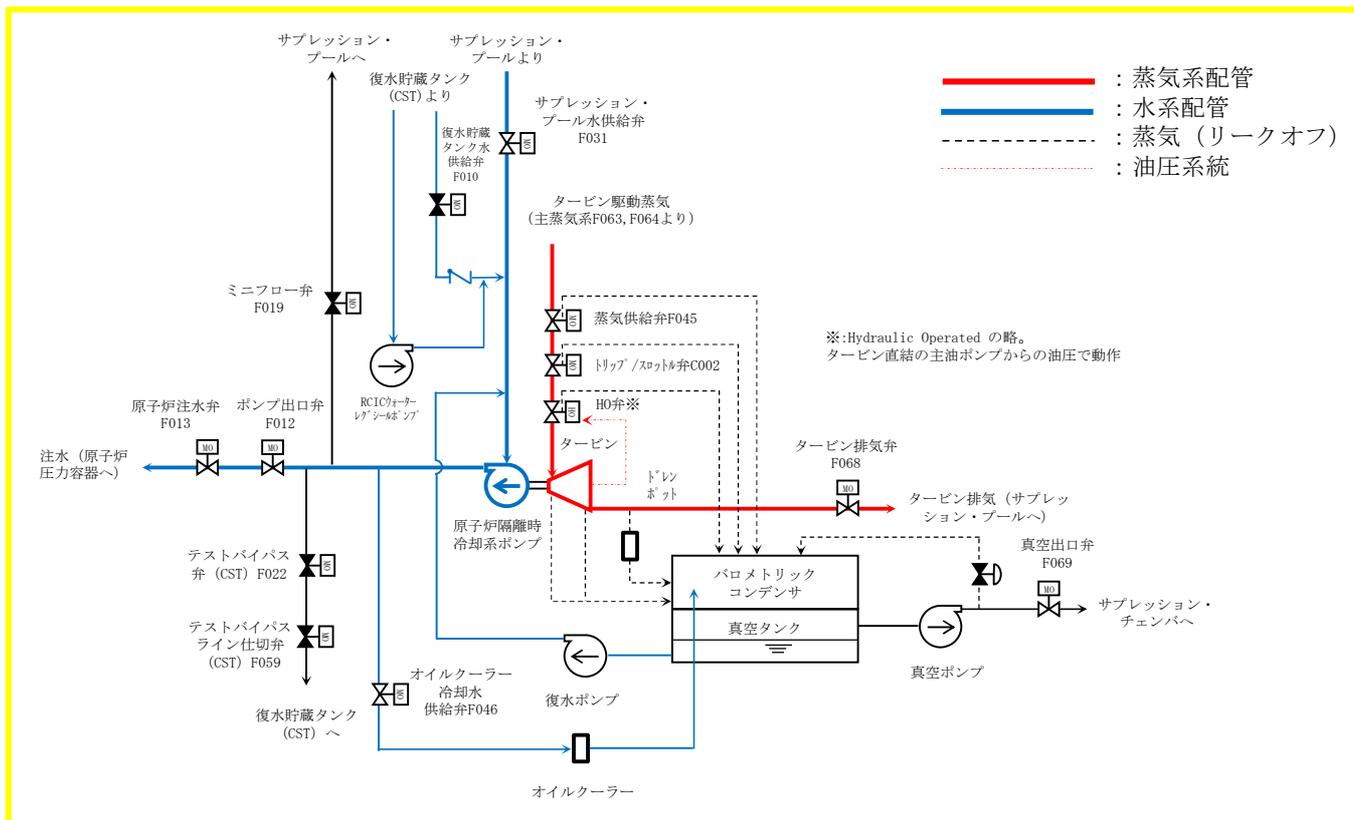


第 45-3-5 図 高压代替注水系に係る機器配置図 (原子炉建屋 4 階)

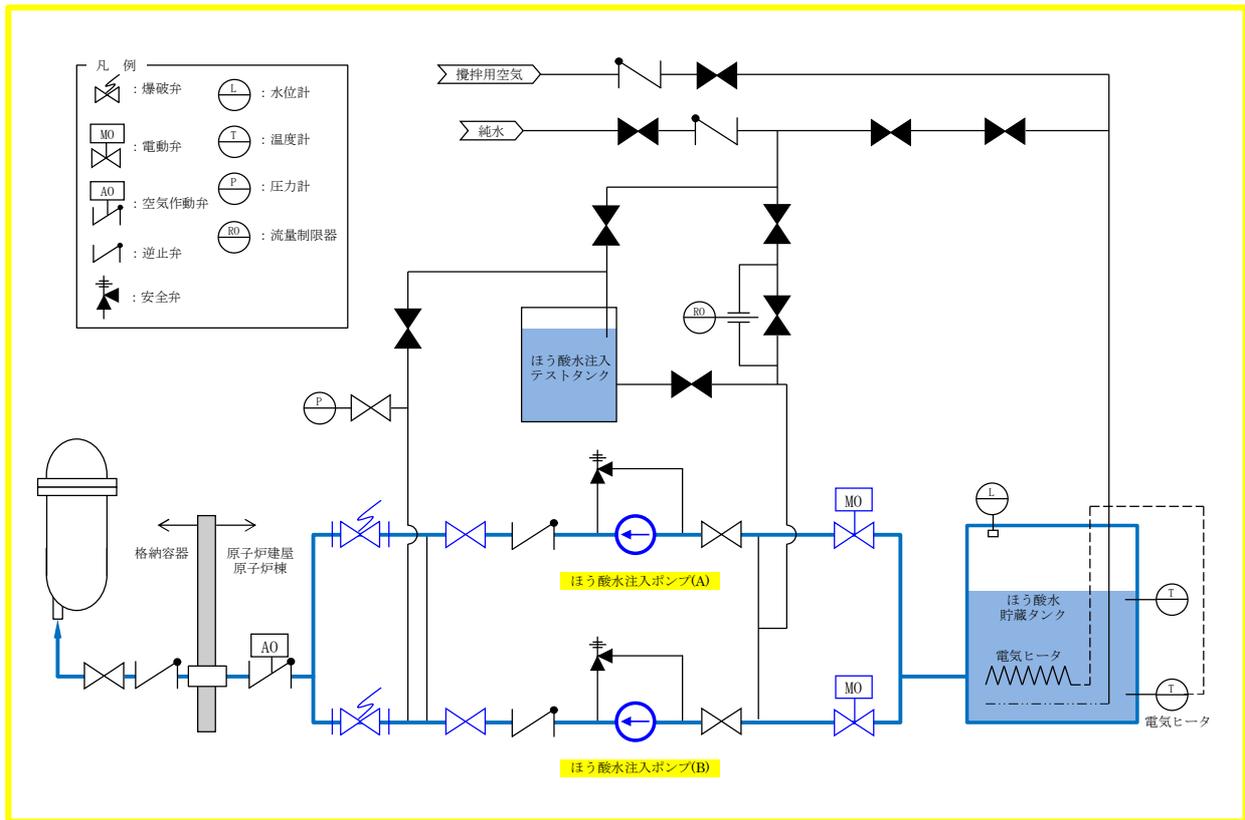
#### 45-4 系統図



第 45-4-1 図 高压代替注水系 系統概要図

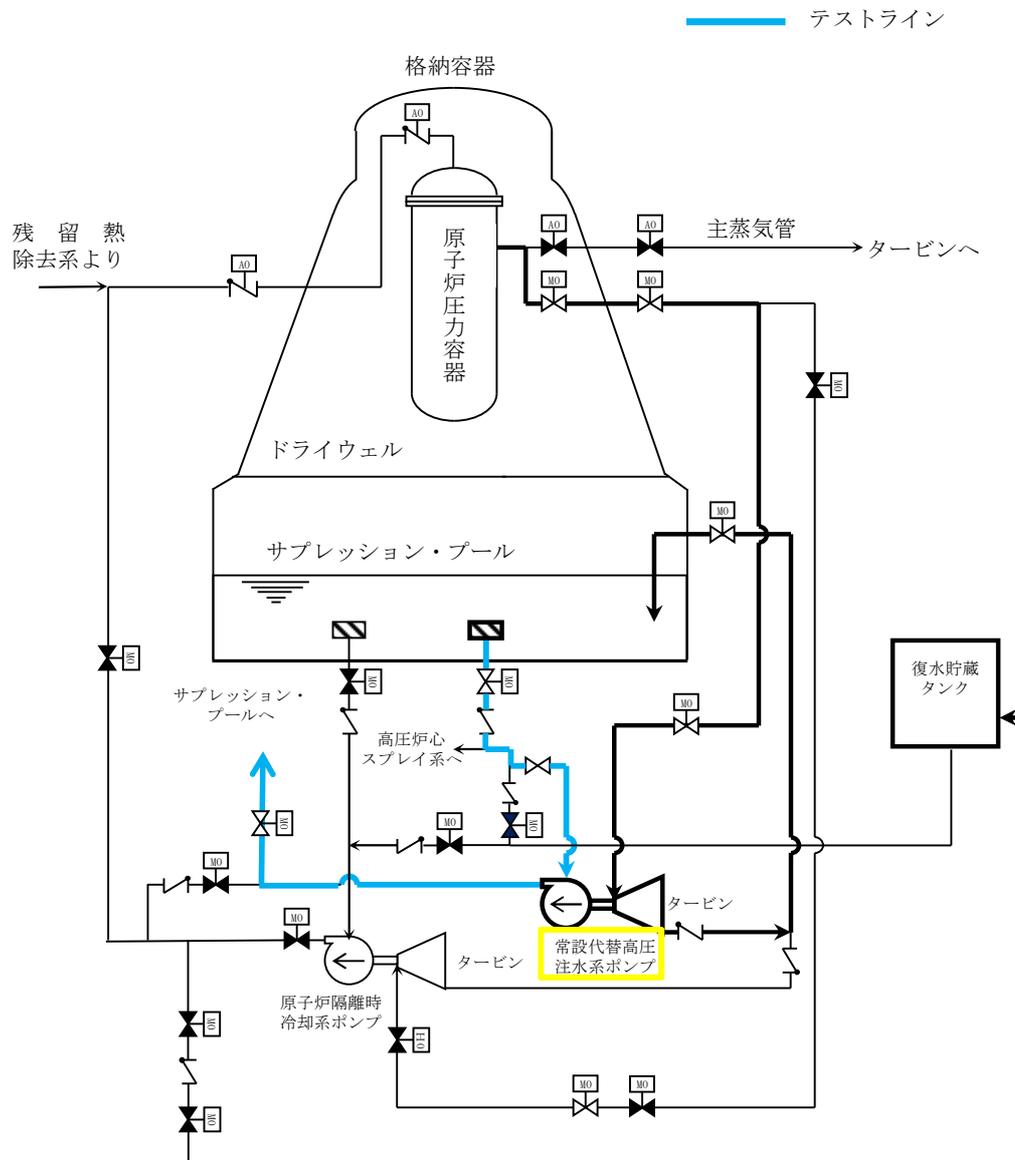


第 45-4-2 図 原子炉隔離時冷却系 補機系統概要図

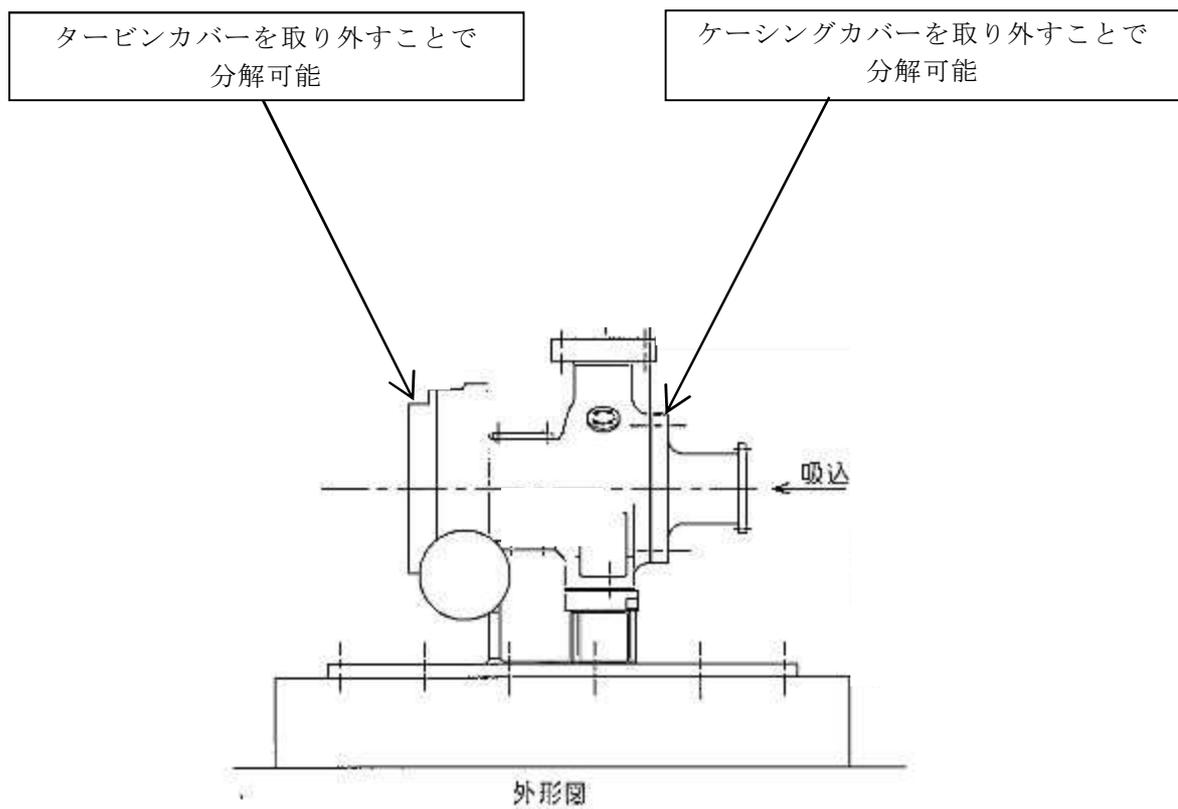


第 45-4-3 図 ほう酸水注入系 系統概要図

## 45-5 試験及び検査



第 45-5-1 図 高圧代替注水系 運転性能検査系統図



第 45-5-2 図 常設高圧代替注水系ポンプ外形図

## 45-6 容量設定根拠

名 称		常設高圧代替注水系ポンプ
容 量	m <sup>3</sup> /h	136 (注1) , (約 142 (注2) )
全 揚 程	m	872 (注1) , (約 882 (注2) )
最高使用圧力	MPa [gage]	吸込み側 0.70 吐出側 10.35
最高使用温度	℃	120
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>常設高圧代替注水系ポンプは、全交流電源喪失に加え、原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉への注水を行うため設置する。</p> <p>高圧代替注水系は全交流電源喪失した場合でも、高圧注水が必要な期間にわたって、運転を継続する機能を有する。</p> <p>常設高圧代替注水系ポンプは、重大事故等対処設備として1個設置する。</p> <p>1. 容量</p> <p>常設高圧代替注水系ポンプの容量は、原子炉隔離時冷却系の運転時に、原子炉への注水に必要な容量をもとに、原子炉停止15分後に注水を確立した場合に炉心損傷を防止するために必要な流量136m<sup>3</sup>/hとし、公称値を約142m<sup>3</sup>/hとする。</p>		

## 2. 全揚程

常設高圧代替注水系ポンプは、原子炉圧力が7.86MPaのときに原子炉圧力容器に136m<sup>3</sup>/hの注水が可能な設計とする。

- ① 原子炉とサブプレッション・プールの圧力差：801m

$$7.86\text{MPa}[\text{gage}] \times 101.97 - 0.005\text{MPa}[\text{gage}] \times 101.97 \\ = 801.48\text{m} - 0.51\text{m} = 800.97\text{m} \doteq 801\text{m}$$

- ② 静水頭：45.9m

ポンプ吸込みレベル EL. -2.639m ～ 原子炉への注水ライン最高点  
EL. + 43.1806m

$$43.1806\text{m} - (-2.639\text{m}) = 45.8196\text{m} \doteq 45.9\text{m}$$

- ③ 配管・機器圧力損失：24.5m

- ④ ①～③の合計：871.4m

以上より、常設高圧代替注水系ポンプの揚程を872m以上確保することとし、公称値を約882mとする。

## 3. 最高使用圧力

### (1) ポンプ吸込側

ポンプ吸込側の最高使用圧力は、接続する高圧炉心スプレイポンプ吸込管の最高使用圧力に合わせ、0.70MPa[gage]とする。

### (2) ポンプ吐出側

常設高圧代替注水系ポンプの吐出側の最高使用圧力は、以下を考慮する。

- ② サプレッション・プール：0.100MPa[gage]

- ② 静水頭：5.714m × 0.00980665 = 0.056MPa[gage]

5.714m：サブプレッション・プール HWL EL. 3.075m～常設高圧代替注水系  
ポンプ吸込みレベル EL. -2.639m

③ 締切揚程： $1,036\text{m} \times 0.00980665 = 10.159\text{MPa}[\text{gage}] \doteq 10.16\text{MPa}[\text{gage}]$

1,036m：常設高圧代替注水系ポンプの締切揚程

④ ①～③の合計： $10.316\text{MPa}[\text{gage}]$

以上より，常設高圧代替注水ポンプの吐出側の最高使用圧力は，原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出側配管に合わせ $10.35\text{MPa}[\text{gage}]$ とする。

#### 4. 最高使用温度

常設高圧代替注水系ポンプは，サブプレッション・プール水温度 $100^{\circ}\text{C}$ で  
停止することを考慮し， $120^{\circ}\text{C}$ とする。

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

## 設備概要（自主対策設備を含む。）

以下に、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設計基準事故対処設備，並びにその機能を代替可能な重大事故等対処設備及び自主対策設備の設備概要を示す。

### (1) 高圧代替注水系【重大事故等対処設備】

高圧代替注水系の系統概要を第 45-4-1 図，電源構成図を第 45-2-2～45-2-4 図に示す。高圧代替注水系は，設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失した場合でも，高圧状態の原子炉に注水できる設計とする。高圧代替注水系は，蒸気駆動タービン，タービン駆動ポンプ，配管・弁等からなり，タービン駆動用の蒸気供給ラインは，原子炉隔離時冷却系のタービン駆動用蒸気供給ラインから分岐し，排気ラインは，原子炉隔離時冷却系のタービン駆動用蒸気排気ラインに合流する設計とする。

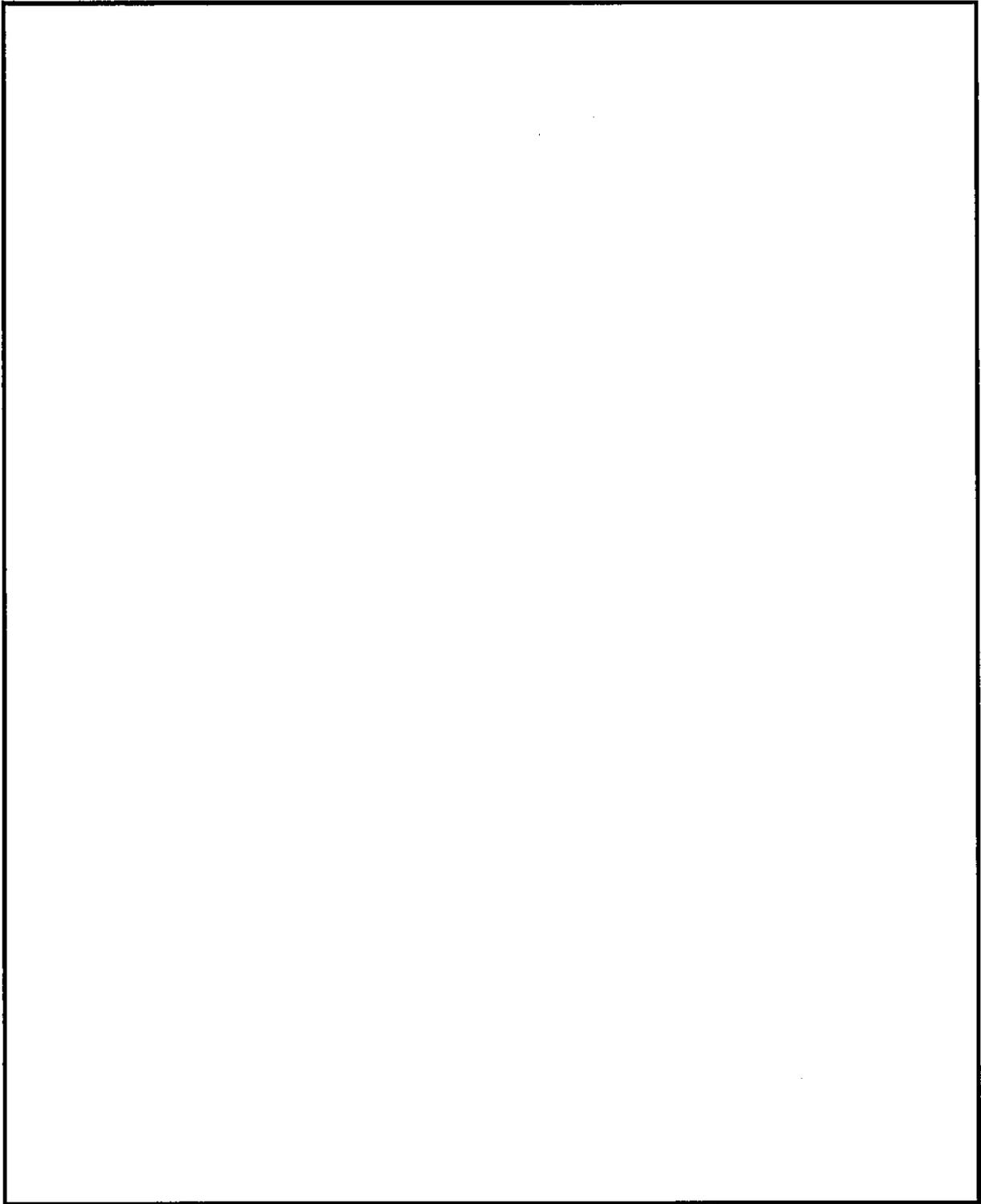
ポンプ吸込みラインは，高圧炉心スプレイ系ポンプの吸込みラインから分岐し，ポンプ吐出ラインは原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出ラインへ合流する設計とする。

