

# 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 4 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

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DESTAL (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ー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

46-1 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46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		主蒸気逃がし安全弁		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	格納容器内	A
			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)	—
			関連資料		46-3 配置図	
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
		関連資料		46-3 配置図		
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)		弁(手動弁)(電動弁)(空気作動弁)(安全弁)	B
		関連資料		46-5 試験・検査説明資料		
		第4号	切り替え性		当該系統の使用にあたり切替操作が不要	B b
	関連資料		46-4 系統図			
	第5号	悪影響防止	系統設計		D B 施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)		対象外	対象外
			関連資料		46-3 配置図, 46-4 系統図	
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B	
	関連資料		46-3 配置図			
	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 施設と同仕様の吹出能力で設計)	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		(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系故障		対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			46-4 系統図		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		過渡時自動減圧機能		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 その他の建屋内	B, 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		46-3 配置図		
		第2号	操作性		(操作不要)	対象外	
		関連資料		—			
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)		計測制御設備	J	
		関連資料		46-5 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操作が不要	B b	
	関連資料		—				
	第5号	悪影響防止	系統設計		その他	A e	
			その他(飛散物)		対象外	対象外	
		関連資料		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			
	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		46-6 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		(サポート系なし)	対象外
関連資料			46-11 過渡時自動減圧機能について				

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		自動減圧系の起動阻止スイッチ		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		(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		46-3 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)		計測制御設備	J	
			関連資料		46-5 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操作が不要	B b	
			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)		対象外	対象外	
		関連資料		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			
	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		DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様のスイッチで設計)	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		(サポート系なし)	対象外
			関連資料		46-11 過渡時自動減圧機能について		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		緊急用電源切替盤		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		(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		46-3 配置図		
		第2号	操作性		中央制御室操作	A	
		関連資料		46-3 配置図, 46-4 系統図			
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)		その他電源設備	I	
		関連資料		46-5 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操作が必要	B a	
		関連資料		46-4 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	対象外	
			関連資料		46-4 系統図		
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B		
		関連資料		46-4 系統図			
	第2項	第1号	常設SAの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料		—		
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外	
			関連資料		—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備—対象(代替対象DB設備有り)—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		46-3 配置図, 46-4 系統図	

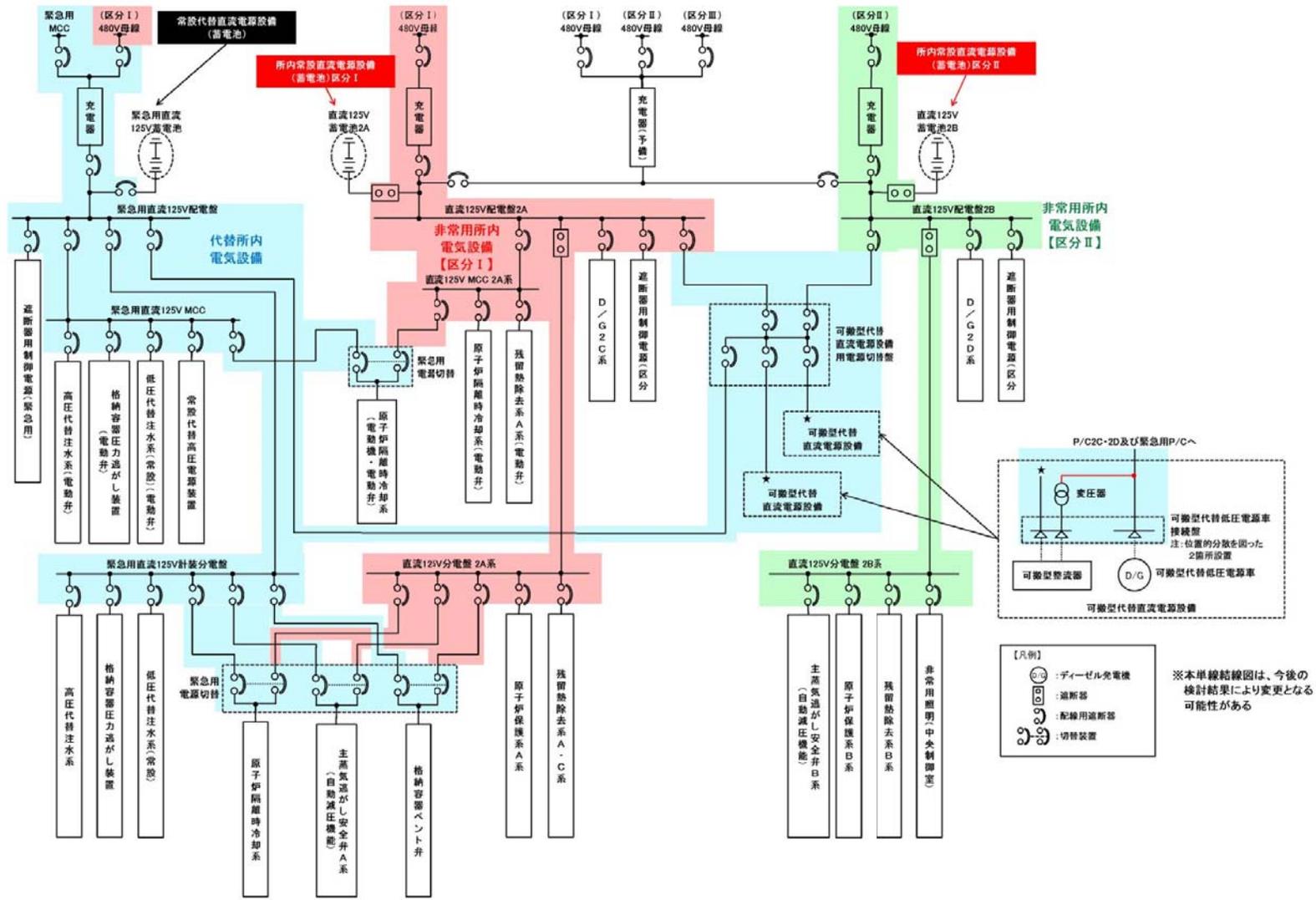
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬)

第46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		逃がし安全弁用可搬型蓄電池		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		(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		(電磁波により機能は損なわれない)	—
			関連資料	46-3 配置図		
		第2号	操作性		中央制御室操作	A
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図		
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)		その他の電源設備	I
			関連資料	46-5 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操作が必要	B a
			関連資料	46-4 系統図, 46-7 接続図		
	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	対象外
		関連資料	46-4 系統図			
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B	
		関連資料	—			
	第3項	第1号	可搬SAの容量		負荷に直接接続する可搬型設備	B
			関連資料	46-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性		ボルト・ネジ接続	A
			関連資料	46-4 系統図, 46-7 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		(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	46-3 配置図		
		第5号	保管場所		屋内(共通要因の考慮対象設備なし)	A b
			関連資料	46-3 配置図		
第6号		アクセスルート		屋内(中央制御室)	A	
		関連資料	46-9 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DB設備有り)—屋内	A a
			サポート系要因		(サポート系なし)	対象外
	関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-8 保管場所				

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (可搬)

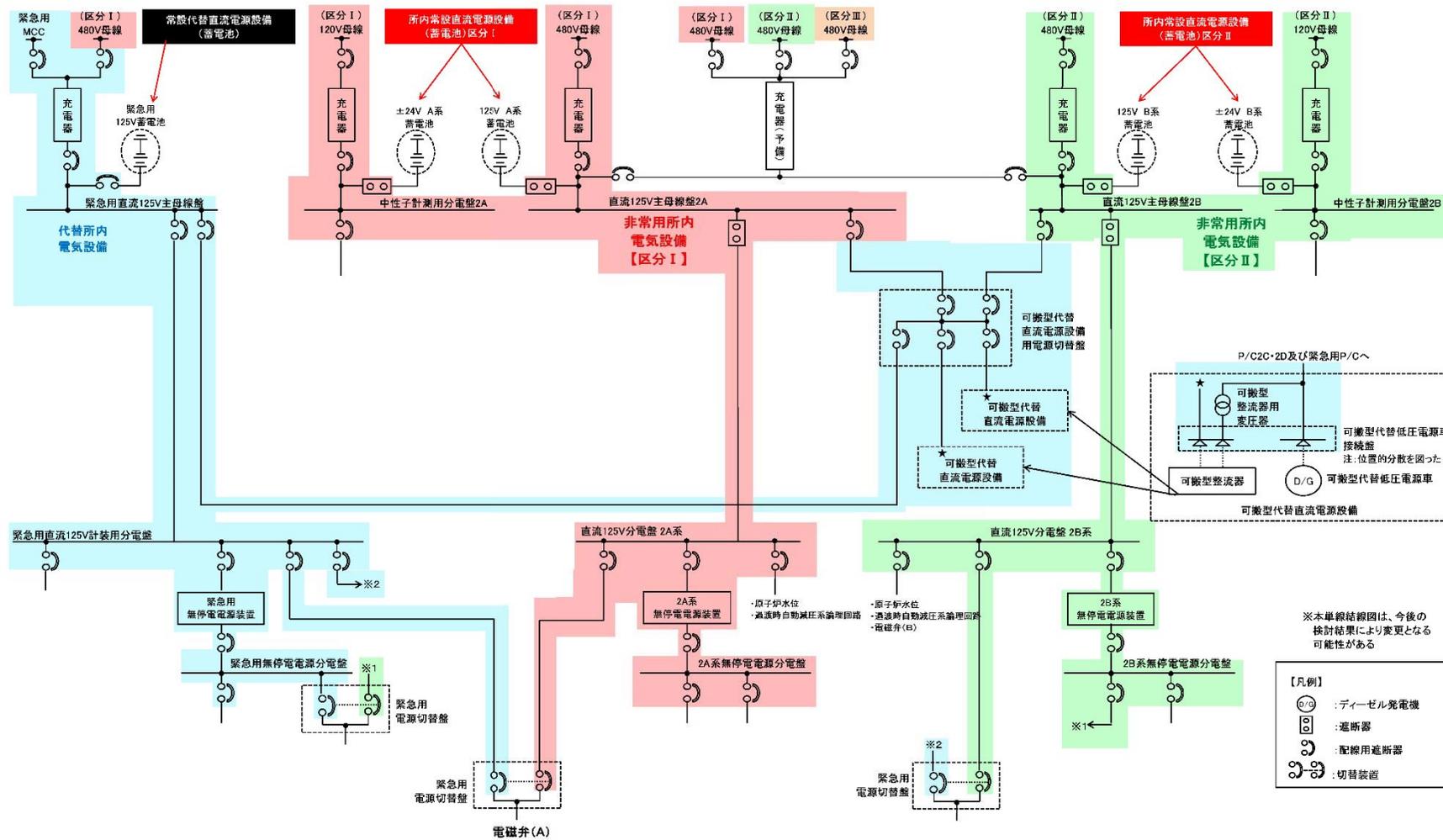
第46条:原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧するための設備		高圧窒素ガスポンペ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟	B
			荷重	(有効に機能を発揮する)		—
			海水	(海水を通水しない)		対象外
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)		—
			関連資料	46-3 配置図		
		第2号	操作性	現場操作	B b, B c, B f, B g	
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図		
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	容器(タンク類)	C	
			関連資料	46-5 試験・検査説明資料		
		第4号	切り替え性	当該系統の使用に当たり切替操作が不要 当該系統の使用に当たり切替操作が必要	B b B a	
	関連資料		46-4 系統図, 46-7 接続図			
	第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a	
			その他(飛散物)	—	対象外	
		関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図			
	第6号	設置場所	現場(設置場所)で操作可能 中央制御室で操作可能	A a, B		
		関連資料	46-3 配置図			
	第3項	第1号	可搬SAの容量	負荷に直接接続する可搬型設備	B	
			関連資料	46-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	専用の接続	D	
			関連資料	46-4 系統図		
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	現場(設置場所)で操作可能 中央制御室で操作可能	A a, B		
		関連資料	46-3 配置図			
第5号		保管場所	屋内(共通要因の考慮対象設備あり)	A a		
		関連資料	46-3 配置図			
第6号		アクセスルート	屋内アクセスルートの確保	A		
		関連資料	46-9 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	防止設備一対象(代替対象D B設備有り)一屋内	A a	
	サポート系要因		サポート系なし	対象外		
	関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図, 46-8 保管場所, 46-10 その他設備				