また，高圧代替注水系は原子炉隔離時冷却系と位置的分散を考慮し，異なった区画にポンプ，電源を設置する。

全交流動力電源が喪失し，設計基準事故対処設備である所内常設直流電源が喪失した場合でも，常設代替直流電源設備からの給電により中央制御室から遠隔手動操作によって，サプレッション・プール又は復水貯蔵タンクを水源として，原子炉隔離時冷却系を経由して原子炉へ注水する。仮に，常設代替直流電源設備が機能しない場合でも，現場での手動操作により，高圧注水が必要な期間にわたって運転を継続できる設計とする。

なお、電源設備については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」、現場手動操作については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.2 に示す。

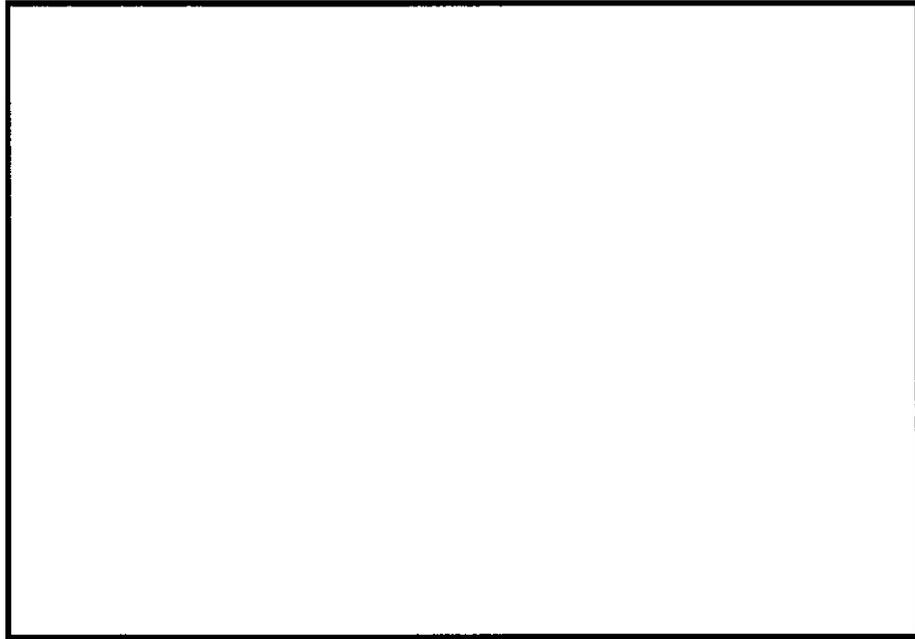
常設高圧代替注水系ポンプの概略構造を第 45-7-1 図に示す。常設高圧代替注水系ポンプはタービン及びポンプが 1 つのケーシングに収まる一体型ケーシング構造であり、第 45-4-3 図に示すとおり軸封部の無い設計である。よって、原子炉隔離時冷却系と比較しランドシール装置が不要となり、必要電源容量が少ない。また、常設高圧代替注水系ポンプは機械式ガバナであり、ポンプ吐出のベンチュリの圧力差により圧力ガバナピストンが作動し、リンク機構を通じて蒸気加減弁を調整し、ポンプから吐出する流量を一定に制御する設計となっており、電源を必要としないガバナである。また、軸受は自給水により潤滑する方式であるため、潤滑油装置も不要な設計となっている。以上のことから、常設高圧代替注水系ポンプは系統の弁操作のみで起動停止が可能であり、起動時に高圧代替注水系注入弁を開操作した後は、高圧代替注水系蒸気供給弁の開閉操作でポンプの起動停止操作が可能な設計とする。



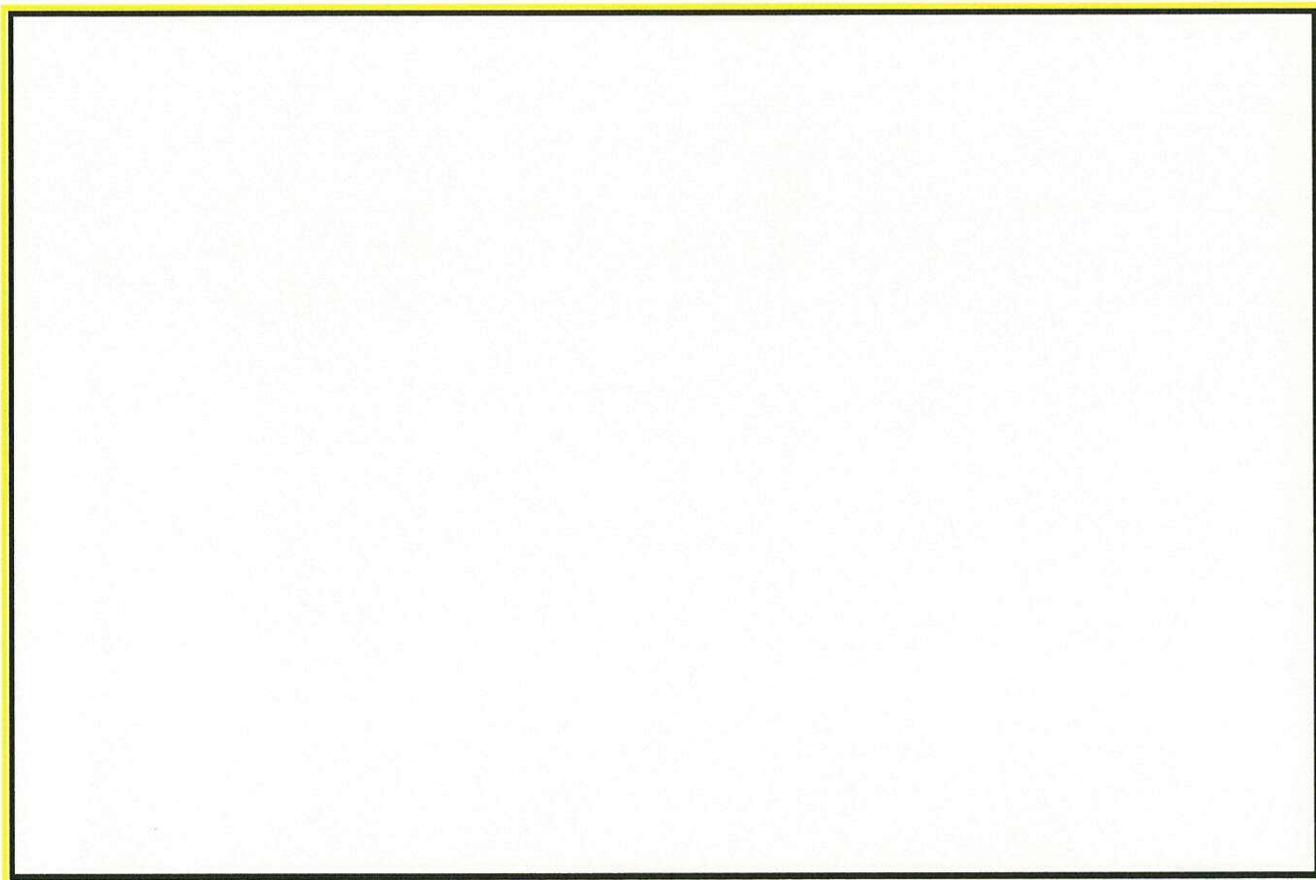
第 45-7-1 図 常設高圧代替注水系ポンプ 構造概要

<常設高圧代替注水系ポンプの動翼構造について>

常設高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンは、単段式のタービンであり、タービン翼は一体鍛造品の円盤から放電加工により翼型を削り出す方法で製造されているものを適用することで、タービンが破損により飛散することがない設計とする。第 45-7-2 図にタービン構造を示す。



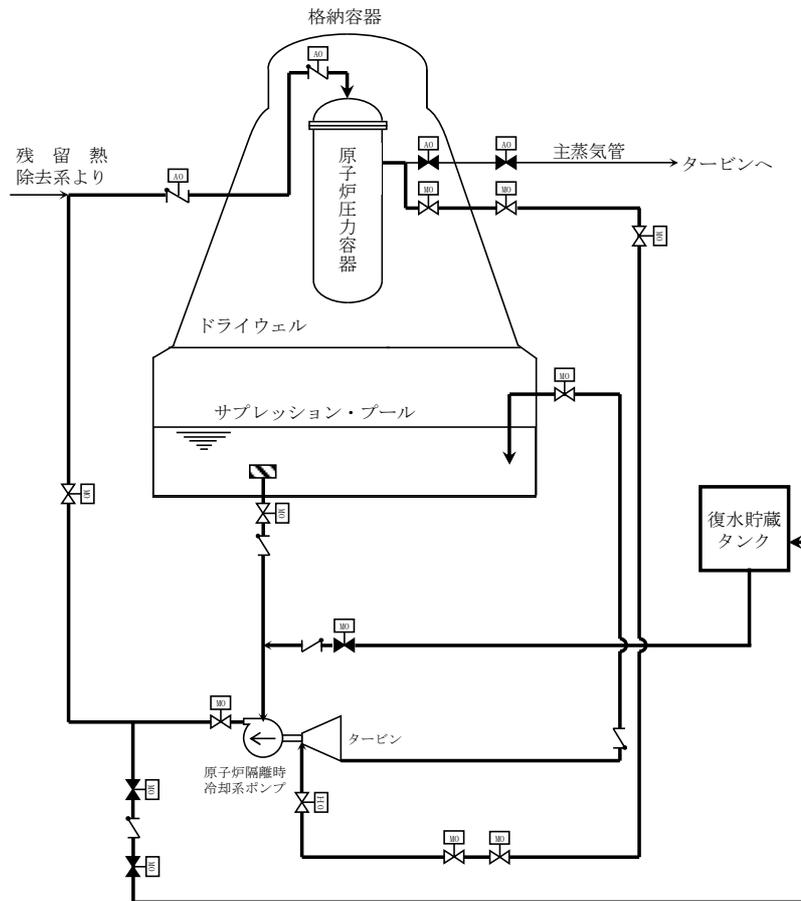
第 45-7-2 図 常設高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンの構造



第 45-4-3 図 常設代替高圧注水系ポンプ冷却・制御概要図

(2) 原子炉隔離時冷却系【重大事故等対処設備（設計基準拡張）】

原子炉隔離時冷却系の設備概要を第 45-7-4 図に示す。原子炉隔離時冷却系は、原子炉停止後、何らかの原因で給水が停止した場合等に、原子炉蒸気の一部を用いてタービン駆動ポンプを作動させサプレッション・プールの水又は復水貯蔵タンクの水を原子炉に注水する施設であり、設計基準事故対処設備として既に設置済みの設備であるが、想定される重大事故等時においてその機能を考慮するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。蒸気駆動タービン、タービン駆動ポンプ、配管・弁類及び計測制御装置からなり、主蒸気ラインからの主蒸気を用いて蒸気駆動タービンを回し、これを駆動源としたポンプにより、サプレッション・プールの水又は復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器へ注水する。

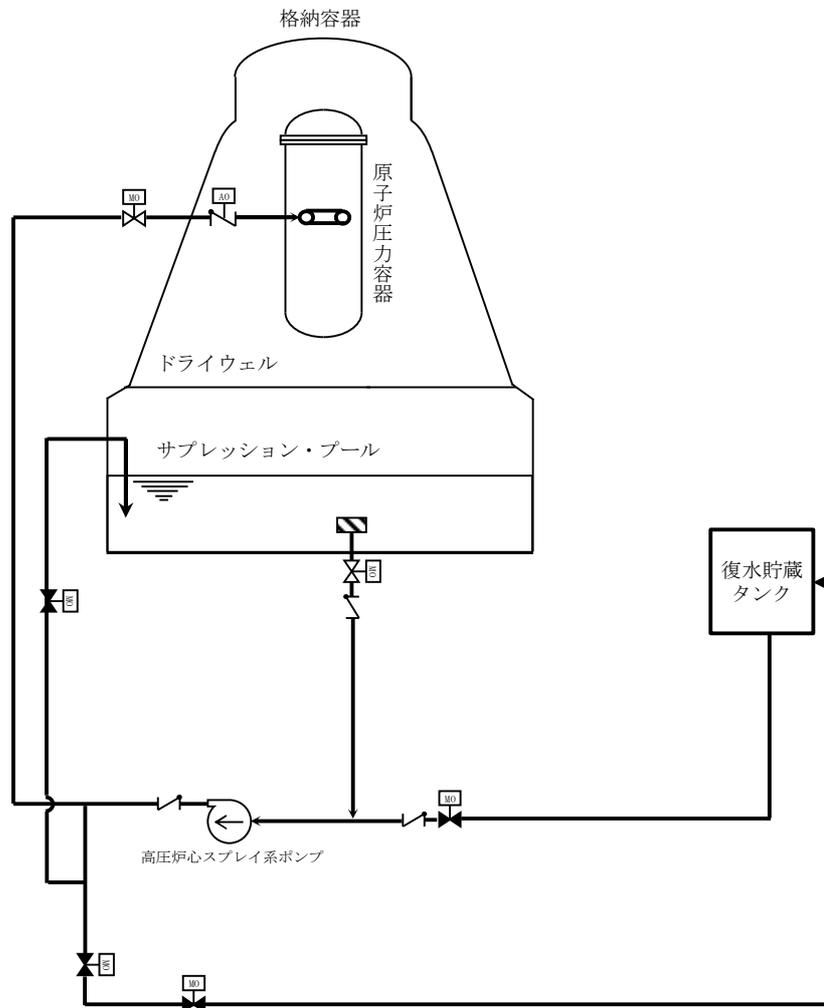


第 45-7-4 図 原子炉隔離時冷却系設備概要

(3) 高圧炉心スプレイ系【重大事故等対処設備（設計基準拡張）】

高圧炉心スプレイ系の設備概要を第 45-7-5 図に示す。高圧炉心スプレイ系は、非常用炉心冷却設備の 1 つであり、設計基準事故対処設備として既に設置済みの設備であるが、想定される重大事故時等においてその機能を考慮するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。電動機駆動ポンプ 1 個、スパージャ、配管・弁及び計測制御装置からなり、サプレッション・プール

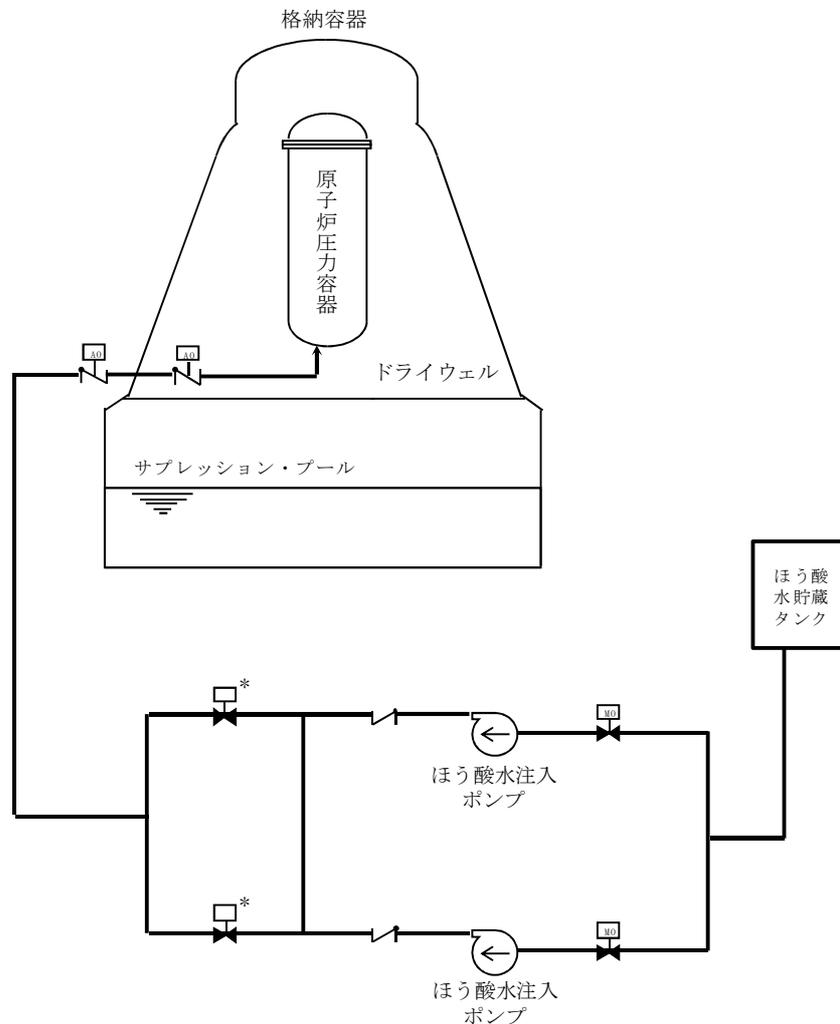
の水又は復水貯蔵タンクの水を炉心上部に取付けられたスパージャのノズルから燃料集合体上に注水する。



第 45-7-5 図 高圧炉心スプレイ系設備概要

(4) ほう酸水注入系による進展抑制【技術的能力審査基準要求】

ほう酸水注水系による原子炉注水時の設備概要を第 45-7-6 図に示す。ほう酸水注入系による原子炉注水は、高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉水位維持ができない場合、ほう酸水貯蔵タンクを水源とし、炉心底部から原子炉へ水を注入し、事象の進展を抑制する。ポンプ吐出圧力は約 8.5MPa[gage]であるため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であっても、原子炉への注水が可能である。