46-2 単線結線図



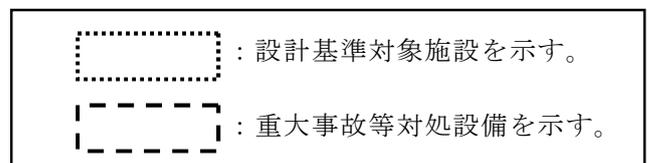
第 46-2-1 図 単線結線図

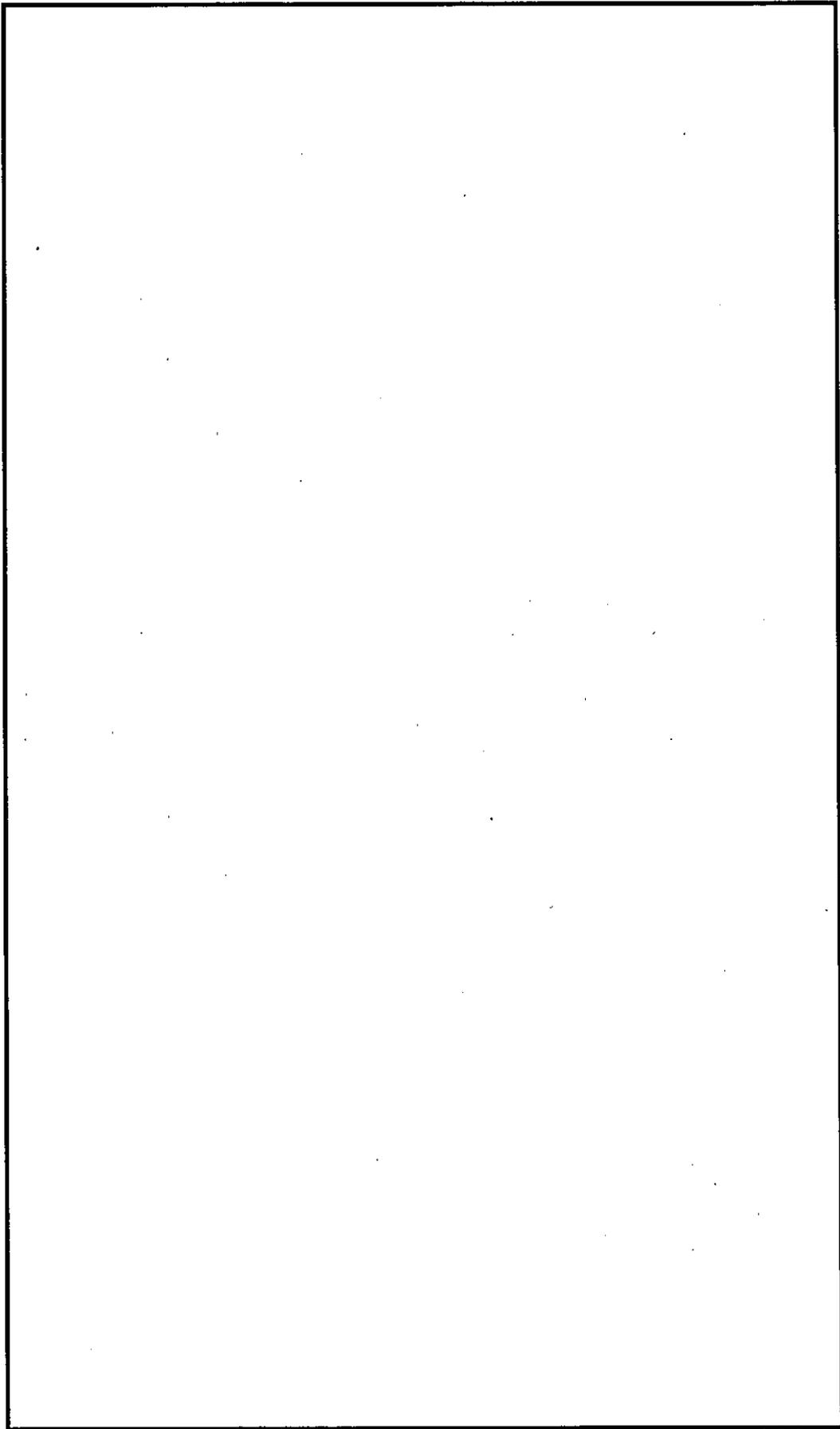




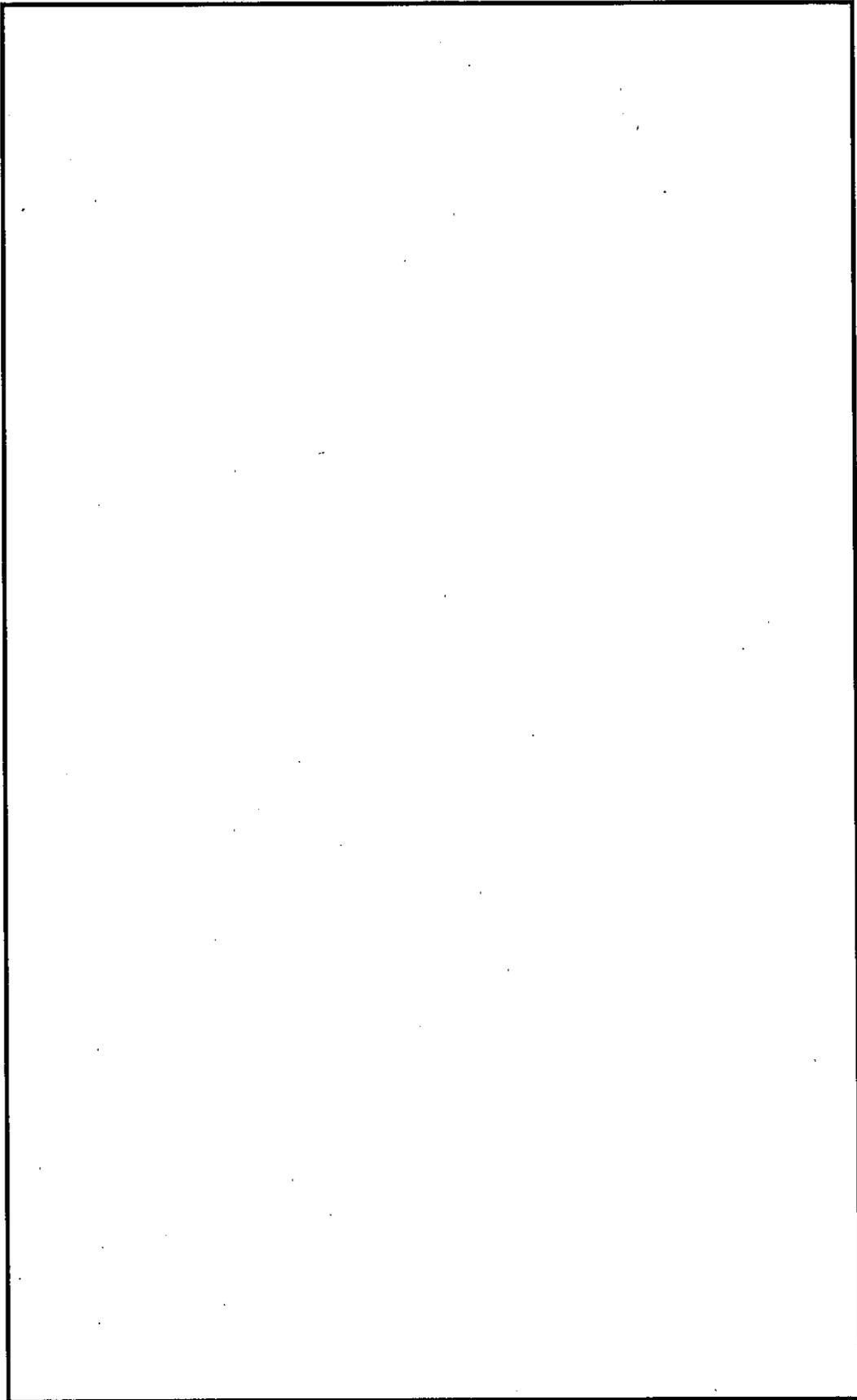
第 46-2-3 図 単線結線図

### 46-3 配置図

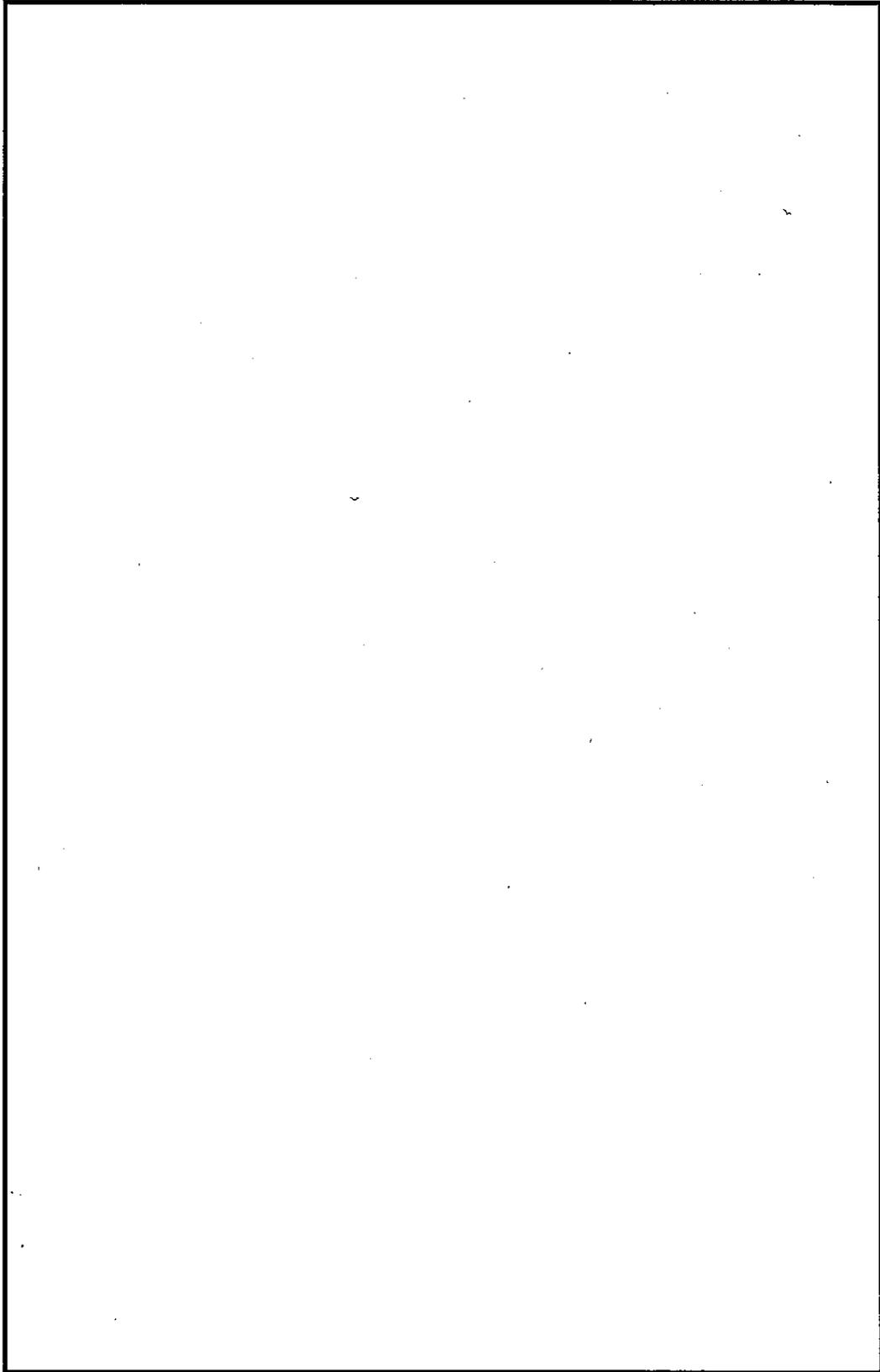




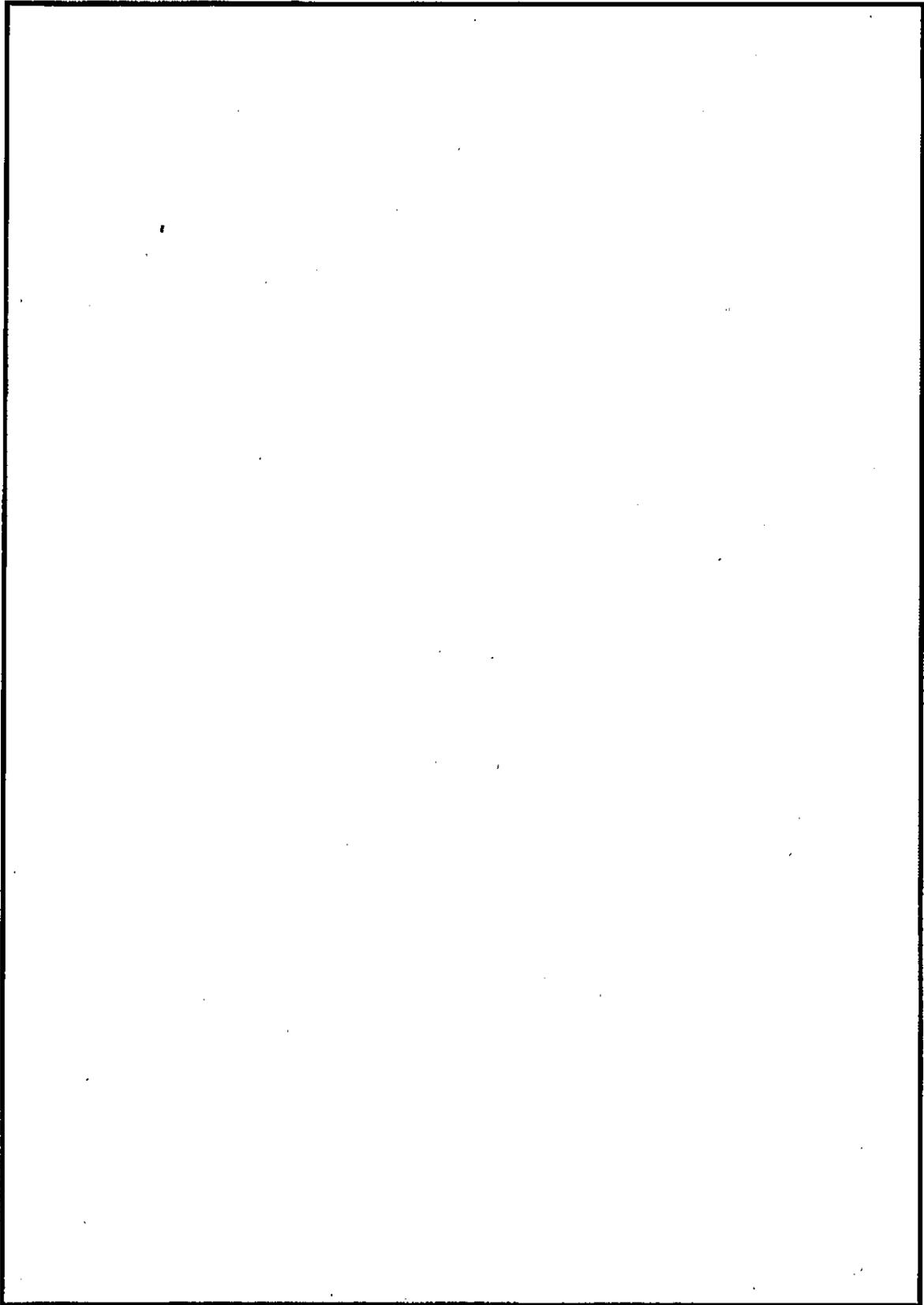
第 46-3-1 図 過渡時自動減圧機能（計器）の配置図



第 46-3-2 図 過渡時自動減圧機能に係る中央制御室操作盤の配置図  
(原子炉建屋附属棟 3階)

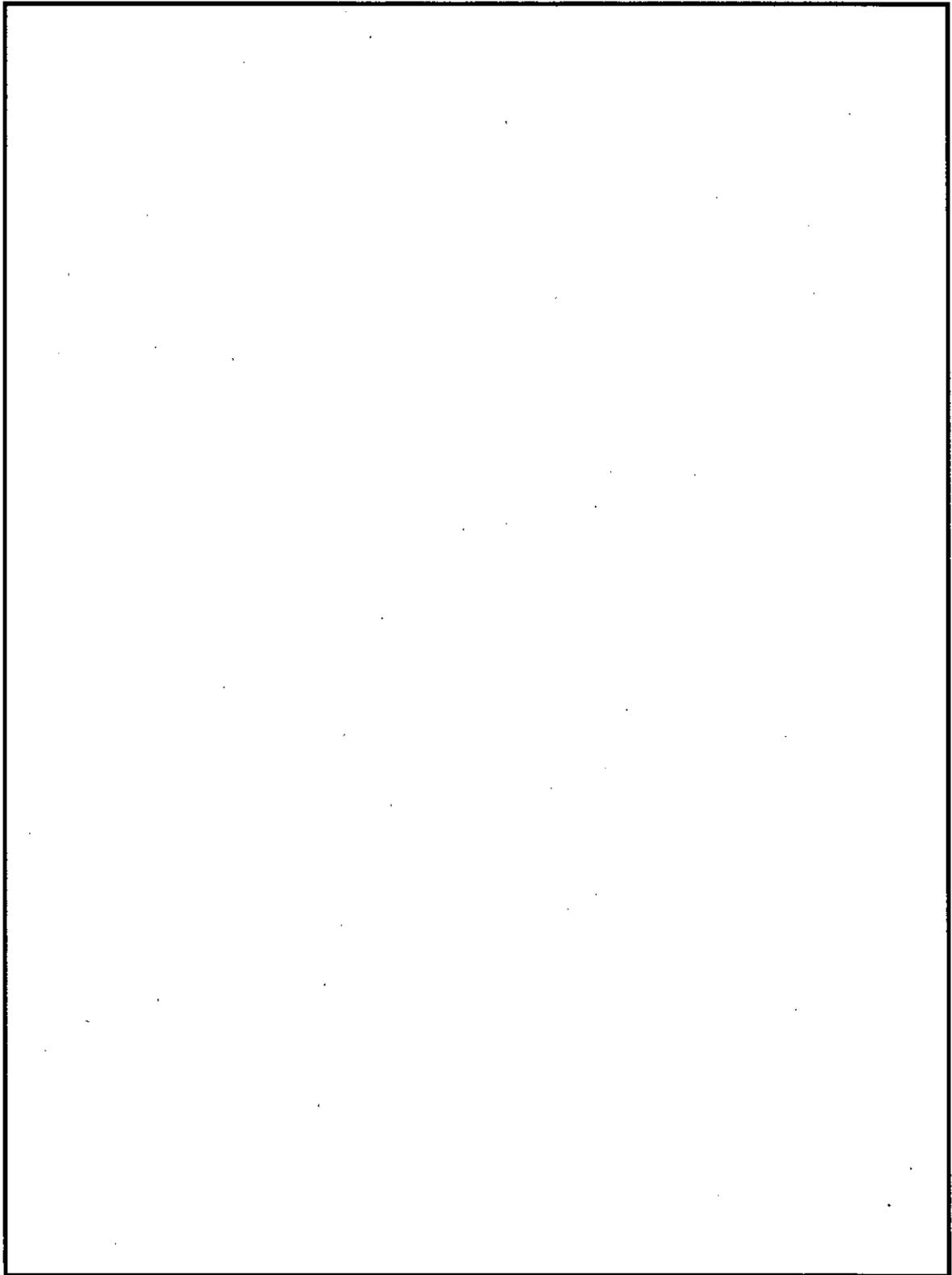


第 46-3-3 図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び緊急用電源切替盤の配置図  
(原子炉建屋附属棟 3階)