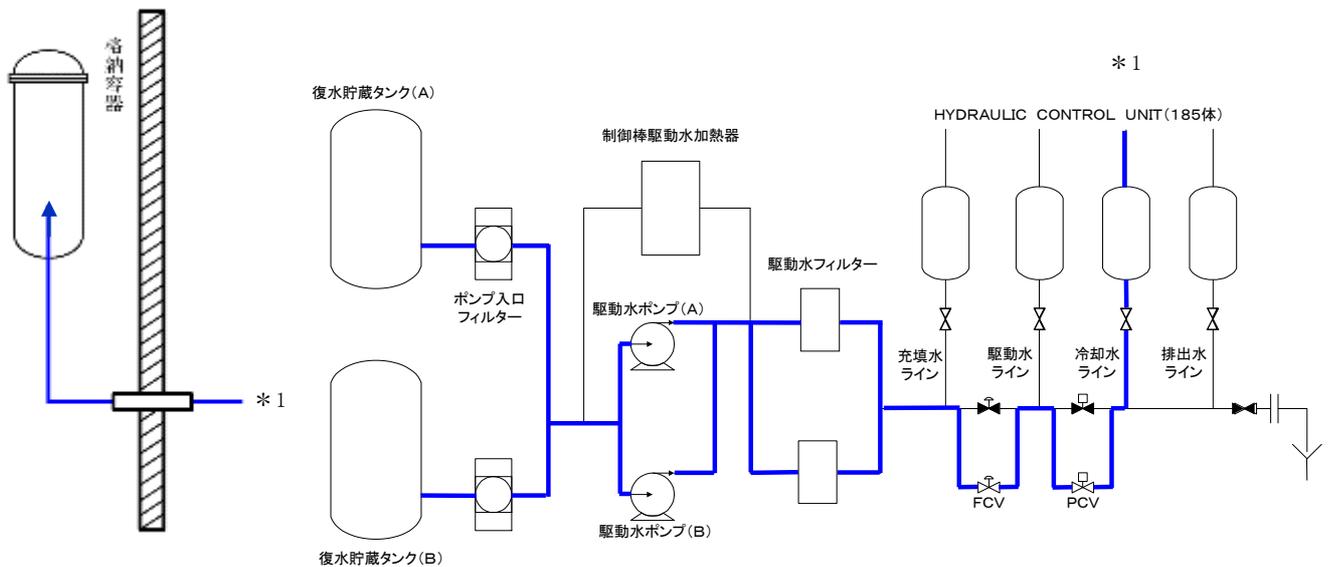


第 45-7-6 図 ほう酸水注入系ポンプ設備概要 (原子炉注水時)

(5) 制御棒駆動水系による原子炉注水【技術的能力審査基準要求】

制御棒駆動水系による原子炉注水時の設備概要を第 45-7-7 図に示す。制御棒駆動水系は通常、復水タンクの水を駆動水ポンプにより加圧し、水圧制御ユニットのアクキュムレータ充てん水及び制御棒駆動機構のパージ水として供給する。通常運転時のポンプ吐出圧力が約 8.1MPa[gage]であるため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であっても、原子炉への注水が可能である。

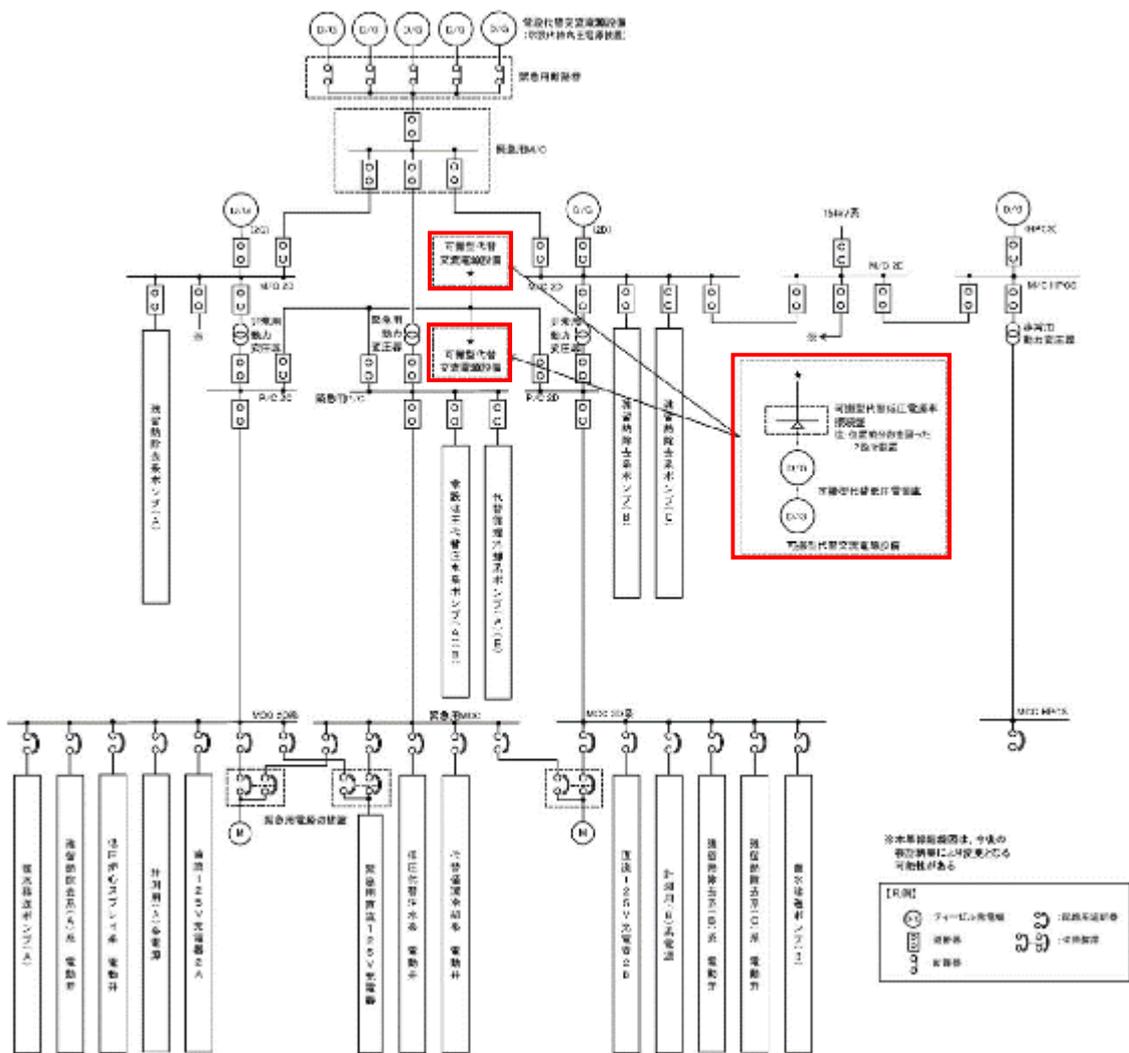
重大事故等発生時に使用可能である場合は、復水貯蔵タンクの水を制御棒駆動機構の冷却水ラインを通じて原子炉へ注水する。



第 45-7-7 図 制御棒駆動系ポンプ設備概要（原子炉注水時）

(6) 原子炉隔離時冷却系の復旧手段の整備【技術的能力審査基準要求】

第 45-7-8 図に電源構成図を示す。全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備により給電している場合は、所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により充電器を充電し、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する手段を整備する。



第 45-7-8 図 電源構成図（交流電源）

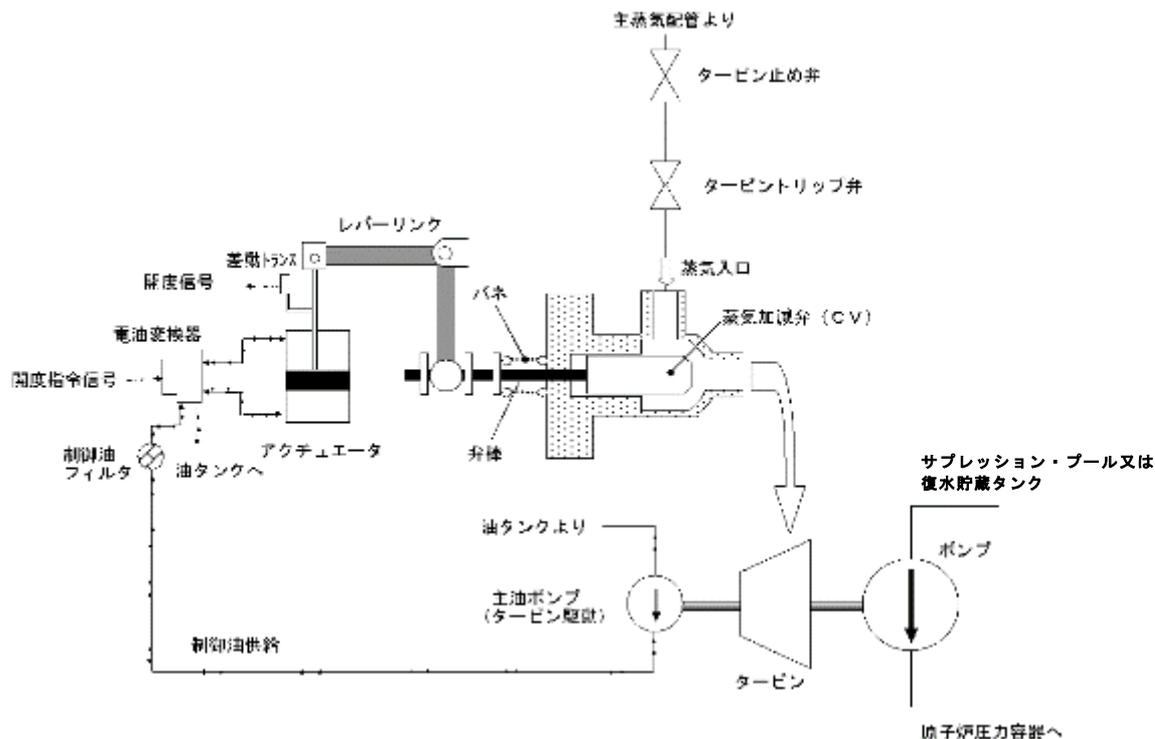
45-8 原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁（H0弁）に関する説明書

## 原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁の動作原理

原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁廻り制御油系の設備概要を第45-8-1図に示す。

原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁は、制御装置からの開度指令信号を受けて、油圧制御により開度調整され、原子炉圧力、タービン入口蒸気圧力に関わりなく、ポンプ流量が所定の流量となるようにタービン回転数を制御する役割を担う。

蒸気加減弁廻り制御油系の系統概要を下図に示す。蒸気加減弁の弁棒がレバーリンク機構を介して、油圧式アクチュエータに接続されており、開度指令信号が電油変換器を介して油圧式アクチュエータを動作させることで、蒸気加減弁を開閉動作させる。



第 45-8-1 図 原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁廻り制御油系設備概要

## 蒸気加減弁の電源喪失時の挙動

油圧式アクチュエータの作動油は、タービン軸直結の主油ポンプから供給されるため、電源喪失した場合においても油圧が喪失することはない。なお、タービンが回転しておらず、油圧がかかっていない場合には弁棒に取り付けられたバネにより、蒸気加減弁は全開状態となる。また、電油変換器内にもバネが内蔵されており、開度指令信号断の場合、蒸気加減弁の開方向に油圧がかかる構造となっている。

したがって、電源喪失時は蒸気加減弁が全開状態となり、蒸気加減弁によるタービン回転数の制御は不可能となる。このため、原子炉隔離時冷却系の現場手動起動操作では、可搬型回転計にてタービン回転数を確認するとともに、原子炉隔離時冷却系トリップ／スロットル弁を調整開とすることで、タービン回転数の調整を行うことが可能である。

45-9 E C C S系ポンプの高温耐性評価について

# SBO時におけるECCS系ポンプ等の継続運転への影響評価について

## 1. 原子炉隔離時冷却系ポンプの継続運転への影響評価

### (1) サプレッション・プール水温上昇時のNPSH評価

原子炉隔離時冷却系ポンプについては、過去、サプレッション・プール水温 100℃、150℃、200℃におけるNPSH評価を行っており、いずれのケースも必要NPSHに対し、有効NPSHが上回ることを確認している（第1表のとおり）。

第1表 原子炉隔離時冷却系ポンプ NPSH 評価

S/P 水温 [℃]	100	150	200
必要 NPSH [m]	5.8	5.8	5.8
有効 NPSH [m]	6.41	6.46	6.53

### (2) 高温耐性

原子炉隔離時冷却系ポンプについては、過去、高温耐性評価を行っており、サプレッション・プール水温度 116℃まで送水継続可能と評価している。また、原子炉隔離時冷却系ポンプ室及び中央制御室の室温上昇によって、原子炉隔離時冷却系の8時間継続運転は阻害されない（第2表のとおり）。

第2表 原子炉隔離時冷却系ポンプ高温耐性評価

評価項目	影響概要	評価
サプレッション・プール水温度上昇	潤滑油系統 潤滑油冷却器はポンプ吐出水により冷却することから、サプレッション・プール水温度上昇に伴い、軸受機能が潤滑油温度上昇の影響を受ける可能性がある。	サプレッション・プールの温度上昇による原子炉隔離時冷却系の8時間運転継続への影響はない。 原子炉隔離時冷却系ポンプの第一水源であるサプレッション・プールを水源とした場合、事象発生後8時間での水温は約100℃となる。ポンプ軸受の潤滑油温度は、冷却器の設計上、潤滑油の冷却に使用しているサプレッション・プール水温より約6℃高くなるが、潤滑油の許容温度である120℃未満となるため、軸受の冷却が阻害されることはない。
	復水器 サプレッション・プール水温度約98℃にて機能停止に至る可能性がある。	原子炉隔離時冷却系ポンプの運転継続に直接影響することはない。 タービングラウンド部からの蒸気の微小漏えいにより室内環境が悪化するが、制御系は原子炉隔離時冷却系ポンプとは別区画に設置しており、運転継続に影響することはない。なお、現場での運転継続に係る操作については影響が懸念されることから、現場操作による運転継続には期待していない。
	ガバナ制御 制御油の温度上昇に伴い、粘性低下が速度制御に影響を及ぼす可能性がある。	原子炉隔離時冷却系ポンプの運転継続に影響はない。 制御油の粘性低下により制御器からの指示信号と実速度に差異が生じる可能性があるが、差は極わずかであること及び速度制御は実際のポンプ吐出量によって決定されることから、ガバナ機能は維持される。
サプレッション・チェンバ圧力上昇	原子炉隔離時冷却系タービン保護のため、サプレッション・チェンバ圧力0.172MPa[gage]にて、原子炉隔離時冷却系タービン排気圧高トリップインターロックが動作し、原子炉隔離時冷却系の運転が停止する可能性が考えられる。	サプレッション・チェンバ圧力上昇によって原子炉隔離時冷却系の8時間継続運転は阻害されない。 全交流動力電源喪失（長期TB）時のサプレッション・チェンバ圧力を評価した結果、事象発生から8時間後の圧力は約0.07MPa[gage]であり、原子炉隔離時冷却系タービン排気圧高トリップインターロック設定圧力を下回る。
原子炉隔離時冷却系ポンプ室温度上昇	原子炉隔離時冷却系のポンプ、電気制御系統、弁、タービン等の設計で想定している環境の最高温度は66℃を想定している。全交流動力電源喪失時は換気空調系が停止しているため、原子炉隔離時冷却系ポンプ室温が66℃を超える可能性が考えられる。	原子炉隔離時冷却系ポンプ室温度上昇によって原子炉隔離時冷却系の8時間継続運転は阻害されない。 全交流動力電源喪失（長期TB）時の原子炉隔離時冷却系ポンプ室温度を評価した結果、事象発生から8時間後の室温は約63.6℃（初期温度40℃）であり、原子炉隔離時冷却系の設計で想定している66℃を下回る。
中央制御室温度上昇	中央制御室の環境条件として想定している最高温度は40℃である。全交流動力電源喪失時は換気空調系が停止するため、中央制御室温度が最高温度を超える可能性が考えられる。	中央制御室温度上昇によって原子炉隔離時冷却系の8時間継続運転は阻害されない。全交流動力電源喪失（長期TB）時の中央制御室温度を評価した結果、事象発生から8時間後の室温は約37.3℃であり、制御盤の設計で想定している環境の最高温度40℃を下回る。

## 2. 常設高圧代替注水系ポンプの継続運転への影響評価

### (1) サプレッション・プール水温上昇時の NPSH 評価

常設高圧代替注水系ポンプについては、系統の詳細設計中であり、NPSH 評価結果は得られていないが、類似システムである原子炉隔離時冷却系ポンプと比較評価し、NPSH 評価条件である静水頭 (S/P LWL～ポンプ吸込みレベル) 及び配管設計が類似となり、静水頭及び配管圧損に大きな差異が生じないことから、サプレッション・プール水温上昇時においても、原子炉隔離時冷却系ポンプ同様、必要 NPSH に対し有効 NPSH が上回ると評価する。

### (2) 高温耐性

常設高圧代替注水系ポンプは、120℃の高温耐性を有する設計である。また、構造上、軸封部が露出せず、内包水によりメカニカルシールを冷却し、軸受を潤滑する構造であることから、サプレッション・プール水温上昇時への高温耐性を有すると評価する。

## 3. ECCS系ポンプの継続運転への影響評価

### (1) サプレッション・プール水温上昇時の NPSH 評価

ECCS 系ポンプについては、過去、サプレッション・プール水温 100℃における NPSH 評価を行い、いずれのケースも必要 NPSH に対し、有効 NPSH が上回ることを確認している。

ポンプ	RHR	HPCS	LPCS
必要 NPSH [m]	0.61	0.98	-0.18
有効 NPSH [m]	5.82	5.89	6.01

### (2) 高温耐性

ECCS 系ポンプは、下表に示す最高使用温度で設計されており、サプレッション・プール水温上昇時の高温耐性を有する設計である。なお、HPCSポンプ及びLPCSポンプについては、有効性評価で期待する温度が、吸込み配管で 148℃であることから、当該温度にて再評価のうえ、必要により対策を講じることとする。

最高使用温度		RHR	HPCS	LPCS
ポンプ (既工認)	[℃]	182.2	100	100
吸込配管 (既工認)		100/174	100	100

以上

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	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	
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁	A, B	
		第4号	切り替え性	当該設備の使用に当たり切替が不要	B b	
		第5号	悪影響防止	系統設計 弁等の操作で系統構成	A	
		第6号	設置場所	中央制御室操作	A	
		第2項	第1号	常設SAの容量	系統の目的に応じて必要な容量を有する	A
	第2号		共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
	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		
	関連資料		47-4 系統図, 47-7 接続図			
	関連資料	47-5 試験・検査説明資料				
	関連資料	47-7 系統図				
	関連資料	47-4 系統図				
	関連資料	47-3 配置図				
	関連資料	47-6 容量設定根拠				
	関連資料	—				

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬型)

第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		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			
		第2号	操作性	設備の運搬・設置, 工具の使用 操作スイッチ, 弁及び接続操作		B b, B c, B d, B f, B g	
			関連資料	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	フランジ接続		B	
			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		A a	
			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	サポート系なし		対象外	
		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	本来の用途以外に使用しない。	対象外		
	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				

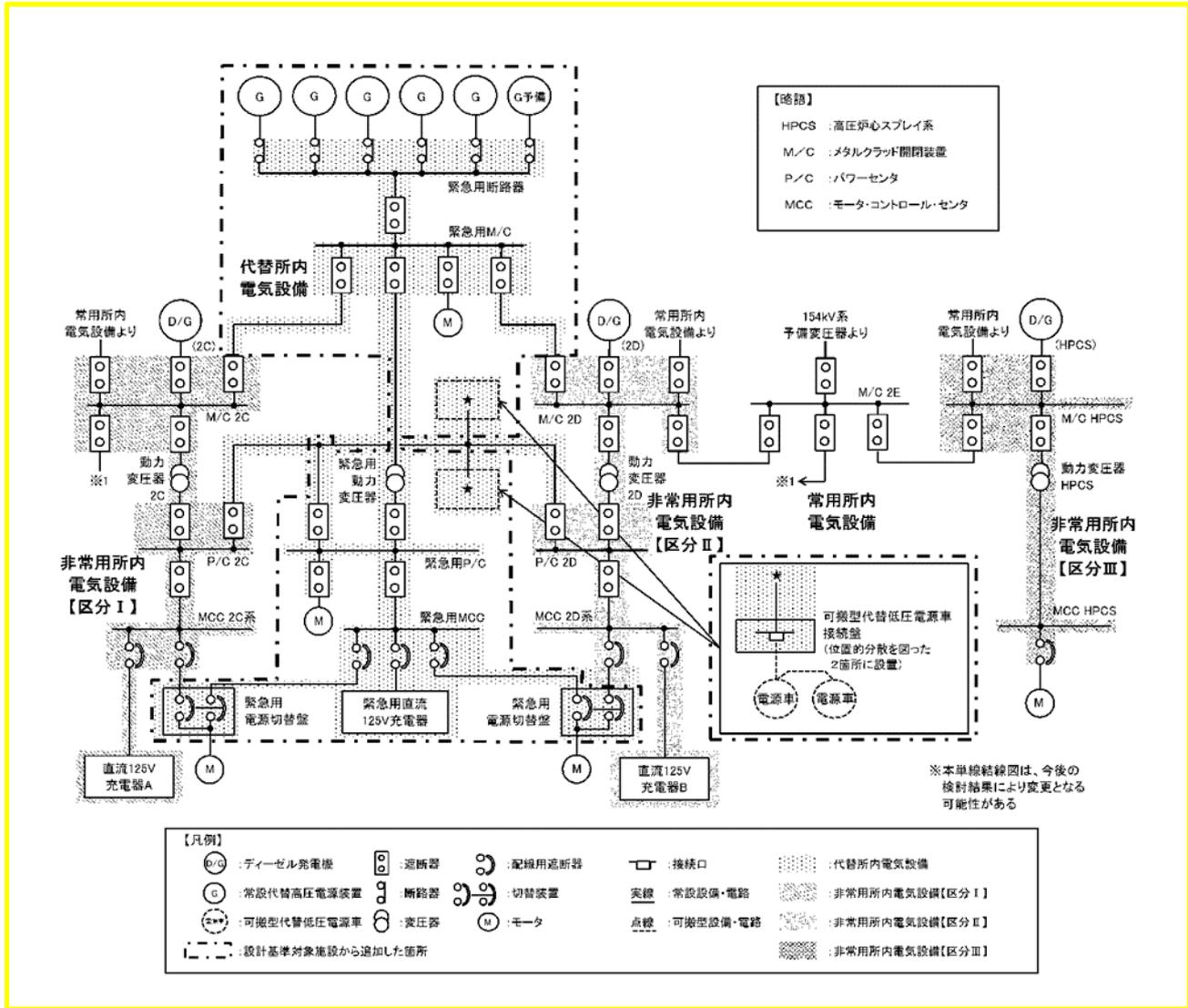
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

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		本来の用途以外に使用しない。	対象外	
	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)

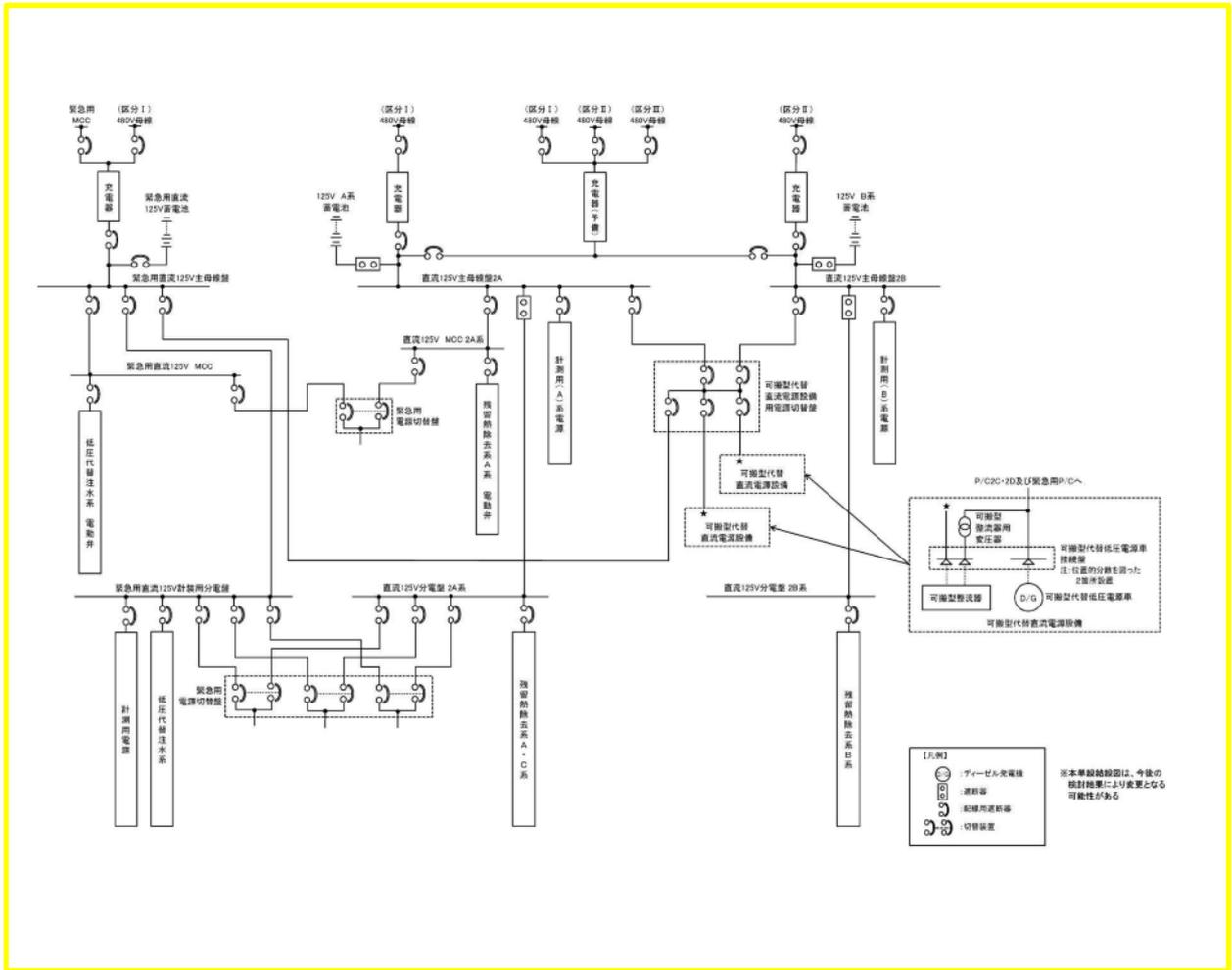
第47条:原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に 発電用原子炉を冷却するための設備		低圧炉心スプレイ系ポンプ (設計基準拡張)		類型化 区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
				関連資料	—	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
		関連資料	—			
		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	本来の用途以外に使用しない。	対象外		
	関連資料	—				
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB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	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB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DB設備有り)—屋内	A a	
			サポート系要因	対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料		本文			