第 46-3-4 図 高圧窒素ガス供給系に係る機器（ポンベ・弁）  
の配置図（原子炉建屋原子炉棟 3 階）

46-3-5

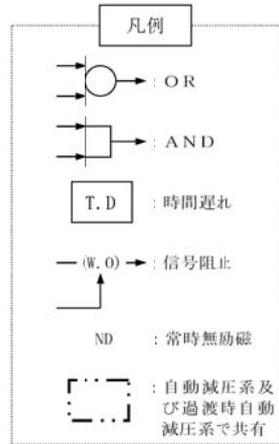
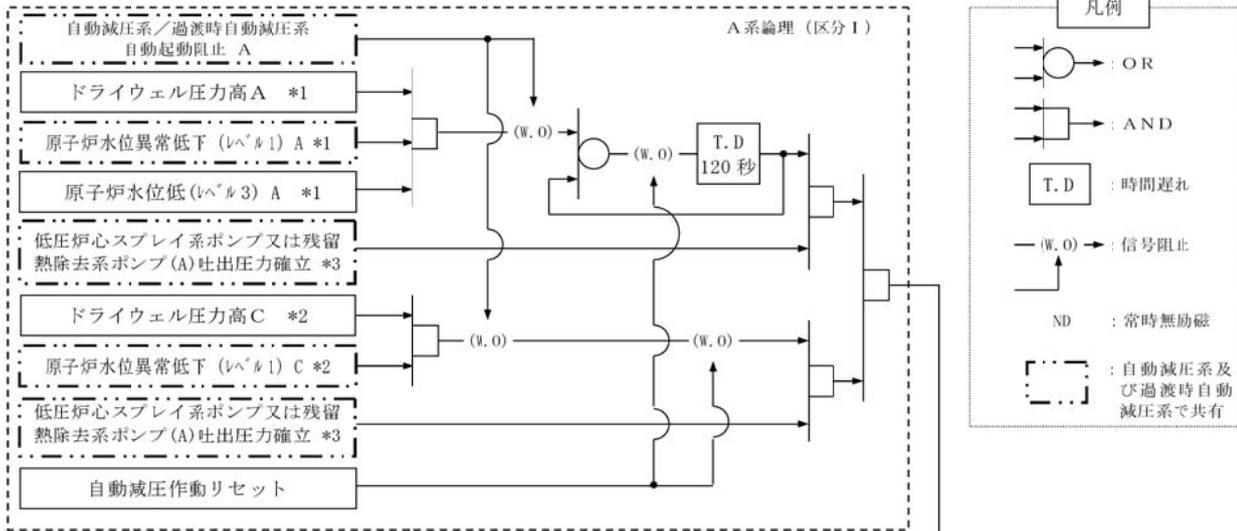


第 46-3-5 図 主蒸気逃がし安全弁の配置図  
(格納容器内)

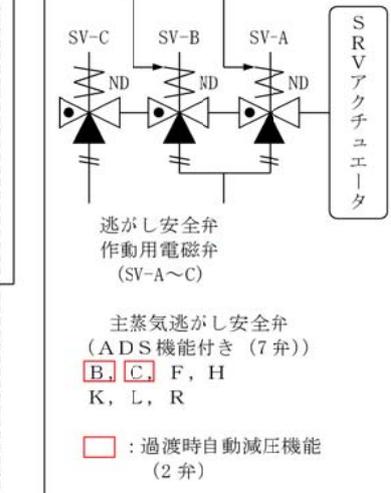
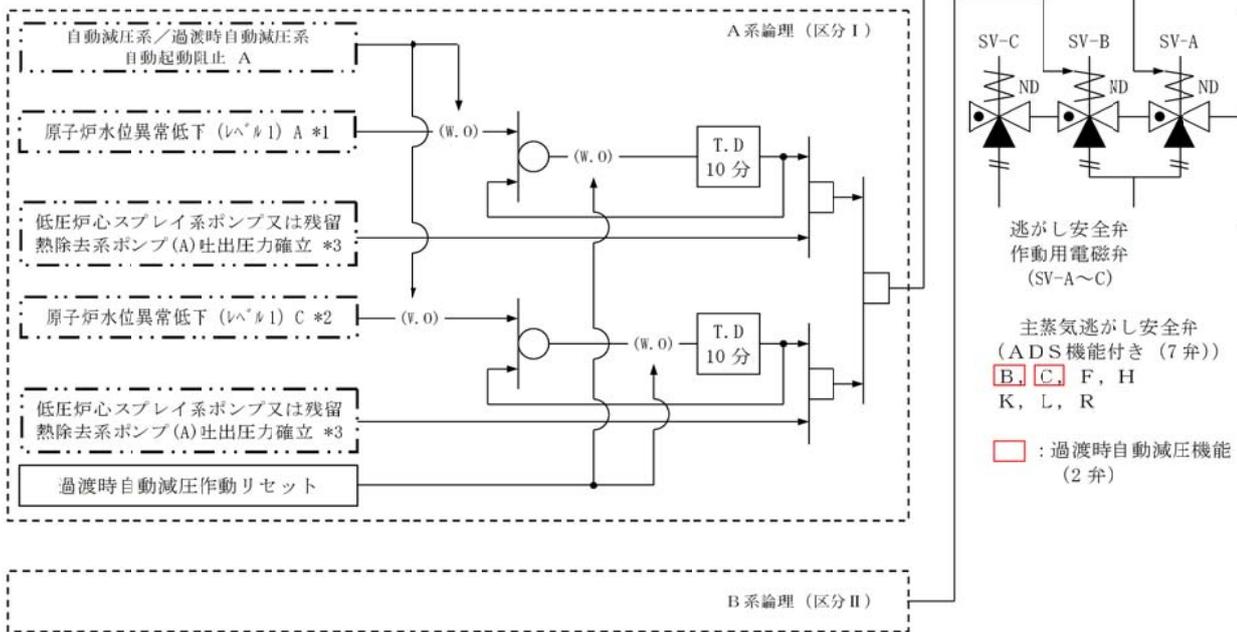
46-3-6

#### 46-4 系統図

自動減圧機能論理回路



過渡時自動減圧機能論理回路



- \*1: B系論理回路の場合は「A」を「B」に読み替える。
- \*2: B系論理回路の場合は「C」を「D」に読み替える。
- \*3: B系論理回路の場合は「低圧炉心スプレイ系ポンプ又は残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力確立」を「残留熱除去系ポンプ(B)又は(C)吐出圧力確立」に読み替える。