47-2 単線結線図



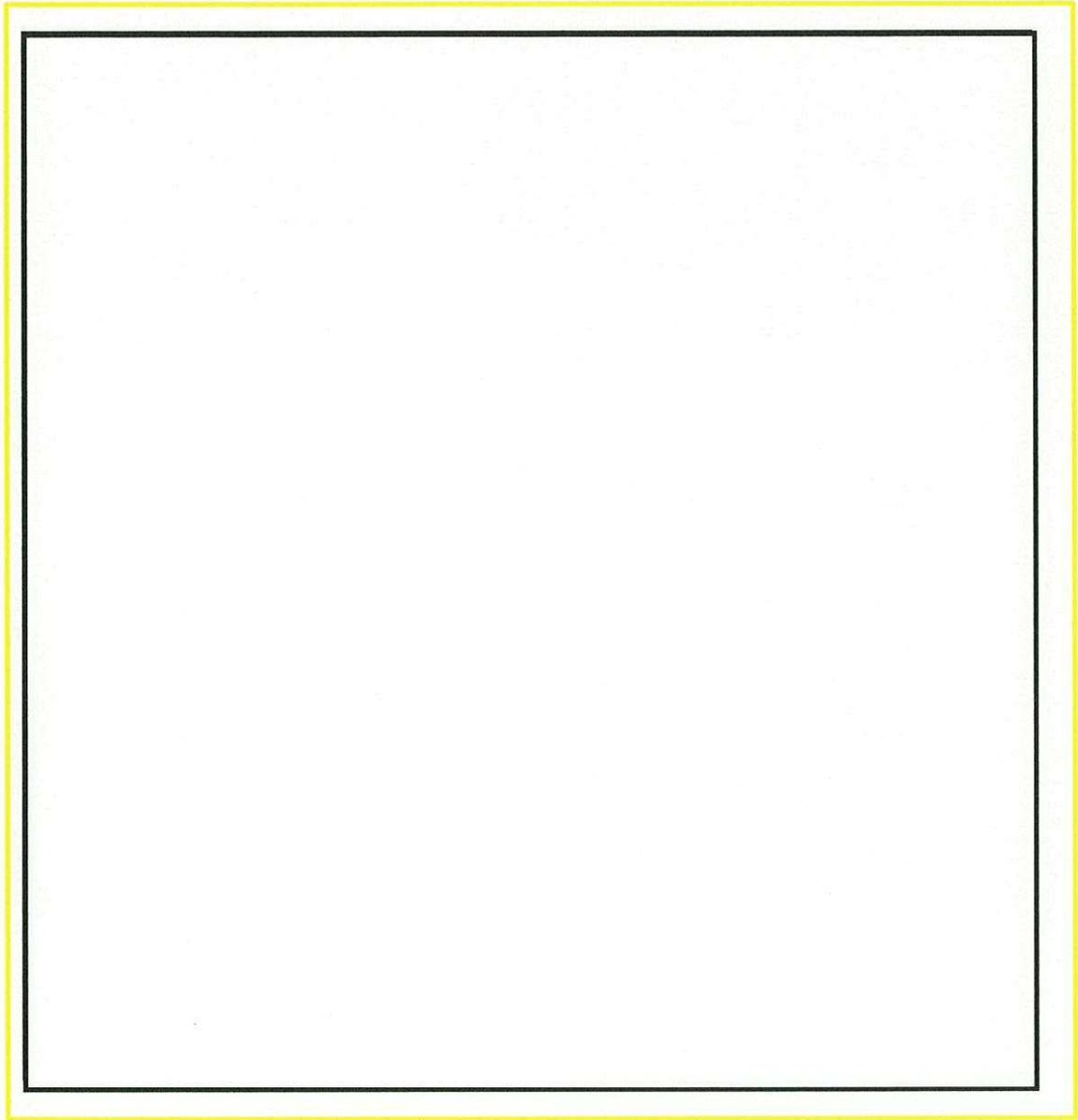
第 47-2-1 図 電源構成図（交流電源）（1/3）



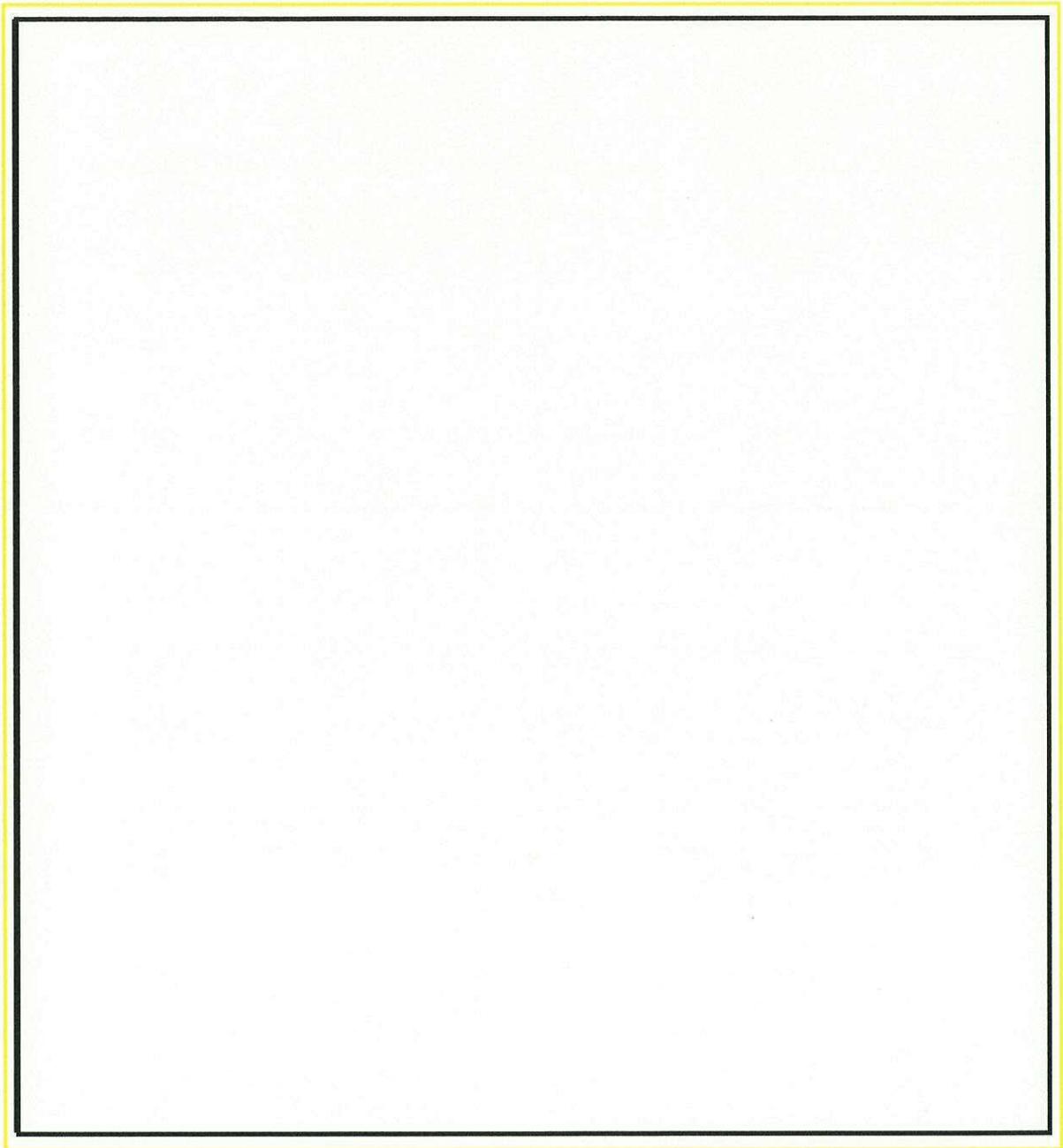


第 47-2-3 図 電源構成図（直流電源）（3/3）

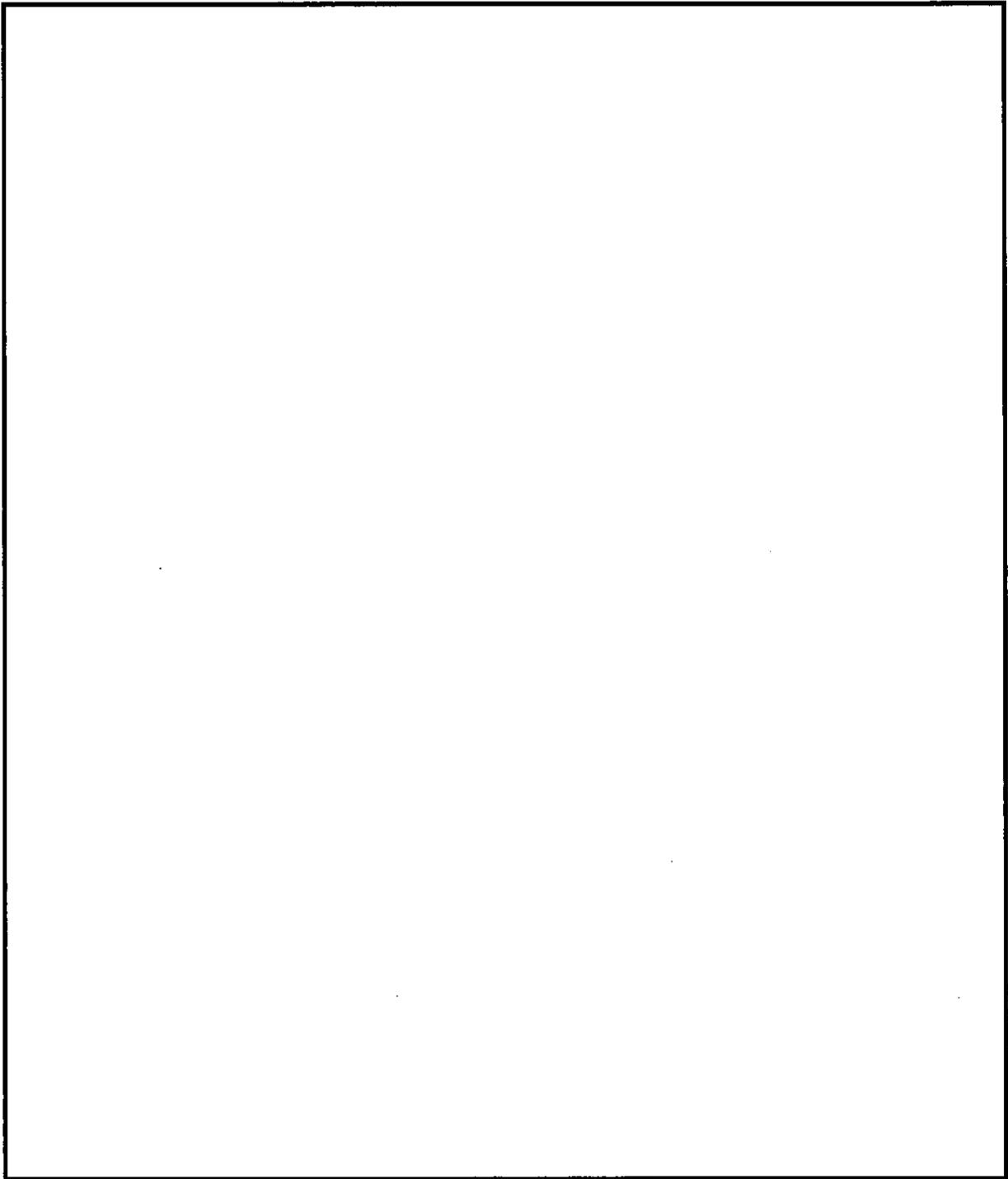
### 47-3 配置図



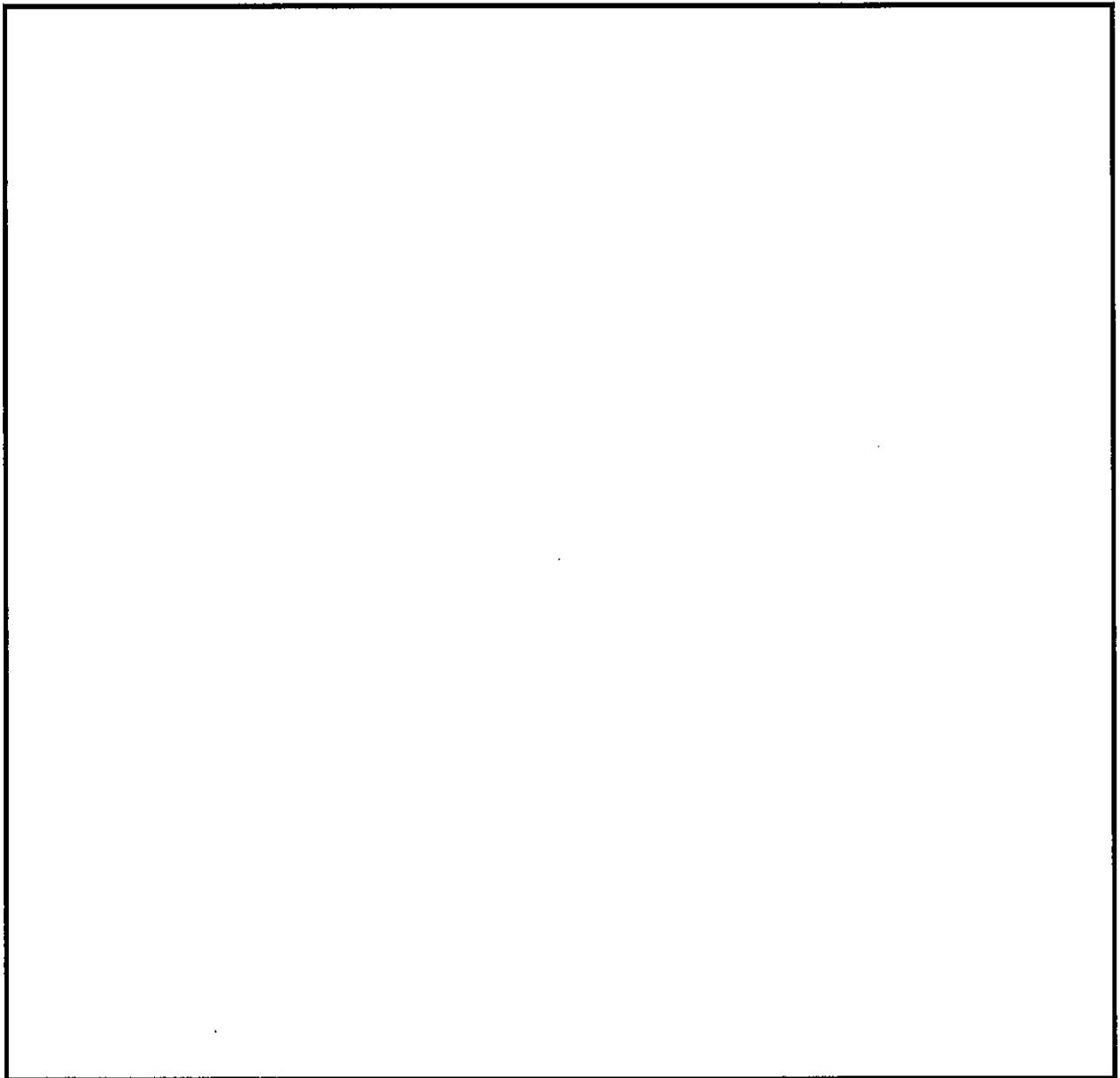
第 47-3-1 図 構内全体配置図



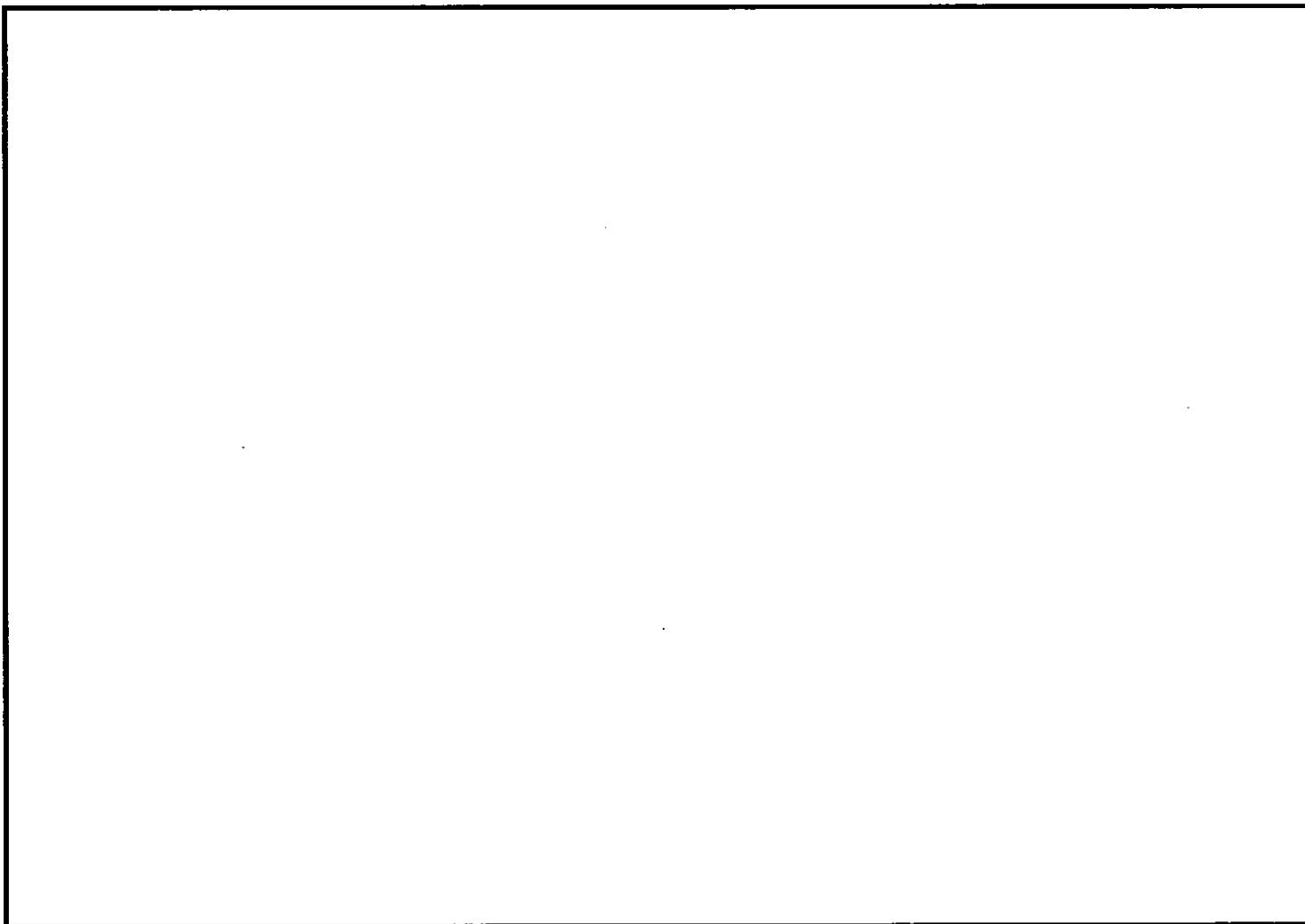
第47-3-2図 低圧代替注水系（常設）に係る機器配置図（1/2）



第 47-3-3 図 低圧代替注水系（常設）に係る機器配置図（2/2）

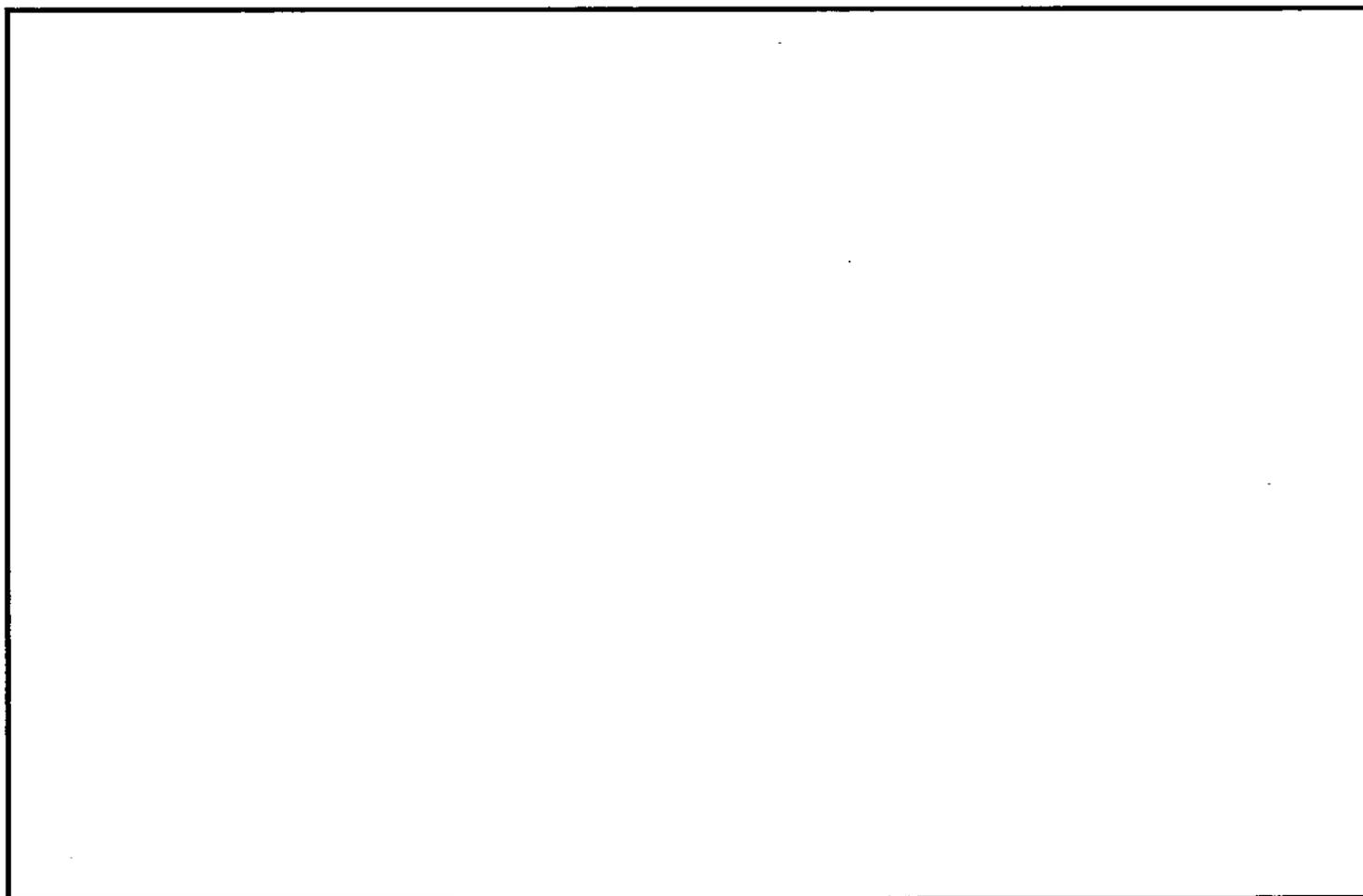


第 47-3-4 図 残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系に係る機器配置図  
(原子炉建屋地下 2 階)



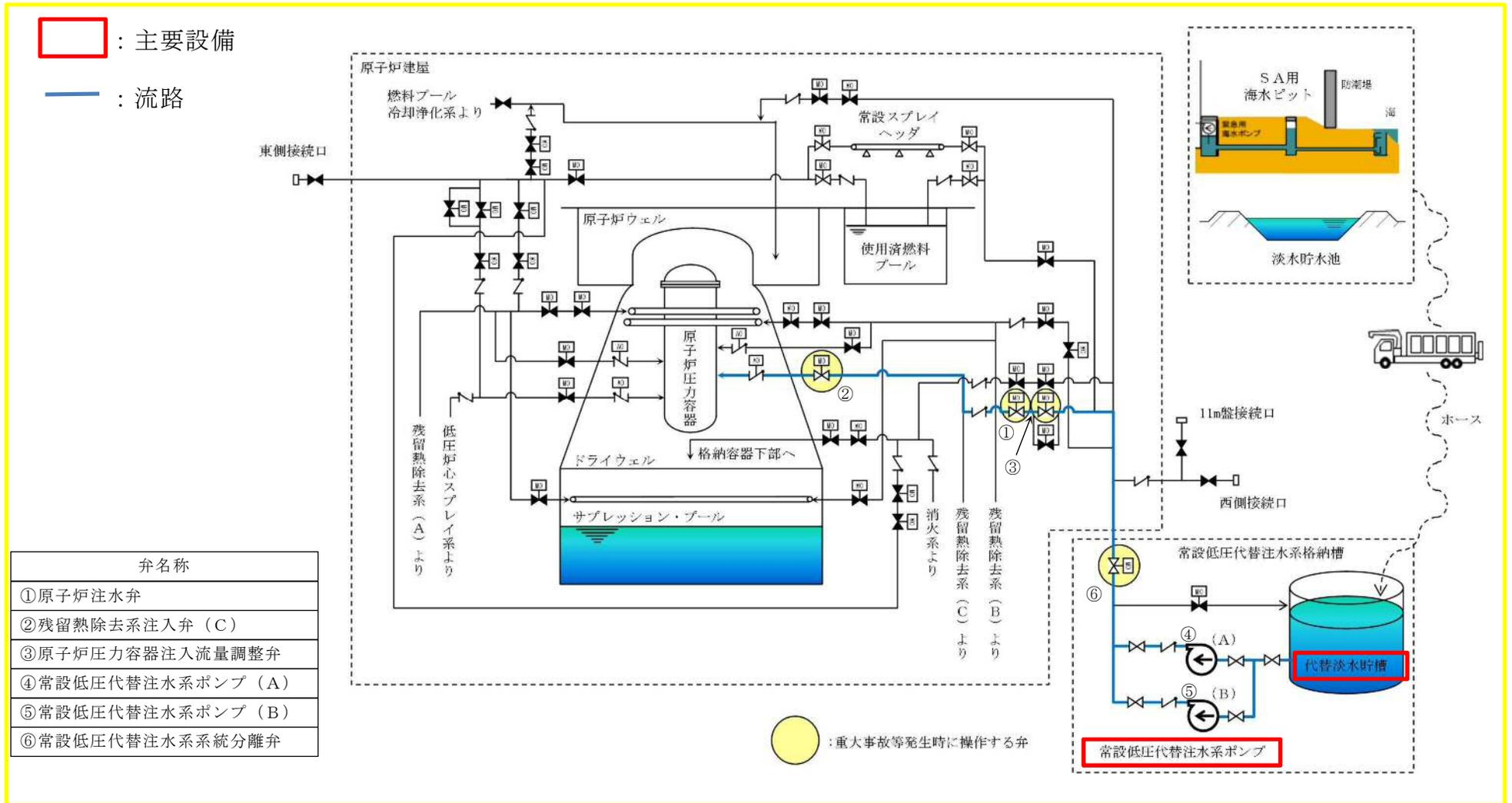
第 47-3-5 図 低圧代替注水系に係る機器（弁）配置図

（原子炉建屋 3 階）

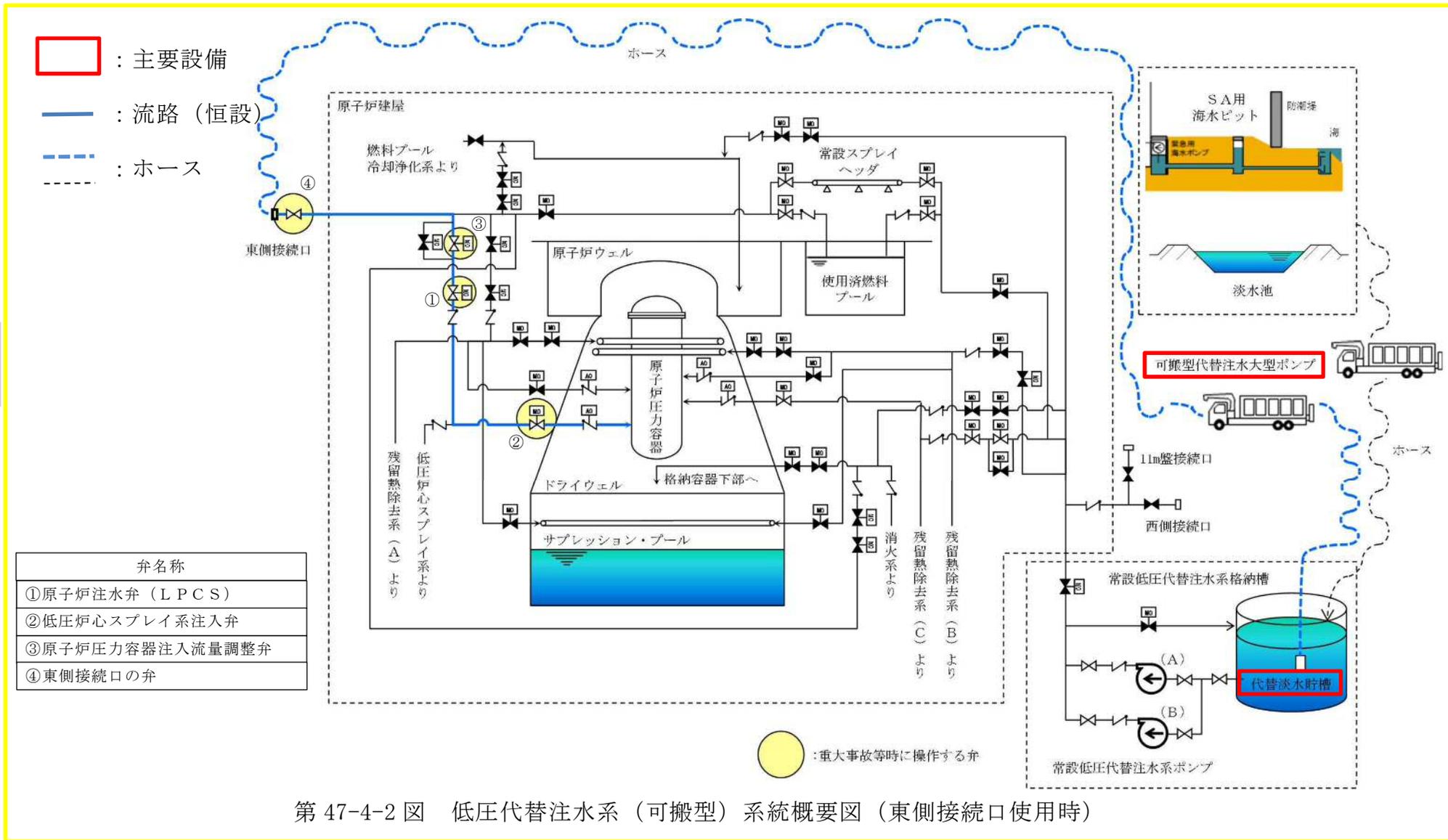


第 47-3-6 図 低圧代替注水系に係る機器（弁）配置図  
(原子炉建屋 4 階)