第 46-4-1 図 過渡時自動減圧機能の概略回路構成



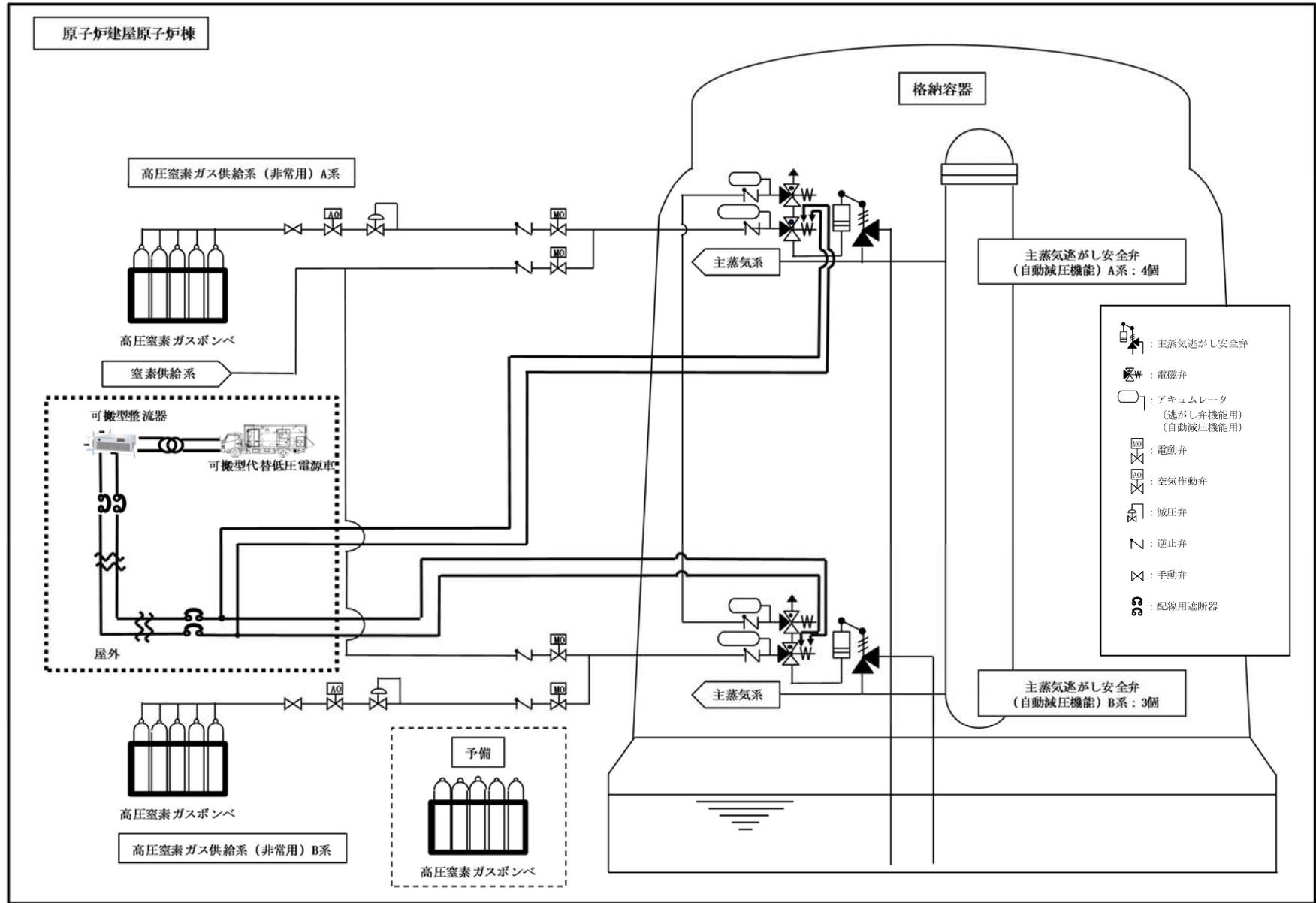


図 46-4-3 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)開放 概略図

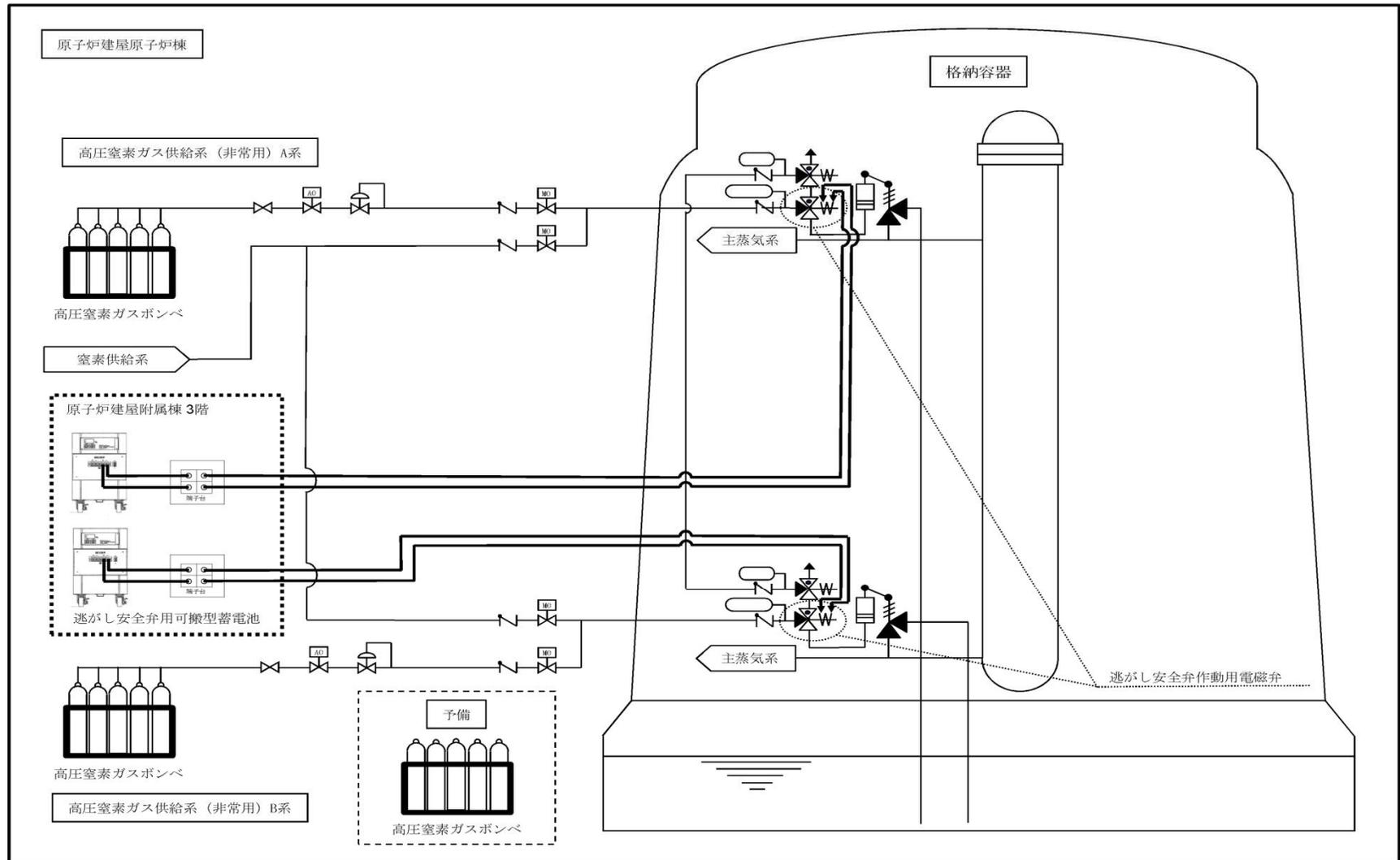


図 46-4-4 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付)開放 概要図

#### 46-5 試験及び検査

東海第二発電所 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	点検及び試験 ・検査の項目	保全の 重要度	保全方式 又は頻度	検査名	備 考
原子炉系	主蒸気隔離弁第2弁用アキュムレータ 一式	外観点検	C	10Y	耐震健全性検査(原子炉設備)	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第2弁用アキュムレータ 一式	漏えい試験	C	10Y	構造健全性検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気逃がし安全弁B	分解点検	B	7Y	クラス1機器供用期間中検査	定検停止中、プラント運転中(定期事業者検査は定検停止中)ISIプログラムによる。
原子炉系	主蒸気逃がし安全弁 一式	分解点検	B	13M	-	定検停止中
原子炉系	主蒸気逃がし安全弁 一式	機能・性能試験	B	1C	遠隔停止系機能検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気逃がし安全弁 一式	機能・性能試験	B	1C	自動減圧系機能検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気逃がし安全弁 一式	機能・性能試験	B	1C	主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気逃がし安全弁(予備弁) 一式	分解点検	B	13M	主蒸気逃がし安全弁分解検査、 主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査	定検停止中、プラント運転中(定期事業者検査は定検停止中)
原子炉系	主蒸気逃がし安全弁(予備弁) 一式	簡易点検	B	13M	-	定検停止中
原子炉系	主蒸気逃がし安全弁排気管真空破壊弁 一式	機能・性能試験	C	10Y	原子炉格納容器真空破壊弁検査(その2)	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第1弁C	分解点検	B	7Y	クラス1機器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
原子炉系	主蒸気隔離弁第1弁 一式	分解点検	B	52M	主蒸気隔離弁分解検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第1弁 一式	簡易点検	B	13M	-	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第1弁 一式	機能・性能試験	B	1C	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第1弁 一式	機能・性能試験	B	1C	主蒸気隔離弁漏えい率検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第1弁(駆動部) 一式	分解点検	A, B	13~26M	-	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第1弁(駆動部) 一式	機能・性能試験	B	1C	監視機能健全性確認検査(安全保護系機能検査)	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第1弁(駆動部) 一式	機能・性能試験	B	1C	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第1弁駆動機構 一式	分解点検	B	52M	-	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第2弁 一式	分解点検	B	52M	主蒸気隔離弁分解検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第2弁 一式	簡易点検	B	13M	-	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第2弁 一式	機能・性能試験	B	1C	主蒸気隔離弁機能検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第2弁 一式	機能・性能試験	B	1C	主蒸気隔離弁漏えい率検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第2弁(駆動部) 一式	分解点検	A, B	13~26M	-	定検停止中

日本原子力発電株式会社  
東海第二発電所  
第24回保全サイクル  
定期事業者検査要領書（停止時）

設 備 名：原子炉冷却系統設備

検 査 名：主蒸気逃がし安全弁分解検査

要領書番号：T2-Bc-06

日本原子力発電株式会社  
東海第二発電所  
第24回保全サイクル  
定期事業者検査要領書（停止時）

設 備 名 : 原子炉冷却系統設備

検 査 名 : 自動減圧系機能検査

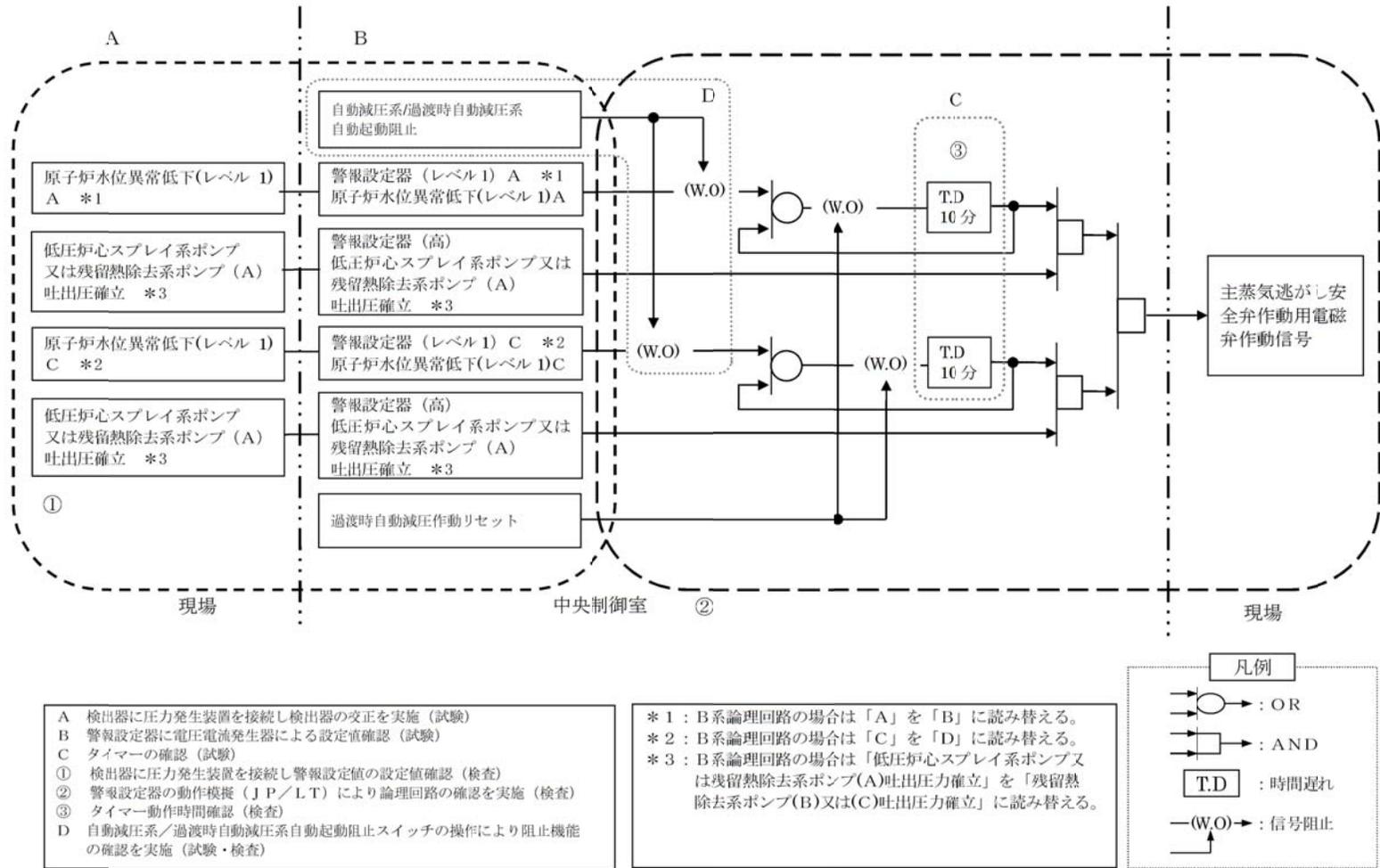
要領書番号 : T2-Aa-06

日本原子力発電株式会社  
東海第二発電所  
第24回保全サイクル  
定期事業者検査要領書（停止時）

設備名：原子炉冷却系統設備

検査名：主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査

要領書番号：T2-Bb-04



第 46-5-1 図 過渡時自動減圧機能の試験及び検査

## 過渡時自動減圧機能の試験に対する考え方について

### 1. 概要

重大事故等対処設備の試験・検査については、第 43 条（重大事故等対処設備）第 1 項第三号に要求されており、解釈には、第 12 条（安全施設）第 4 項の解釈に準ずるものと規定されている。

このうち、過渡時自動減圧機能については、主蒸気逃がし安全弁の作動信号を発信する設備であり、運転中に試験又は検査を実施する場合には、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があり、かつ、試験中又は検査中は機能自体が維持できない状態となるため、原子炉の停止中（施設定期検査時）に試験又は検査を行う設計とする。

### 2. 第 12 条第 4 項の要求に対する適合性の整理

#### 第 12 条第 4 項の要求

「安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。」

表 46-5-1 第 12 条第 4 項の解釈の要求事項

第 12 条 解釈	要求事項	適合性の整理
7	第 4 項に規定する「発電用原子炉の運転又は停止中に試験又は検査ができる」とは、実システムを用いた試験又は検査が不適當な場合には、試験用のバイパス系を用いること等を許容することを意味する。	使用前検査及び停止中（施設定期検査時）は、実システムを用いた試験又は検査を実施する。