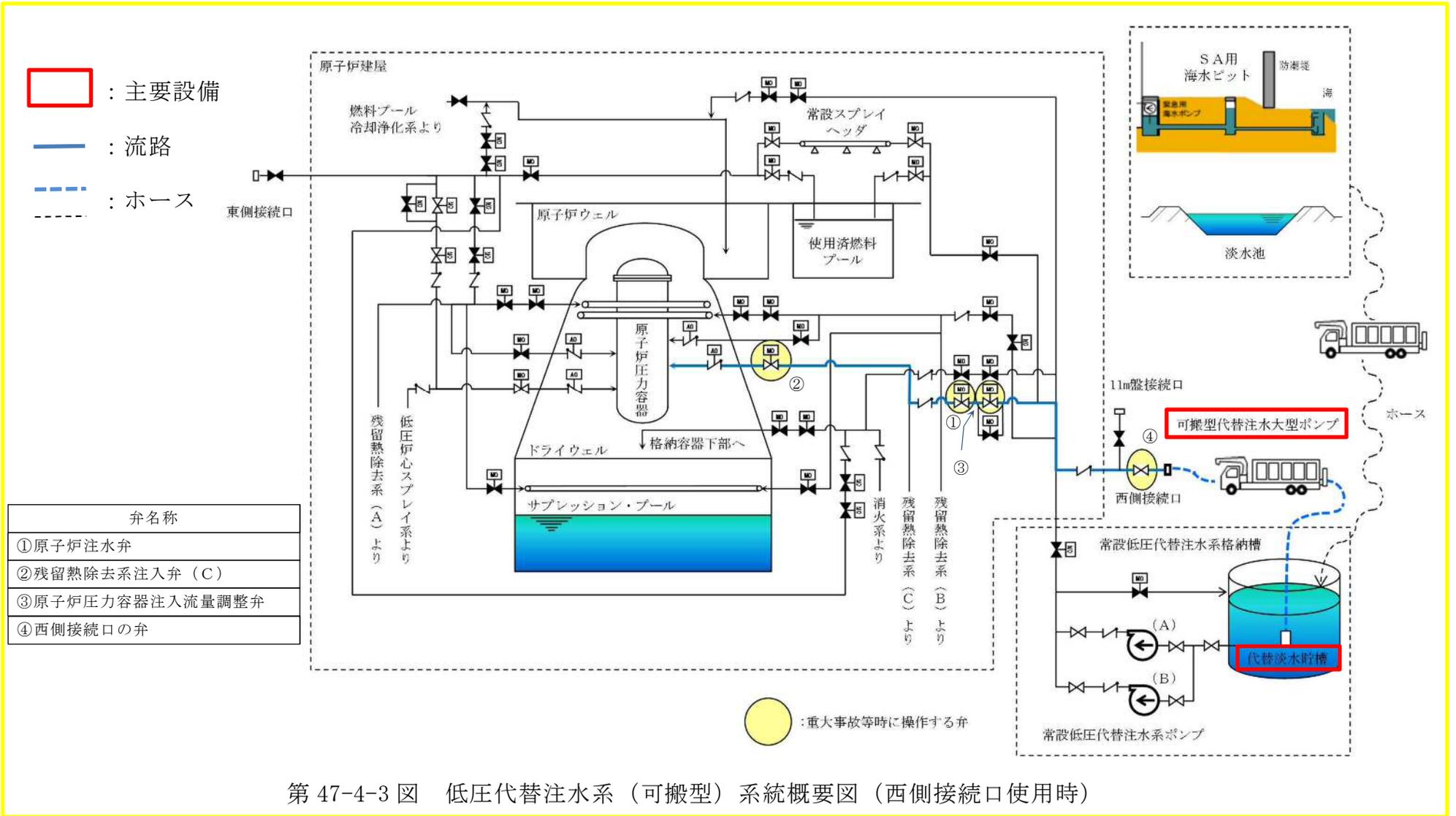
#### 47-4 系統図



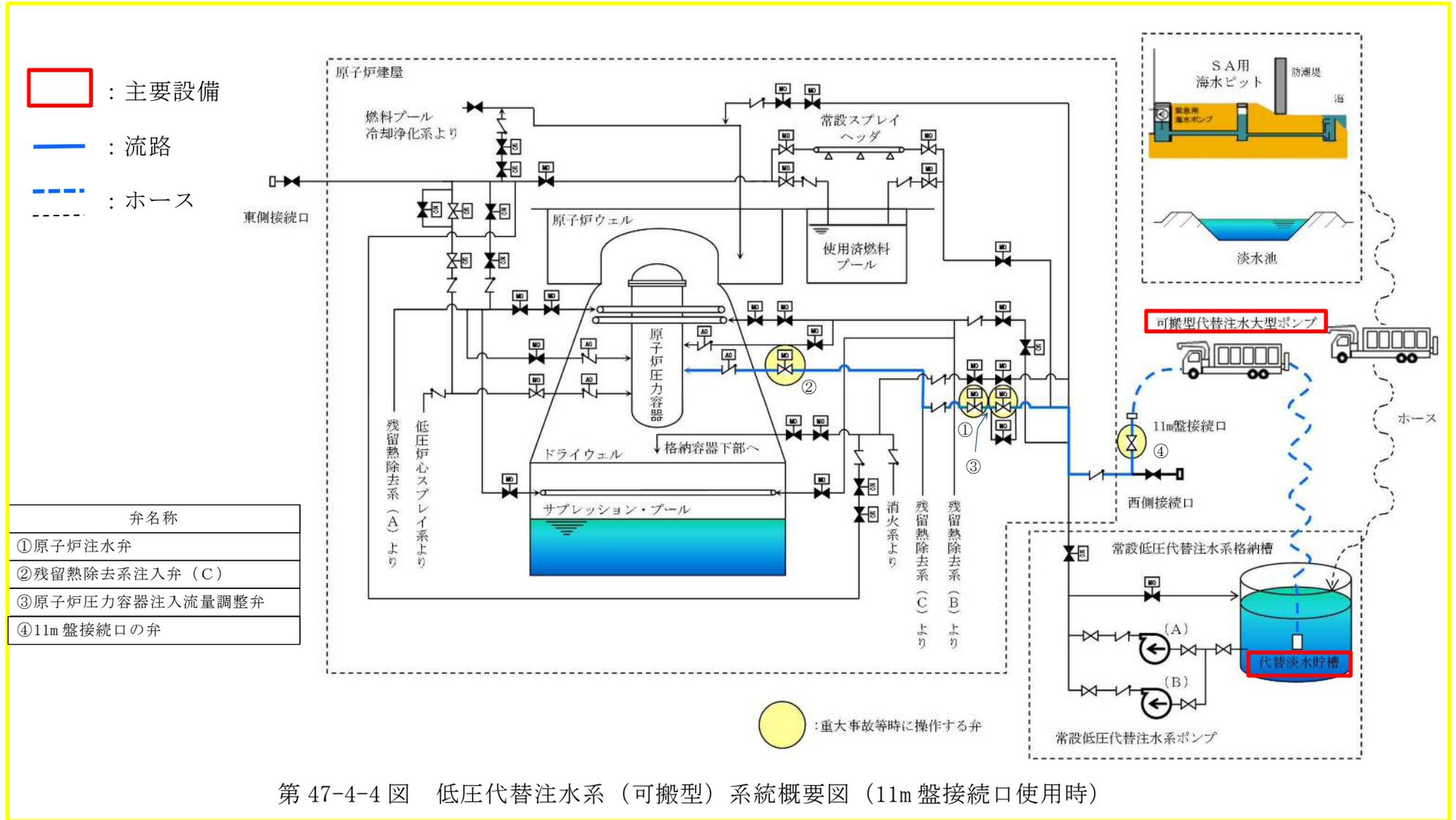
第 47-4-1 図 低圧代替注水系（常設）系統概要図



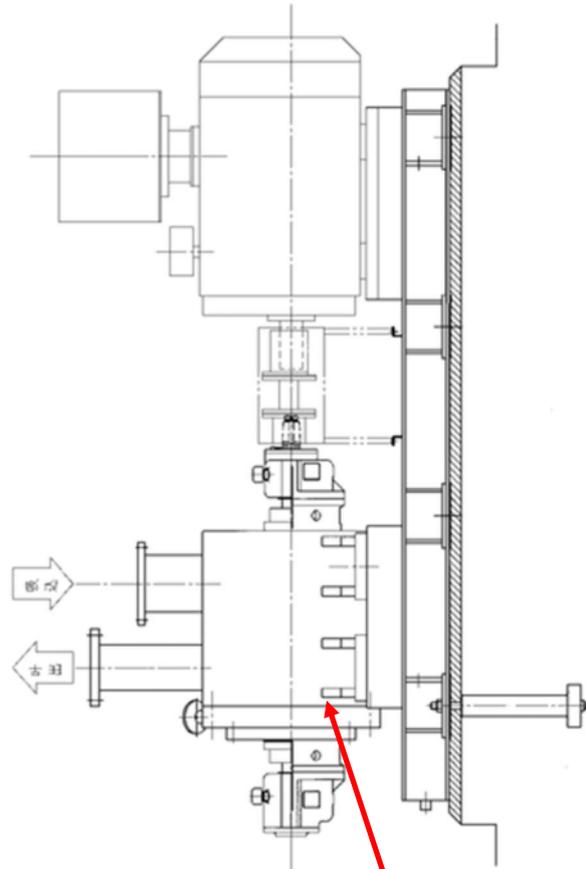
第 47-4-2 図 低圧代替注水系 (可搬型) 系統概要図 (東側接続口使用時)



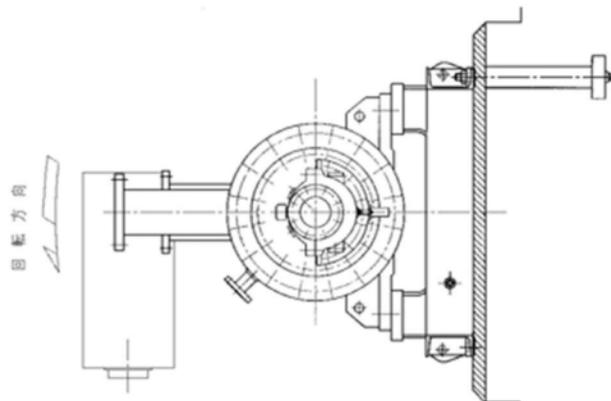
第 47-4-3 図 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図（西側接続口使用時）



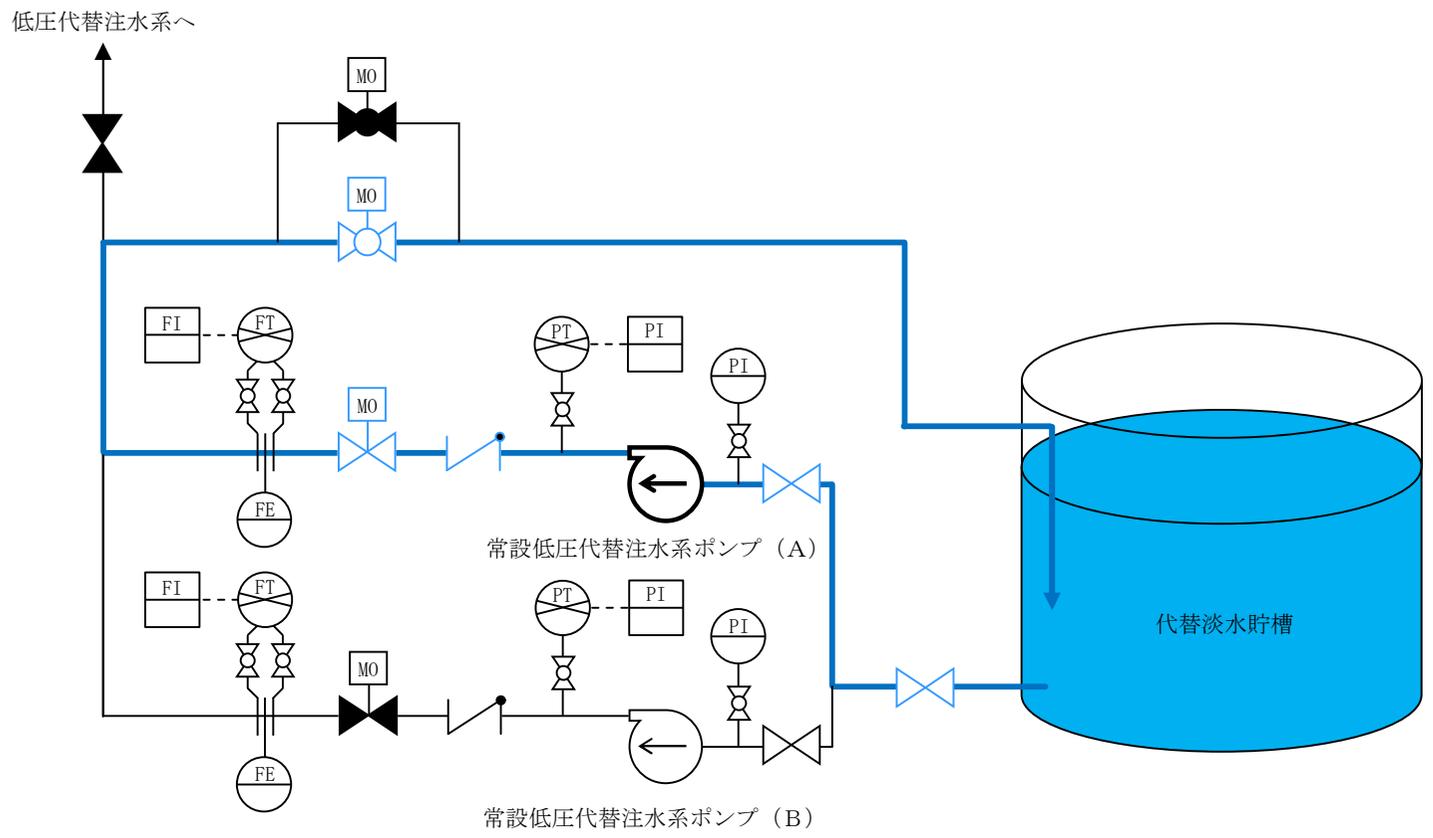
## 47-5 試験及び検査



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。



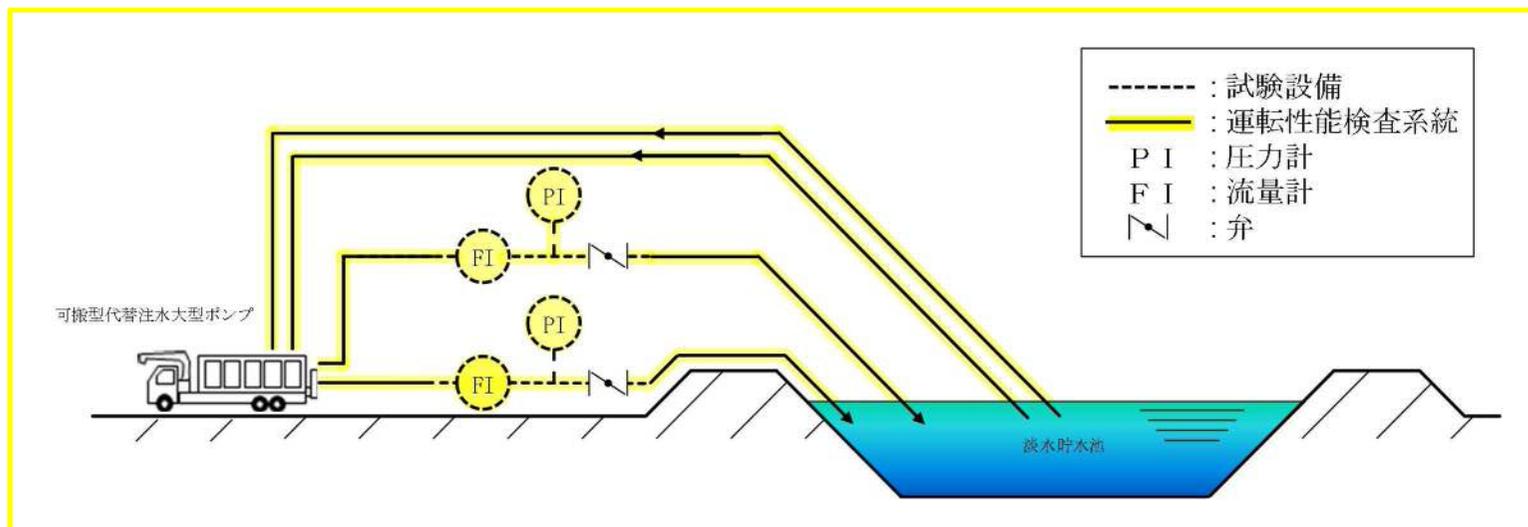
第 47-5-1 図 常設低圧代替注水系ポンプ構造図



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

第 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)



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

第 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)

## 47-6 容量設定根拠

名称		常設低圧代替注水系ポンプ
容量	m <sup>3</sup> /h/個	189（注1）,（約200（注2））
全揚程	m	144（注1）,（約200（注2））
最高使用圧力	MPa[gage]	3.14
最高使用温度	℃	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。

**【設定根拠】**

常設低圧代替注水系ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。

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。

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（C）を介して、原子炉圧力容器へ注水することにより炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する設計とする。

なお、重大事故等対処設備の低圧代替注水系（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。

## 1. 容量

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）から原子炉圧力容器へ注入する場合の容量は、低圧代替注水系（常設）を用いる、高圧・低圧注水機能喪失、崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合、残留熱除去系が故障した場合）、LOCA時注水機能喪失、格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）及び全交流動力電源喪失（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故）に係る有効性評価解析（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原子炉への注水流量が、最大 $378\text{m}^3/\text{h}$ であることから、1個当たり $189\text{m}^3/\text{h}$ とし、公称値を約 $200\text{m}^3/\text{h}$ とする。

また、低圧代替注水系（常設）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

低圧代替注水時の全揚程は、低圧代替注水及び代替格納容器スプレイの同時注水時における原子炉への注水に必要な常設低圧代替注水系ポンプの全揚程に包絡されることから、原子炉に注水する場合の水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損を基に144mを確保できるものとし、公称値を約200mとする。

<移送先の圧力は約0.604MPaとする>

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

### 3. 最高使用圧力

常設低圧代替注水系ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締切運転時の揚程約300m（約2.94MPa [gage]）に代替淡水貯槽の静水頭約20.63m（約0.20MPa [gage]）を加えた約320.63m [gage]を上回る圧力として3.14MPa [gage]とする。

### 4. 最高使用温度

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

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□kWとなる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{-3} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta/100) \\ &= 10^{-3} \times 1.000 \times 9.80665 \times ((200/3,600) \times 200) / \square / 100 \\ &= \square \text{ kW} \approx \square \text{ kW} \end{aligned}$$

P: 必要軸動力 (kW)

P<sub>w</sub>: 水動力 (kW)

$\rho$  : 流体の密度 ( $\text{kg}/\text{m}^3$ ) = 1,000

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

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

$H$  : ポンプ揚程 (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、低圧代替注水系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 (注1) (約1,320 (注2))
全揚程	m	138 (注1) (約140 (注2))
最高使用圧力	MPa [gage]	1.4
最高使用温度	°C	60
原動機出力	kW/個	約847
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す。 注2：設計仕様を示す。

**【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、設計基準事故対処設備が有する格納容器内の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために設置する。

可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯槽を水源として原子炉建屋の異なる面の隣接しない位置に設置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（C）等を経由して原子炉圧力容器へ注水することにより、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。但し、予備については、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と兼用する。

## 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台で $110\text{m}^3/\text{h}$ としていることから、ポンプ容量を約 $1,320\text{m}^3/\text{h}$ とする。

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

## 2. 全揚程

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

<移送先の圧力は約 $0.604\text{MPa}$ とする>

・東側接続口使用の場合（ホース延長距離が長いケース）

水源と移送先の圧力差 約 61.6m

静水頭 約 27.0m

ホース圧損 約 5.3m

配管及び弁類圧損 約 43.5m

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

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

### 3. 最高使用圧力

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

### 4. 最高使用温度

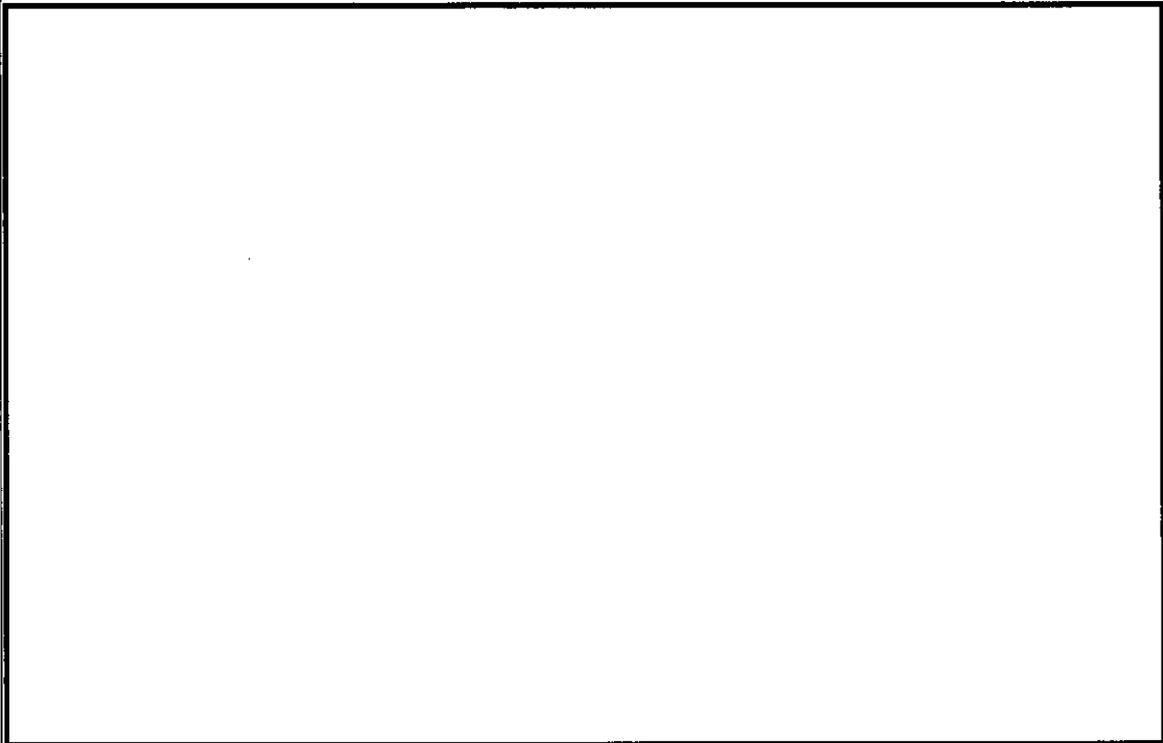
可搬型代替注水大型ポンプの最高使用温度は、供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である $60^\circ\text{C}$ とする。

### 5. 原動機出力

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 $847\text{kW}$ 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47-6-2図 可搬型代替注水大型ポンプ性能曲線

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

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

有効性評価で考慮する同時注水パターンを第1表及び第2表に示す。

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

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

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

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

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

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

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	378m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>QH 特性に従った注水</li> <li>原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施）</li> </ul>
格納容器スプレイ段階	230m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で、解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施）</li> <li>格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作</li> </ul>
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	114m <sup>3</sup> /h	<ul style="list-style-type: none"> <li>有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース</li> <li>使用済燃料プールが100℃到達まで1日以上の余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定</li> </ul>
格納容器ベント段階	50m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量</li> <li>使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから、同時注水を考慮していない</li> </ul>

対象事象：高圧・低圧注水機能喪失，LOCA時注水機能喪失

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

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉減圧・低圧注水移行段階	378m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>QH 特性に従った注水</li> <li>原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施）</li> </ul>
格納容器スプレイ段階	230m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施）</li> <li>格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作</li> </ul>
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	114m <sup>3</sup> /h	<ul style="list-style-type: none"> <li>有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース</li> <li>使用済燃料プールが100℃到達まで1日以上の余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定</li> </ul>
格納容器ベント段階*	50m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量</li> <li>使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による除熱に期待できることから、同時注水を考慮していない</li> </ul>

※崩壊熱除去機能（残留熱除去系が故障した場合）のケース

対象事象：崩壊熱除去機能喪失，津波浸水による注水機能喪失

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

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール	
原子炉減圧・低圧注水移行段階	≦110m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>QH特性に従った注水</li> <li>原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施）</li> </ul>
格納容器スプレイ段階	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始/停止操作実施）</li> <li>格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作</li> </ul>
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	114m <sup>3</sup> /h	<ul style="list-style-type: none"> <li>有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース</li> <li>使用済燃料プールが100℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定</li> </ul>