8-一	<p>発電用原子炉の運転中に待機状態にある安全施設は、運転中に定期的な試験又は検査ができること。</p> <p>ただし、運転中の試験又は検査によって発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りでない。また、多重性又は多様性を備えた系統及び機器に当たっては、各々が独立して試験又は検査ができること。</p>	<p>過渡時自動減圧機能は、原子炉減圧信号を発信するため、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があるため、停止中（施設定期検査時）に試験又は検査を行う設計とする。</p>
8-二	<p>運転中における安全保護系の各チャンネルの機能確認試験にあたっては、その実施中においても、その機能自体が維持されていると同時に、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しないこと。</p>	<p>過渡時自動減圧機能は多重性を有しており、その試験の実施中においても、機能自体は維持される設計とする。</p> <p>但し、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があり、運転中に試験又は検査を行わないため、原子炉緊急停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作は発生しない。</p>
8-三	<p>発電用原子炉の停止中に定期的に行う試験又は検査は、原子炉等規制法及び技術基準規則に規定される試験又は検査を含む。</p>	<p>停止中（施設定期検査時）に、定期事業者検査にて試験又は検査を実施する。</p>
9	<p>第4項について、下表の左欄に掲げる施設に対しては右欄に示す要求事項を満たさなければならない。</p> <p>「安全保護系」</p> <p>原則として原子炉の運転中に定期的な試験ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、各チャンネルが独立に試験できる設計であること。</p>	<p>過渡時自動減圧機能は、多重性を有しており、各チャンネルが独立に試験できる設計とする。</p> <p>但し、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があるため、運転中に試験又は検査を行わない。</p>

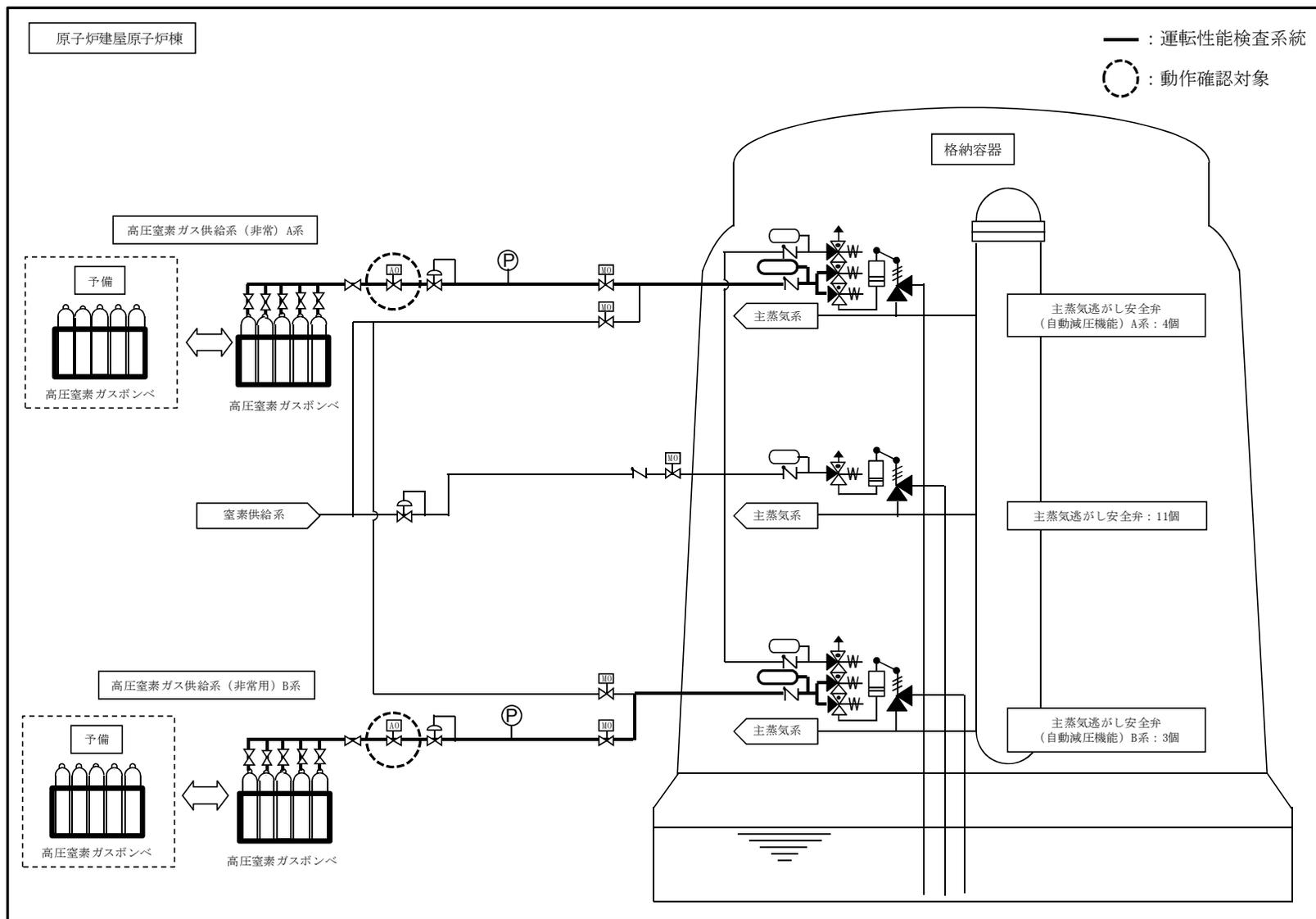
### 3. 過渡時自動減圧機能の試験間隔の検討

過渡時自動減圧機能は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、設計基準事故対処設備の原子炉の有する減圧機能が喪失した場合に期待される設備である。過渡時自動減圧機能に関する信頼性評価においては、試験頻度を施設定期検査毎として評価し、自動減圧系による減圧機能が喪失し、かつ過渡時自動減圧機能の故障により減圧機能が動作しない状

態が発生する頻度\*は [ ] 又は [ ]  
[ ] に低いことを確認しており、施設定期検査毎の  
試験頻度としても信頼性は十分確保できる。

※46-12 参考資料参照

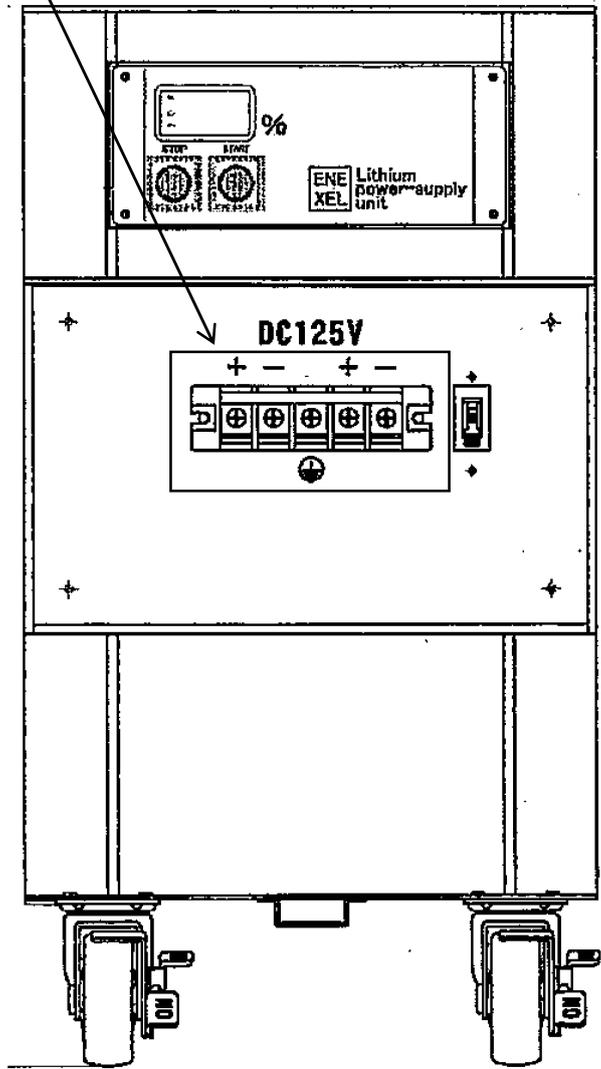
以上のことから、過渡時自動減圧機能は停止中（施設定期検査時）に試験を実施することをもって対応するものとする。



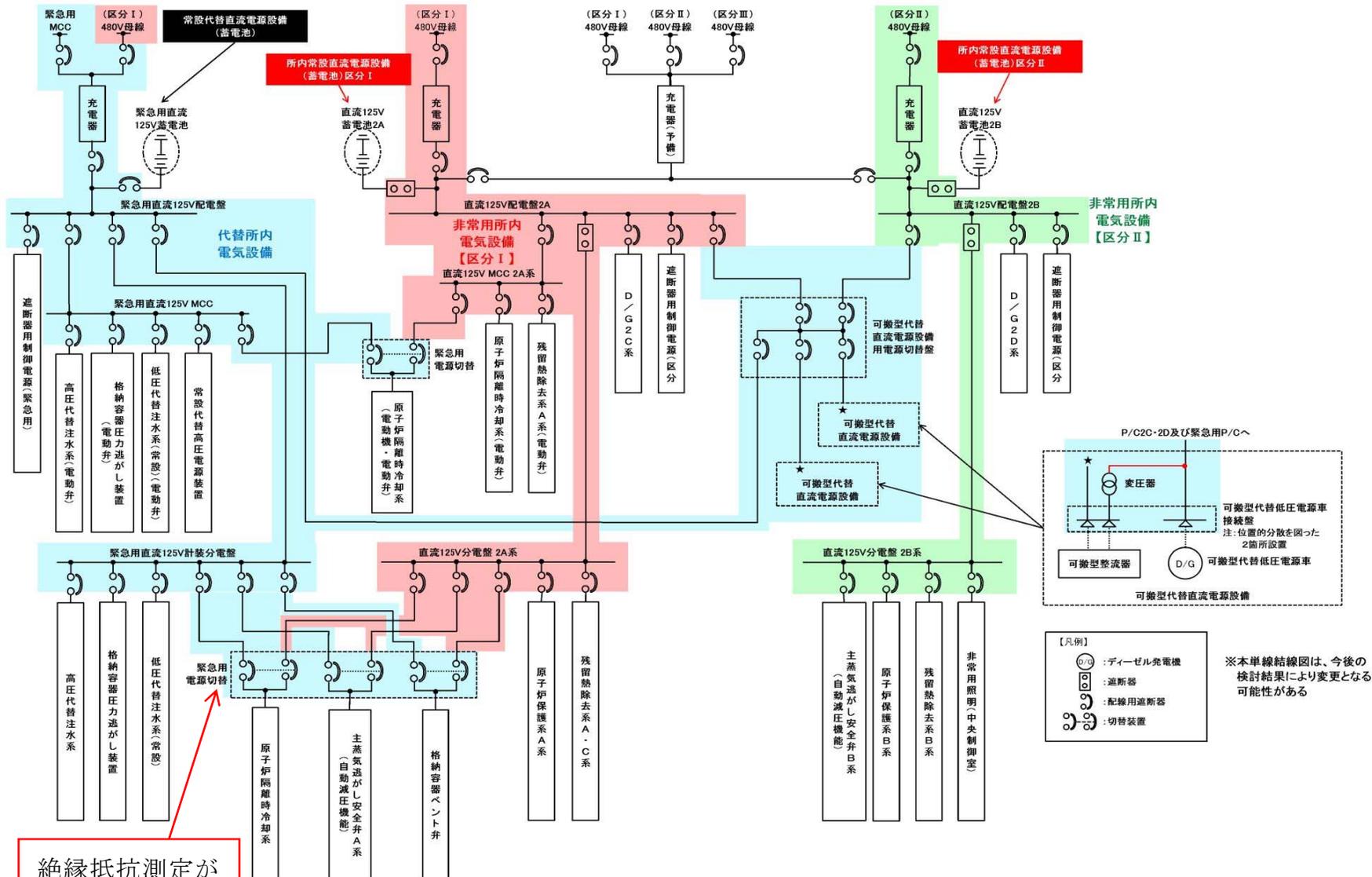
第 46-5-2 図 高圧窒素ガス供給系（非常用）の試験及び検査

46-5-10

電圧確認が可能である。



第 46-5-3 図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池構造図



絶縁抵抗測定が  
可能である。

第 46-5-4 図 緊急用電源切替盤試験系統図

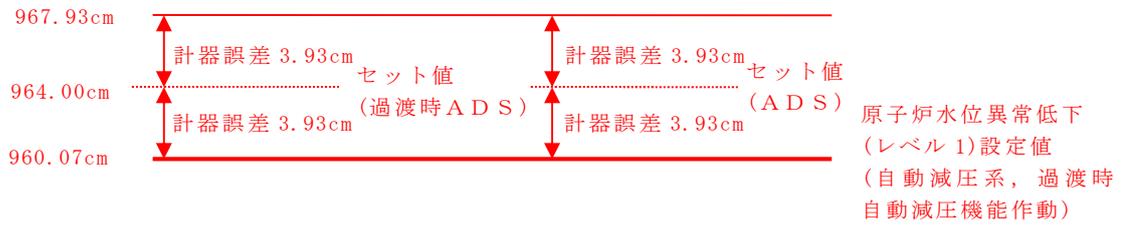
## 46-6 容量設定根拠

過渡時自動減圧機能

名 称	原子炉水位異常低下（レベル1）
保護目的／機能	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって設計基準事故対処設備の原子炉の有する減圧機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び格納容器破損（炉心の著しい損傷後に発生するものに限る。）を防止するため、原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転状態で主蒸気逃がし安全弁を作動させる。</p>
設定値	原子炉圧力容器ゼロレベル*より 960cm 以上
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、格納容器圧力高が発生せず、自動減圧系が自動起動しない。そのため、自動減圧系の代替として、原子炉を減圧させるため、残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転中のみ、自動減圧系と同様の原子炉水位異常低下（レベル1）を設定する。</p> <p>注記*：原子炉圧力容器ゼロレベルは、原子炉圧力容器基準点を示す。</p> <p>&lt;補足&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心の著しい損傷を防止するためのシステムであることを考慮し、炉心が露出しないように燃料有効長頂部より高い設定として、原子炉水位異常低下（レベル1）とする。</li> <li>・主蒸気逃がし安全弁の作動は冷却材の放出となり、その補給に残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系により注水が必要であることを考慮して、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系が自動起動する原子炉水</li> </ul>	

位異常低下（レベル1）の設定とする。

< 参考 >



ADS : 自動減圧系  
過渡時ADS : 過渡時自動減圧機能  
セット値 : 実機の計装設備にセットする値  
計器誤差 : 検出器などの計器誤差に余裕を加算したもの

第44-6-2図 自動減圧系，過渡時自動減圧機能作動と原子炉水位異常低下（レベル1）設定値の概要図

逃がし安全弁用可搬型蓄電池

名 称	逃がし安全弁用可搬型蓄電池	
個数	個	2 (予備 1)
容量	Wh/個	2,400

【設定根拠】

直流電源が喪失した場合，主蒸気逃がし安全弁（2 個）の駆動が可能なように逃がし安全弁用可搬型蓄電池を設置する。

1. 容量

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の容量は，主蒸気逃がし安全弁を作動させるために必要な容量を基に設定する。

主蒸気逃がし安全弁を動作させるために必要な容量は，直流電源設備に要求している 24 時間の容量とし以下のとおり。

$$\begin{aligned}
 C &= P \times t \times 2 \\
 &= 30 \times 24 \times 2 \\
 &= 1,440\text{Wh}
 \end{aligned}$$

C : 24 時間給電での必要な容量 (Wh)

P : 主蒸気逃がし安全弁用電磁弁（1 個）の消費電力【Wh】=30

t : 主蒸気逃がし安全弁用電磁弁への給電時間【h】=24

以上より，逃がし安全弁用可搬型蓄電池の容量は，1,440Wh に対し十分余裕を有する 2,400Wh とする。

## 高圧窒素ガスポンペ

名称		高圧窒素ガスポンペ
容量	L/本	約 47
最高使用圧力	MPa [gage]	約 15 <sup>注1</sup>
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>高圧窒素ガスポンペは、可搬型重大事故等対処設備として設置する。</p> <p>高圧窒素ガスポンペは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧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、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために設置する。</p> <p>1. 容量</p> <p>高圧窒素ガスポンペの容量は、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を7日間開保持するために必要な窒素ガス量を確保している。確保量の根拠は以下のとおり。</p> <p>1.1 窒素ガス消費量*</p> <p>高圧窒素ガス供給系（非常用）1系列を重大事故等の供給圧力まで加圧するための消費量 : <input type="text"/></p> <p>高圧窒素ガス供給系（非常用）1系列4弁を開動作するための消費量 : <input type="text"/></p>		

注1 最高充填圧力を示す。

高圧窒素ガス供給系（非常用）1系列4弁を7日間

開保持するための消費量

合計：

\*：高圧窒素ガス供給系（非常用）は、独立した2系列の系統としており。A系：4台、B系：3台の主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）へ窒素ガスを供給している。ここでは、窒素ガス消費量が多くなるA系について算出する。

## 1.2 高圧窒素ガスポンベによる供給量

$$\begin{aligned} S_b &= \frac{(P_1[\text{MPa}(\text{abs})] - P_2[\text{MPa}(\text{abs})])}{P_N[\text{MPa}(\text{abs})]} \times V_b[\text{L/本}] \times M[\text{本}] \\ &= \frac{[\text{MPa}(\text{abs})] - [\text{MPa}(\text{abs})]}{0.1013[\text{MPa}(\text{abs})]} \times 46.7[\text{L/本}] \times M[\text{本}] \\ &= [\text{NL/本}] \times M[\text{本}] \end{aligned}$$

$S_b$ ：ポンベによる供給量 [NL]

$P_1$ ：ポンベ初期充填圧力 =  [MPa (abs)]

$P_2$ ：ポンベ交換圧力 =  [MPa (abs)]

$P_N$ ：大気圧 = 0.1013 [MPa (abs)]

$V_b$ ：ポンベ容量 = 46.7 [L/本]

$M$ ：必要ポンベ本数 [本]

開保持するために必要な窒素ガス消費量より多い供給量 ( $S_b$ ) が  
必要であり、

$$S_b > \boxed{\phantom{0000}}$$

上記の関係式より

$$\boxed{\phantom{0000}} \times M > \boxed{\phantom{0000}}$$
$$M > \boxed{\phantom{0000}}$$

よって、高圧窒素ガス供給系 (A系) の必要ポンペ本数は、5本であり。高圧窒素ガス供給系 (B系) についても、同数のポンペを配備するため、必要ポンペ本数は、10本 (約47L/本) /セットとする。

高圧窒素ガスポンペは、負荷に直接接続する可搬型重大事故等対処設備であるため、保有数は1セットに、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップとして10本を加え、20本 (予備10本) を保有する。

## 2. 最高使用圧力

高圧窒素ガスポンペの最高使用圧力は、ポンペの最高充填圧力である約15MPa [gage] とする。

高圧窒素ガス供給系（非常用）

名称		高圧窒素ガス供給系（非常用）
供給圧力	MPa [gage]	<input type="text"/> 以上
<p>【設定根拠】</p> <p>高圧窒素ガス供給系（非常用）は、常設重大事故等対処設備として設置する。</p> <p>高圧窒素ガス供給系（非常用）は、格納容器圧力が上昇した場合、これによる背圧の影響を受け、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）エアシリンダで発生する作動力が減少するため、背圧対策として、格納容器圧力が設計圧力の2倍（2Pd）となった場合においても主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を問題なく動作させることを考慮し、供給圧力を「<input type="text"/> MPa [gage] 以上」とする。</p> <p>1. 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の開動作条件</p> <p>主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の開条件は次式で表される。</p> $F_N + \frac{F_R}{n} \geq F_{S2} + F_V + F_P + \frac{F_{S1}}{n} + F_F \dots \textcircled{1}$ <p>ここに、</p> <p><math>F_N</math>：高圧窒素ガス供給系（非常用）圧力によるピストン押上げ力</p> $F_N = P_N \times S_2$ <p><math>P_N</math>：高圧窒素ガス供給系（非常用）圧力</p> <p><math>S_2</math>：ピストン受圧面積[mm<sup>2</sup>]</p>		

$F_R$  : 原子炉圧力による弁体の揚力

$$F_R = \square [N]$$

※安全側の仮定として、原子炉圧力は大気圧としている。

$n$  : レバー比

$$n = \square$$

$F_{S2}$  : シリンダスプリング荷重

$$F_{S2} = \square [N]$$

$F_V$  : 可動部重力

$$F_V = \square [N]$$

$F_P$  : 格納容器圧力によるピストン押下げ力

$$F_P = P_P \times S_2$$

$P_P$  : 格納容器圧力 ( $2P_d = 0.62 \text{ MPa [gage]}$  を想定する)

$F_{S1}$  : 弁本体のスプリング荷重

$$F_{S1} = \square [N]$$

$F_F$  : ピストンOリング摩擦力

$$F_F = \square [N]$$

上記に基づき評価を行った結果、 $P_N \geq \square \text{ MPa [gage]}$  のとき、  
①式の主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開条件が成立する。

したがって、高圧窒素ガス供給系圧力が  $\square \text{ MPa [gage]}$  以上のとき、格納容器圧力が最高使用圧力の2倍の圧力であっても、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）は開可能である。