対象事象：全交流動力電源喪失

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

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペDESTAL	格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	230m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>LOCAが発生し設計基準事故対処設備による注水に失敗し、炉心損傷に至った場合に、炉心の再冠水並びに格納容器内温度及び圧力を抑制するためのケース</li> </ul>
再冠水後制御段階 <sup>※</sup>	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量</li> <li>格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作</li> </ul>
使用済燃料プール冷却復旧操作段階 <sup>※</sup>	50m <sup>3</sup> /h	130m <sup>3</sup> /h	—	—	114m <sup>3</sup> /h	<ul style="list-style-type: none"> <li>有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース</li> <li>使用済燃料プールが100℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定</li> </ul>
格納容器ベント段階 <sup>※</sup>	50m <sup>3</sup> /h	—	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量</li> </ul>

※代替循環冷却系を使用しない場合のケース

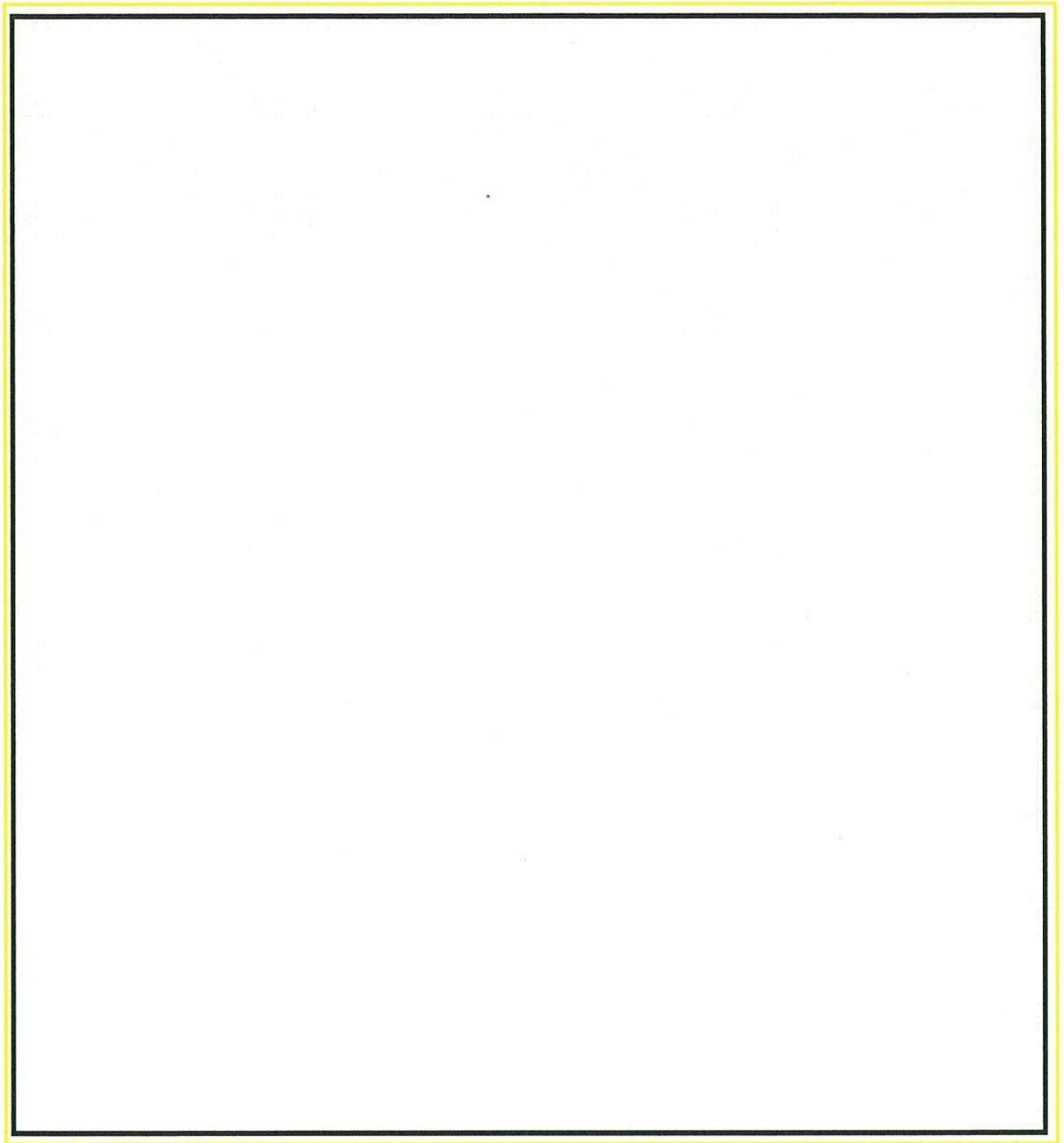
対象事象：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損），水素燃焼

第7表 原子炉圧力容器破損時に常設代替低圧注水系ポンプを使用する場合

	47条/1.4	49条/1.6	51条/1.8	53条/1.10	54条/1.11	
	原子炉	格納容器	(ドライウエル部) ペデスタル	格納容器頂部	使用済燃料プール	備考
原子炉圧力容器破損段階	—	300m <sup>3</sup> /h	80m <sup>3</sup> /h	—	—	・LOCAが発生し設計基準事故対処設備による注水に失敗し、炉心損傷に至った場合に、炉心の再冠水並びに格納容器内温度及び圧力を抑制するためのケース
原子炉圧力容器破損時対応後段階*	—	—	50m <sup>3</sup> /h	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始/停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	—	—	50m <sup>3</sup> /h	—	114m <sup>3</sup> /h	・有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・使用済燃料プールが100℃到達まで1日以上余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

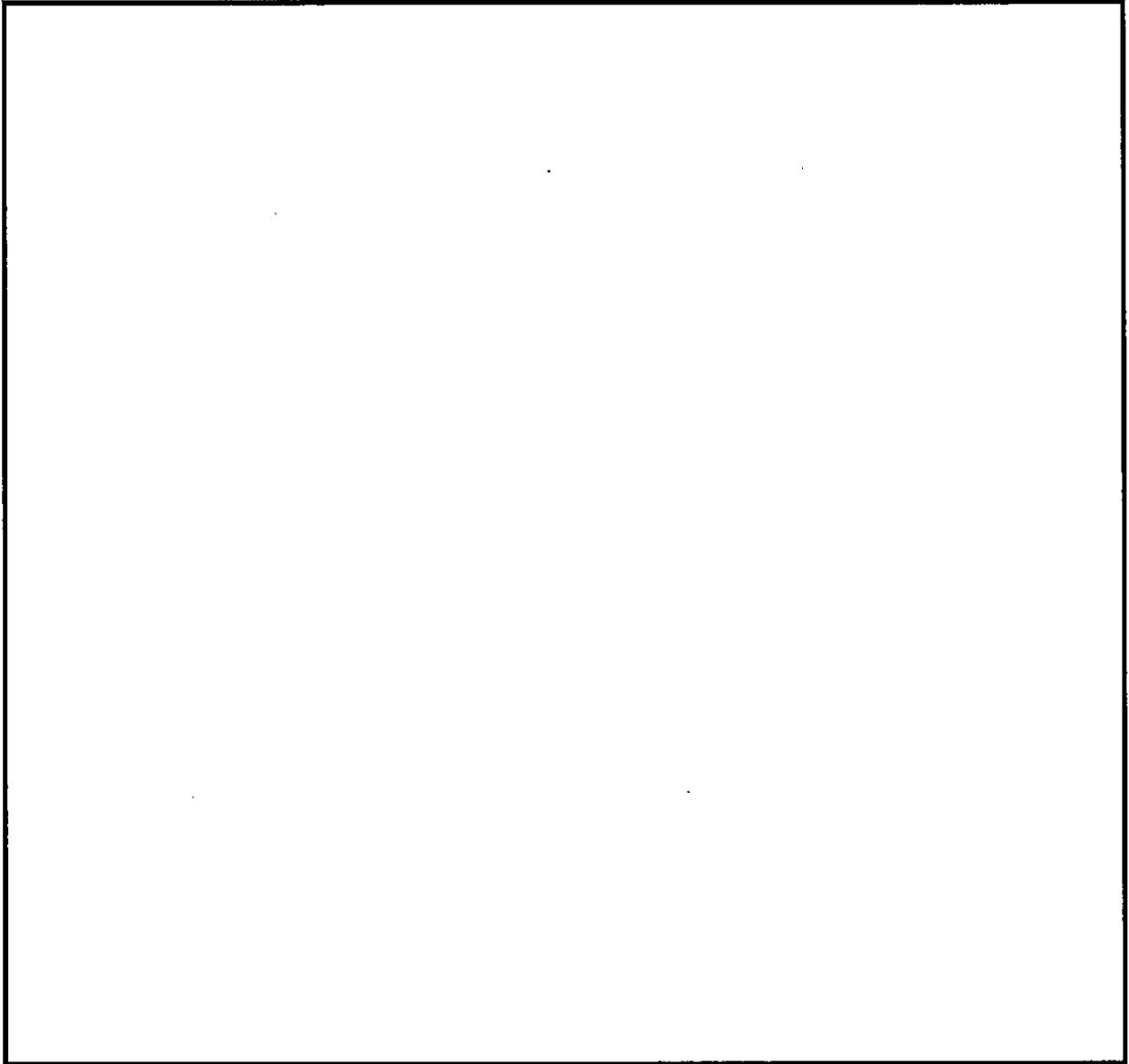
対象事象：高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱，原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用，溶融炉心・コンクリート相互作用

47-7 接続図

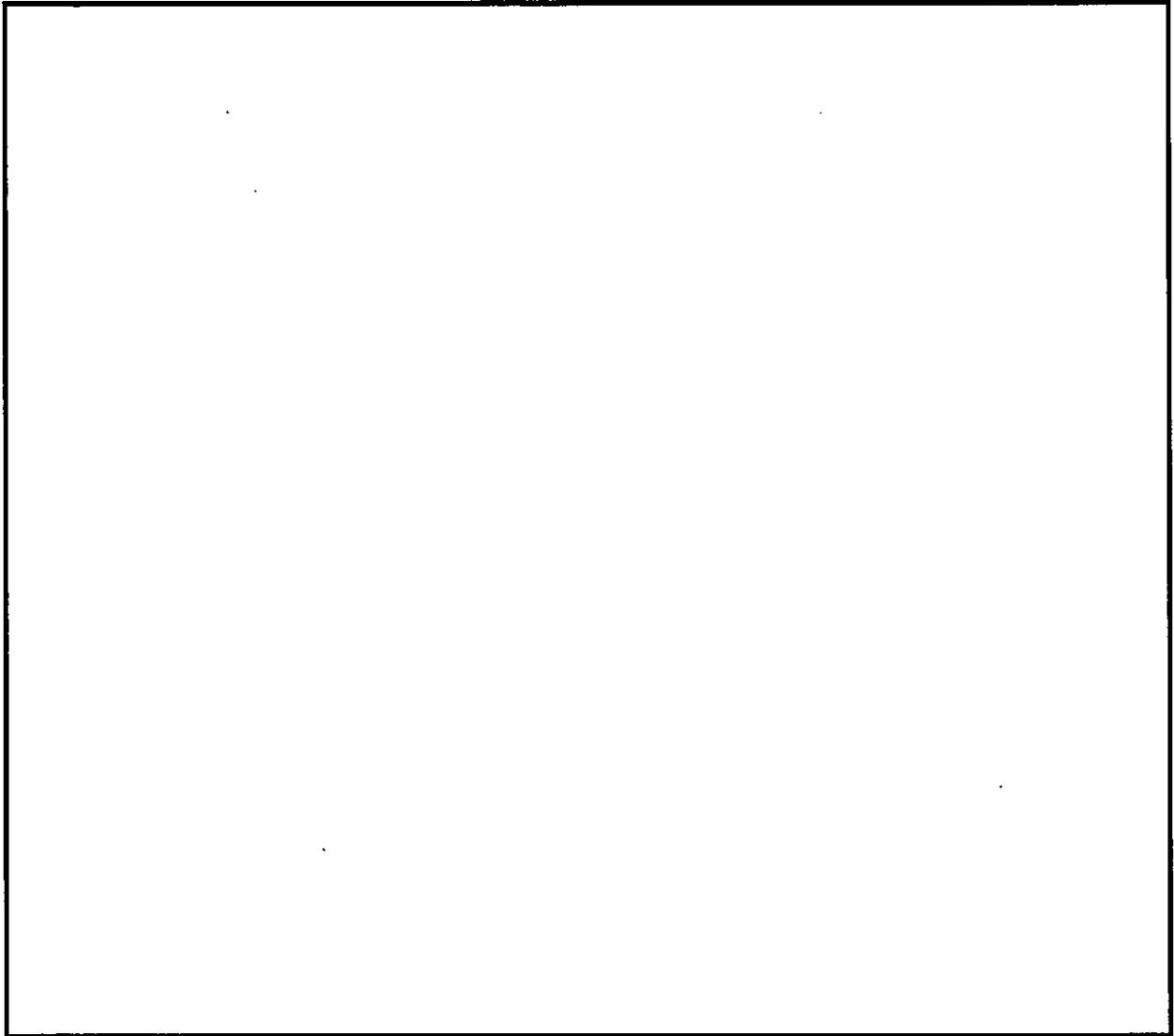


第47-7-1図 低圧代替注水系接続図

47-8 保管場所図

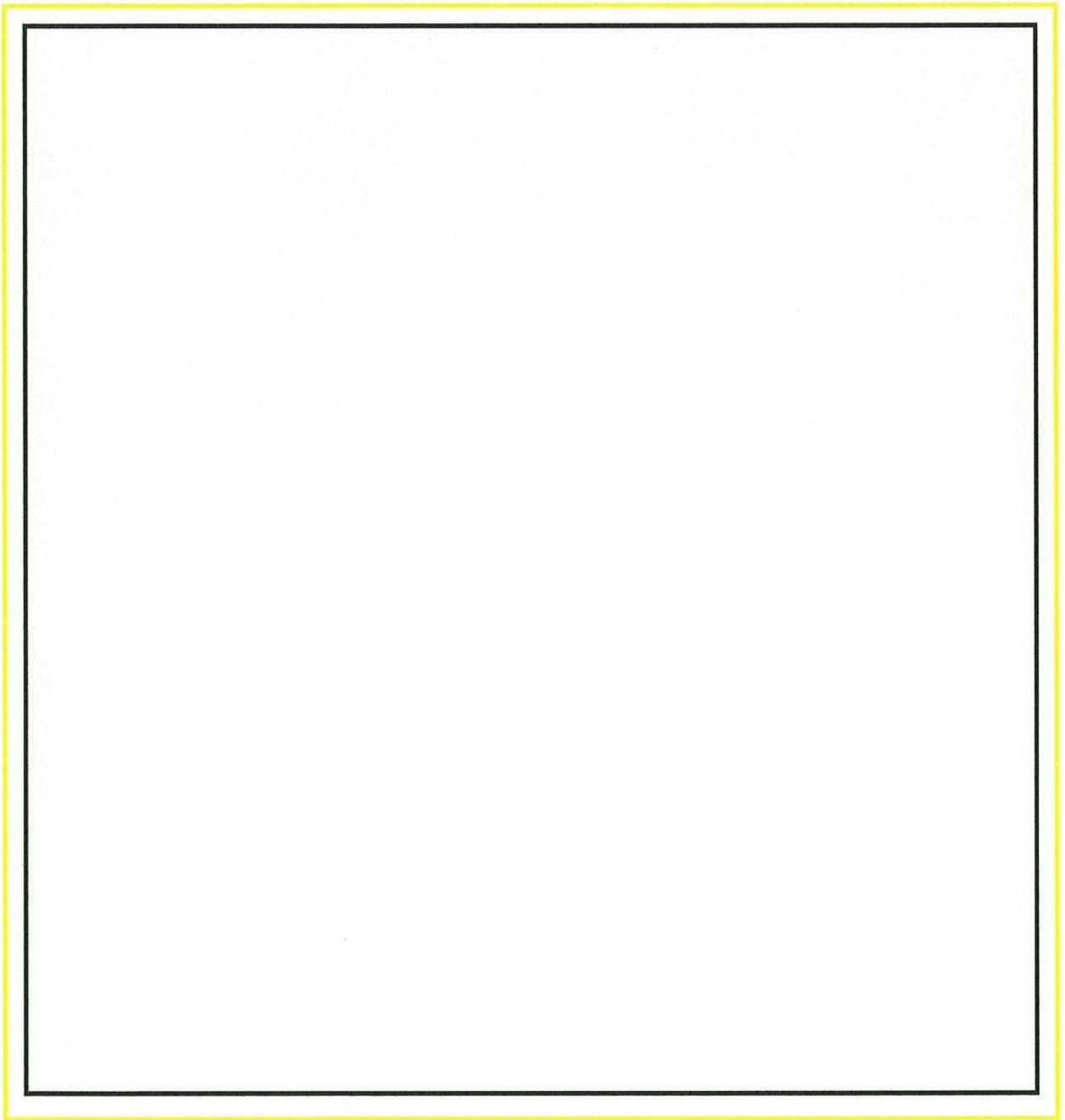


第 47-8-1 図 保管場所図 (位置の分散)

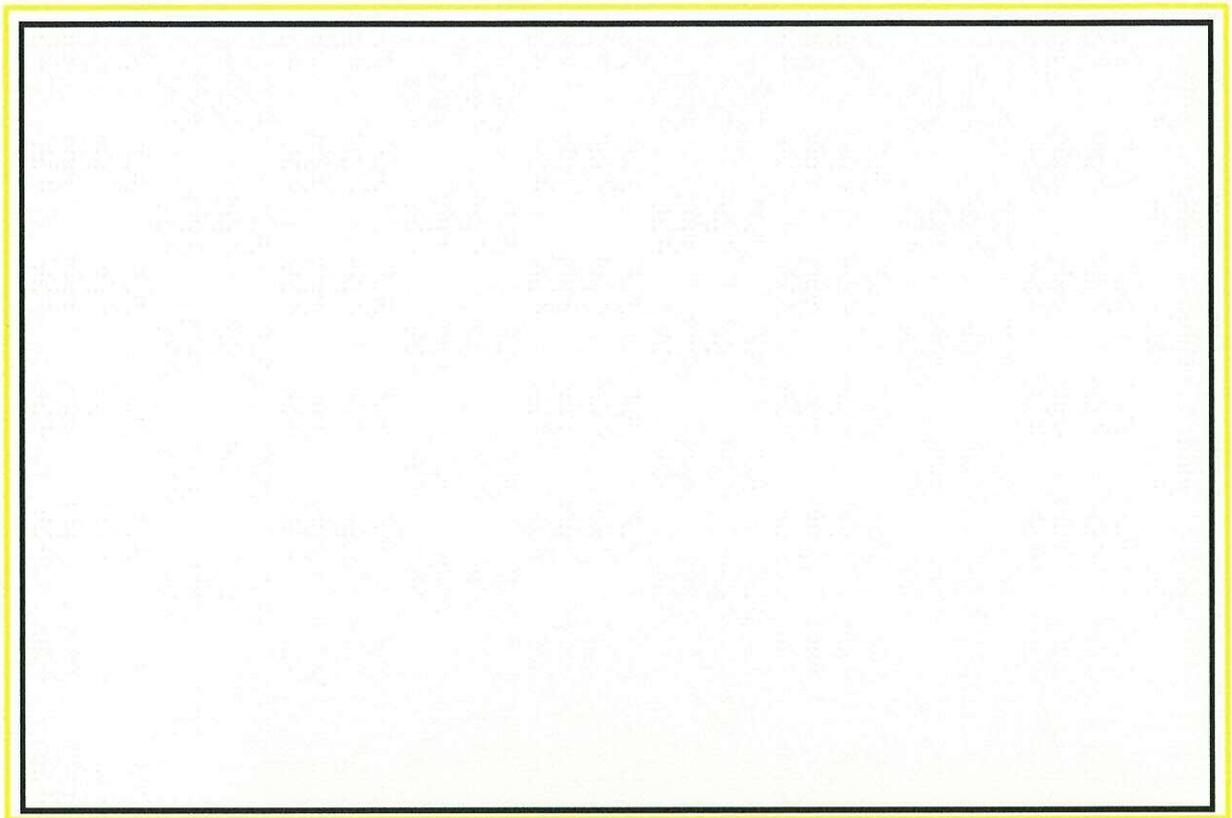


第 47-8-2 図 保管場所図（機器配置）

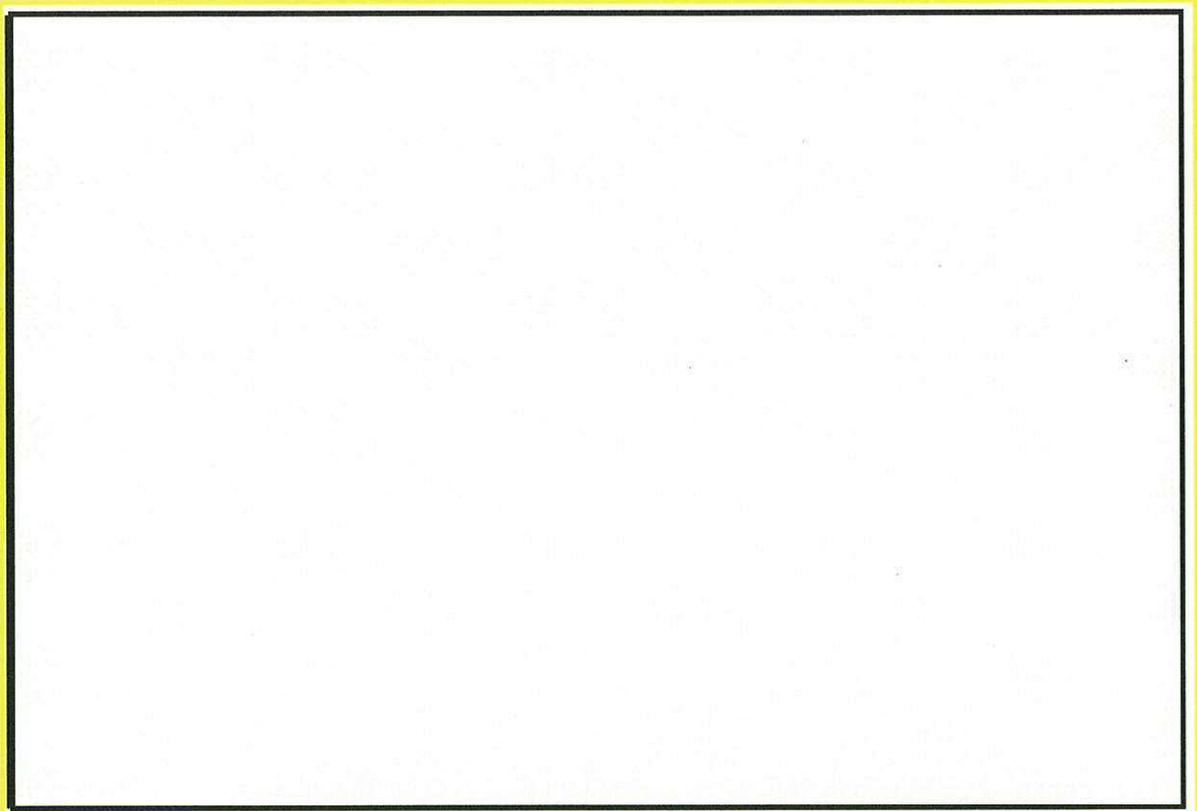
47-9 アクセスルート図



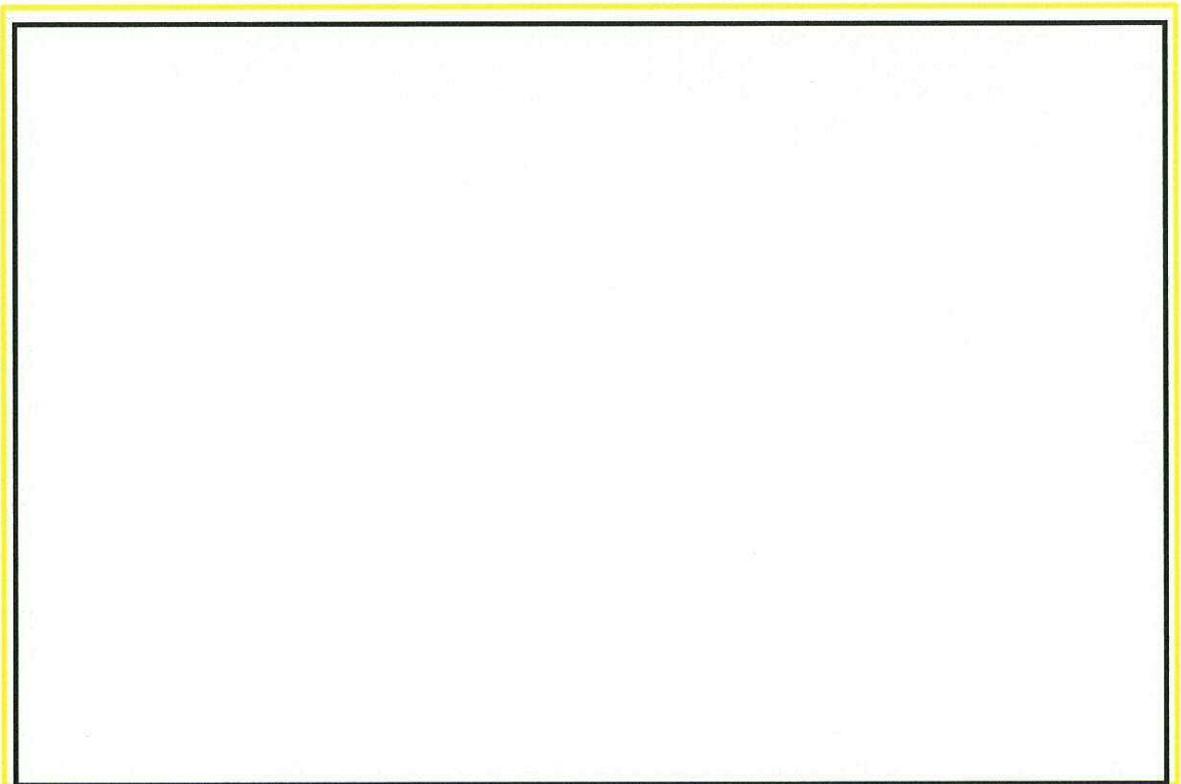
第 54-9-1 図 保管場所からのアクセスルート図



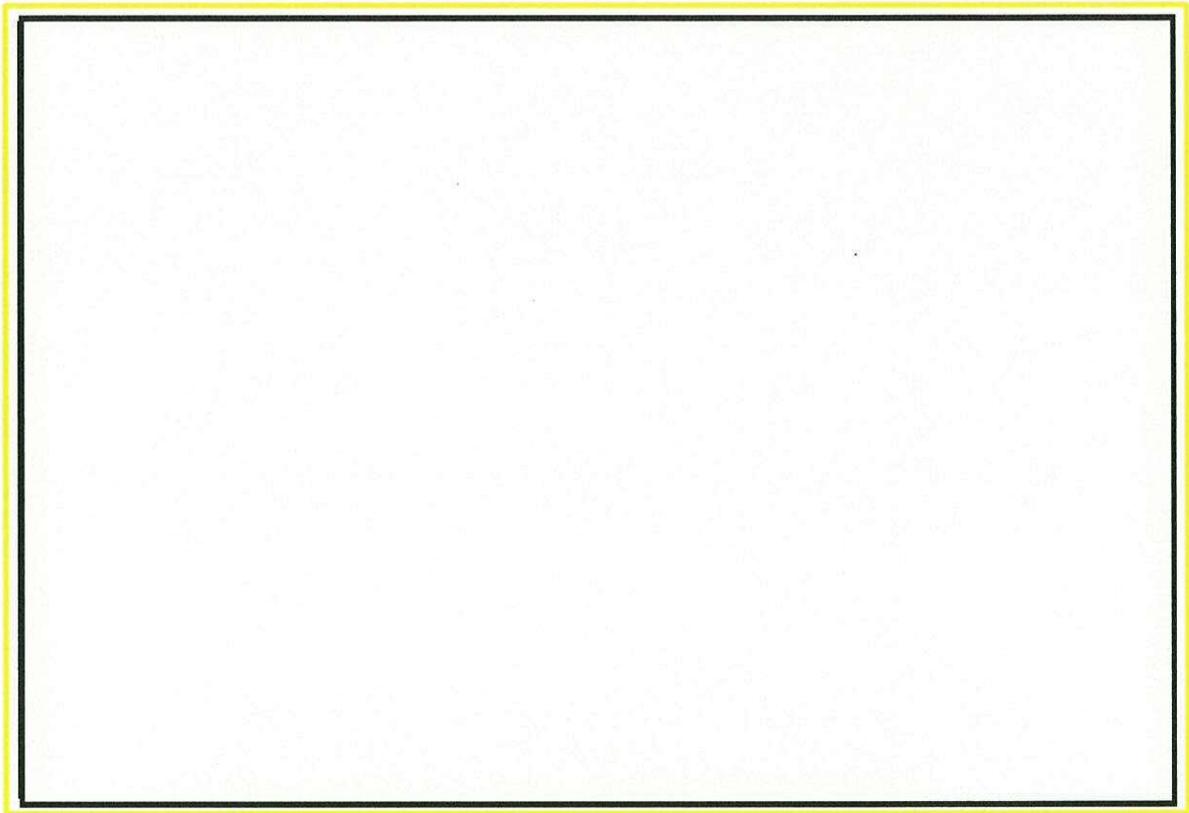
第 54-9-2 図 緊急時対策所～代替淡水貯槽～東側接続口，西側接続口までの  
アクセスルート図



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



第 54-9-4 図 緊急時対策所～淡水貯水池 B～代替淡水貯槽までのアクセスルート図



第 54-9-5 図 緊急時対策所～淡水貯水池 A～代替淡水貯槽までのアクセス  
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。

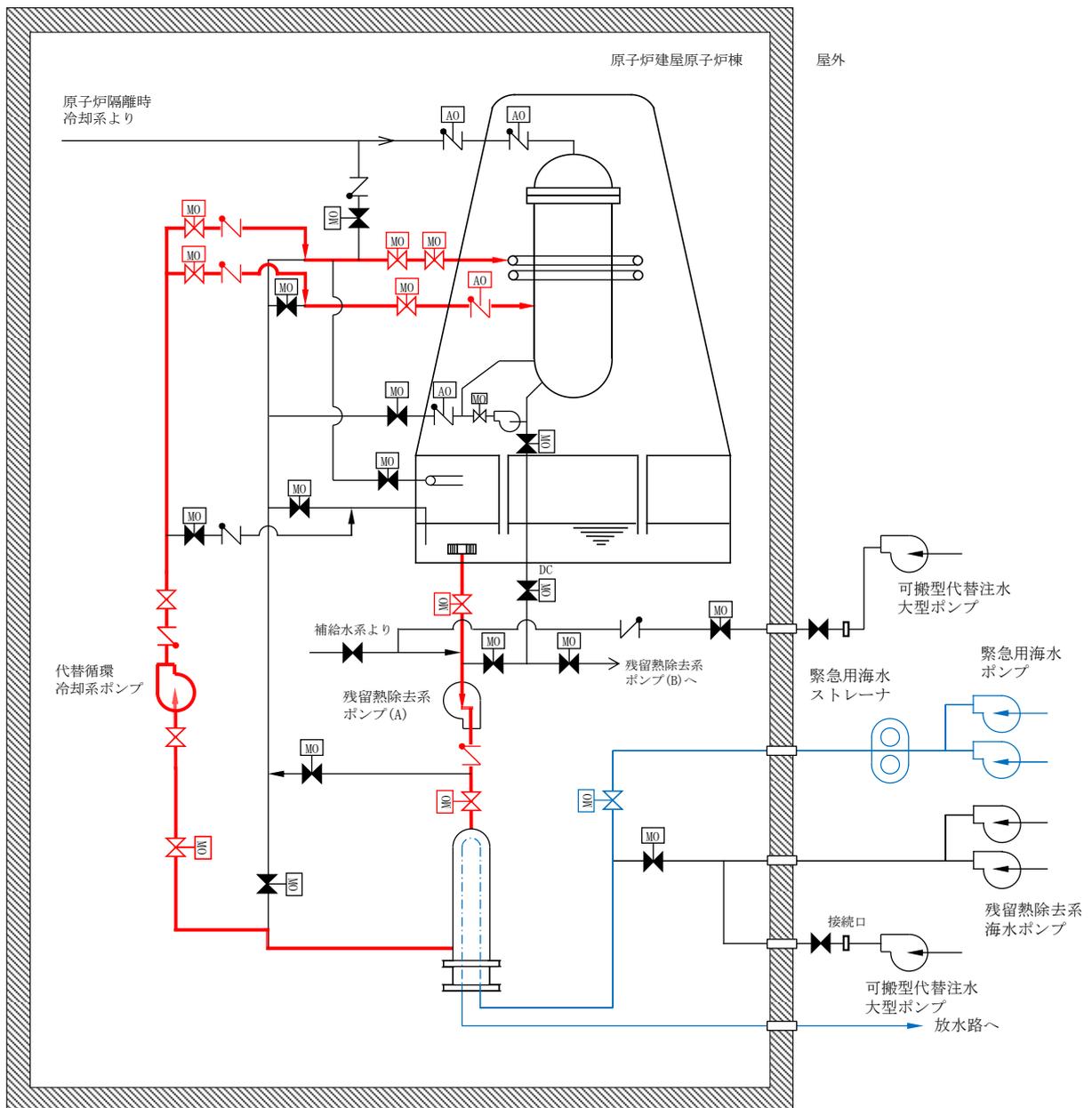
#### ①代替循環冷却系による炉心損傷前の原子炉への注水

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ー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、サブレッション・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ッション・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。

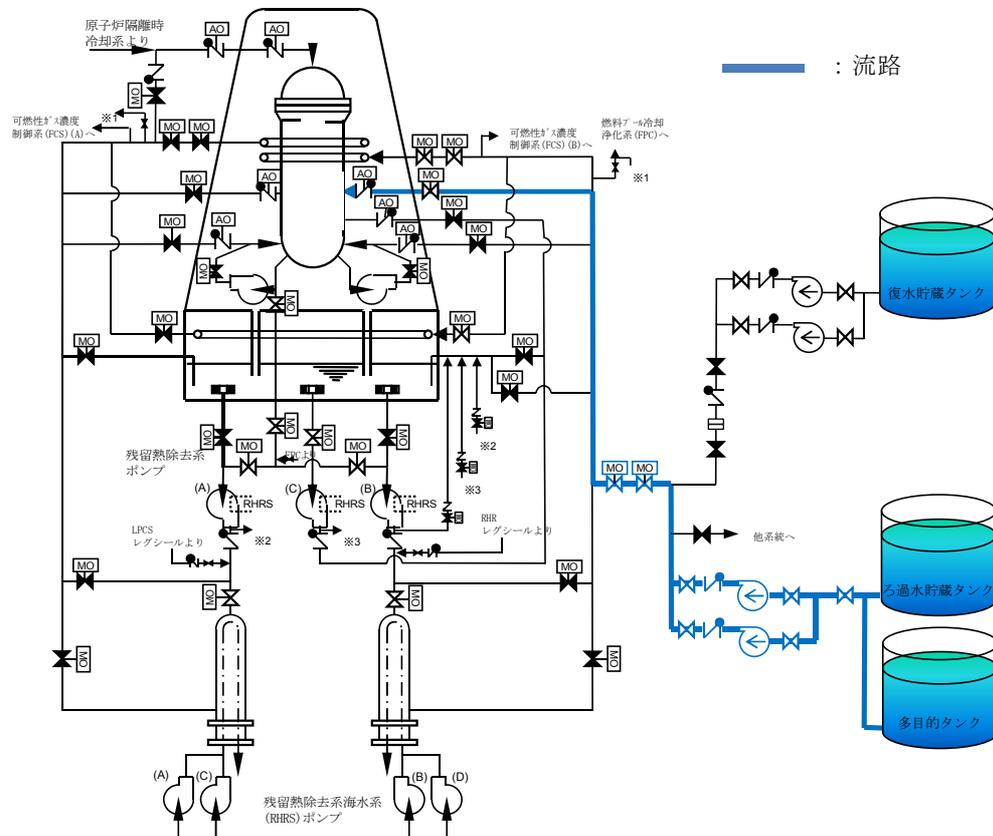
- : 代替循環冷却系流路
- : 緊急用海水系設備及び海水流路

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。

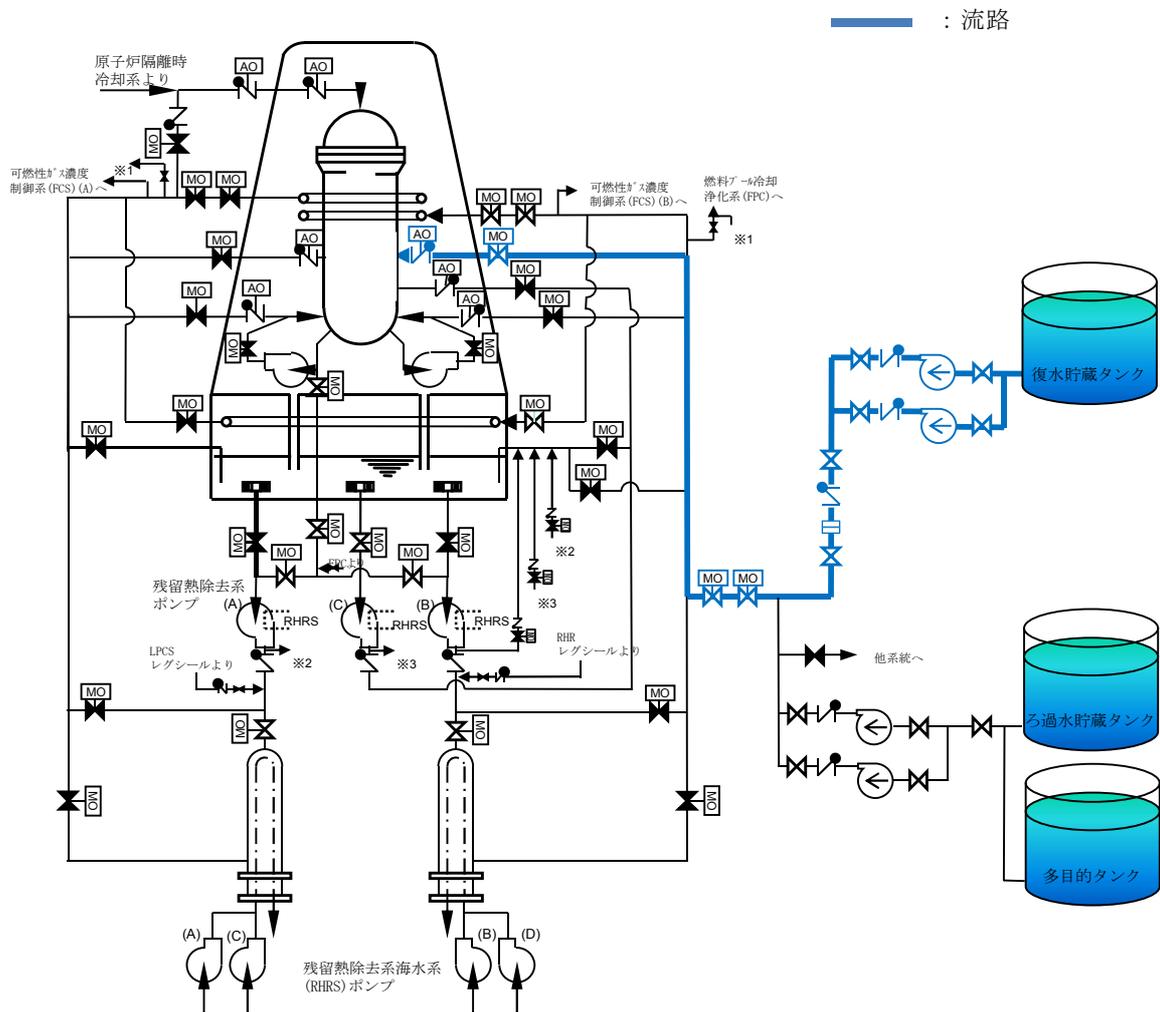


第 47-10-2 図 消火系による原子炉注水手順の概要図

### 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

47-11 その他

## 【ポンプサポート系（冷却水）の記載方針について】

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

常設低圧代替注水系ポンプ	不要（自然冷却）
--------------	----------

可搬型代替注水大型ポンプ	自己冷却
--------------	------

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

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