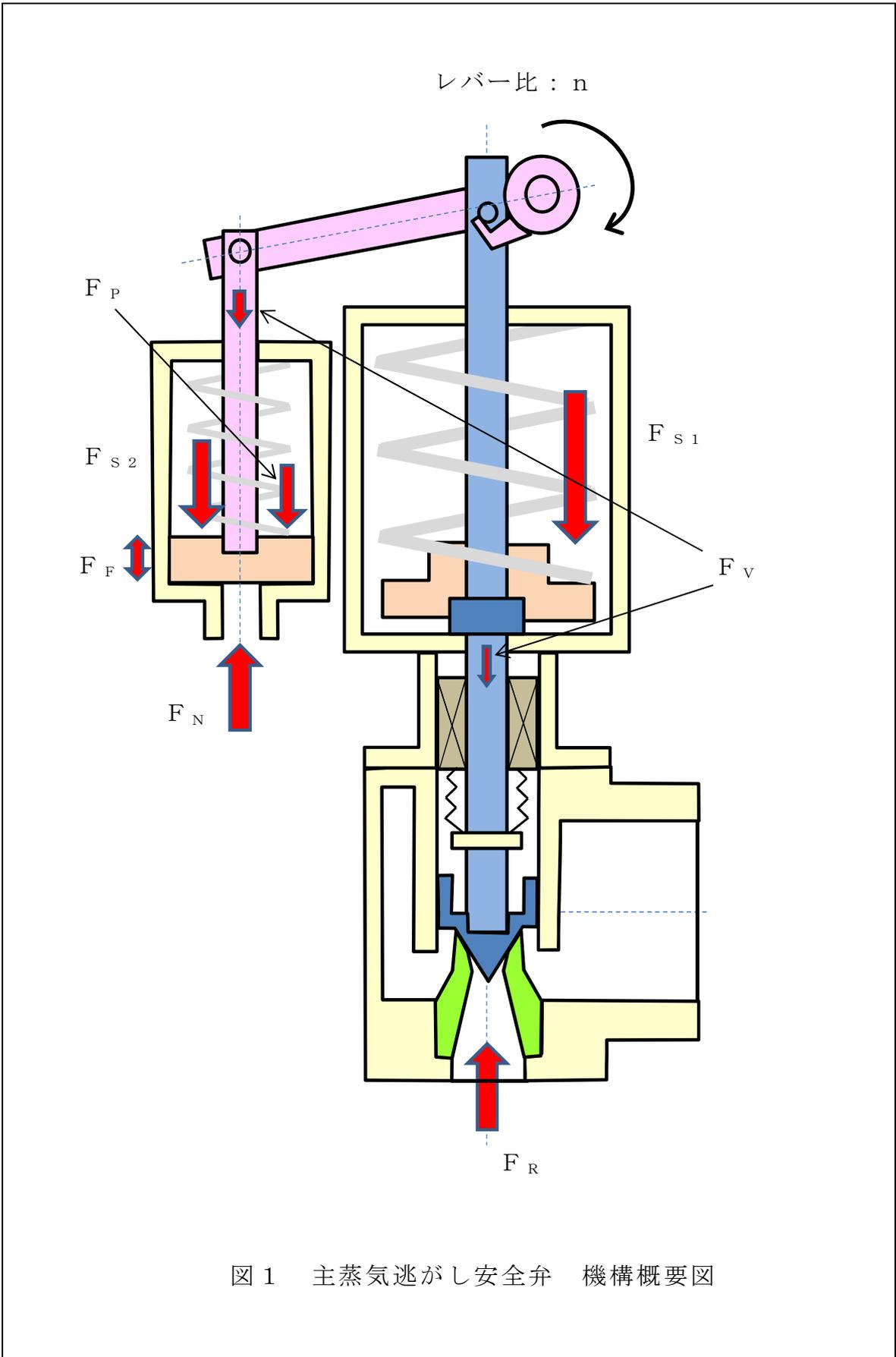
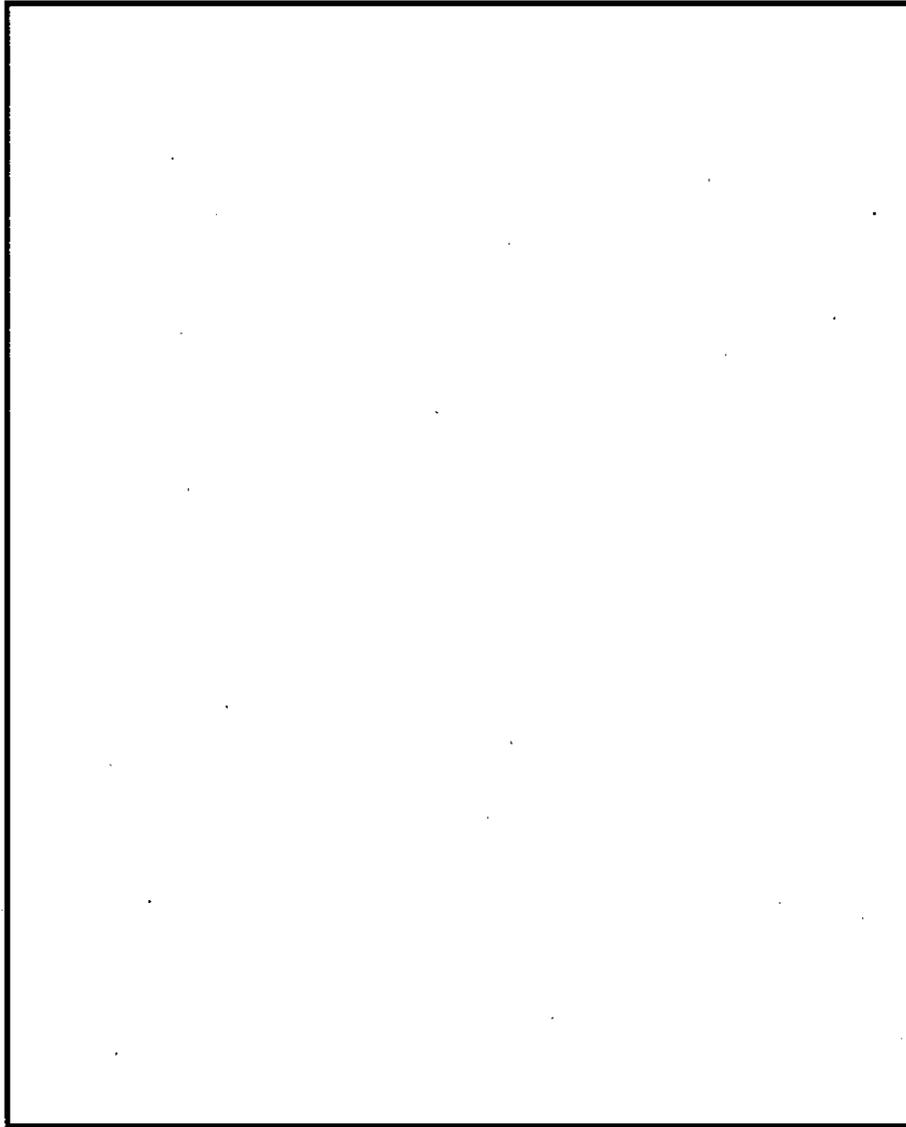


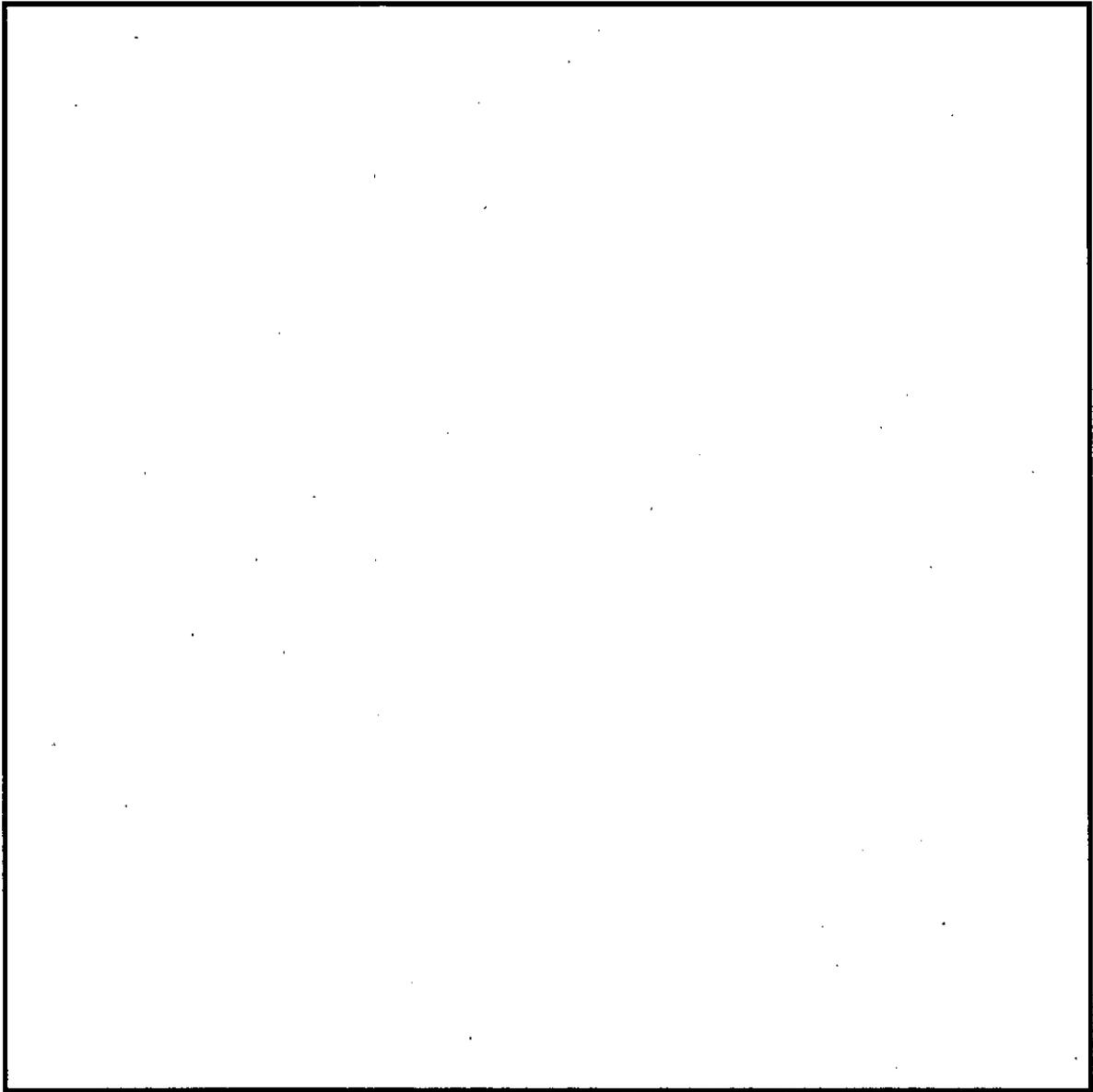
図1 主蒸気逃がし安全弁 機構概要図

46-7 接続図

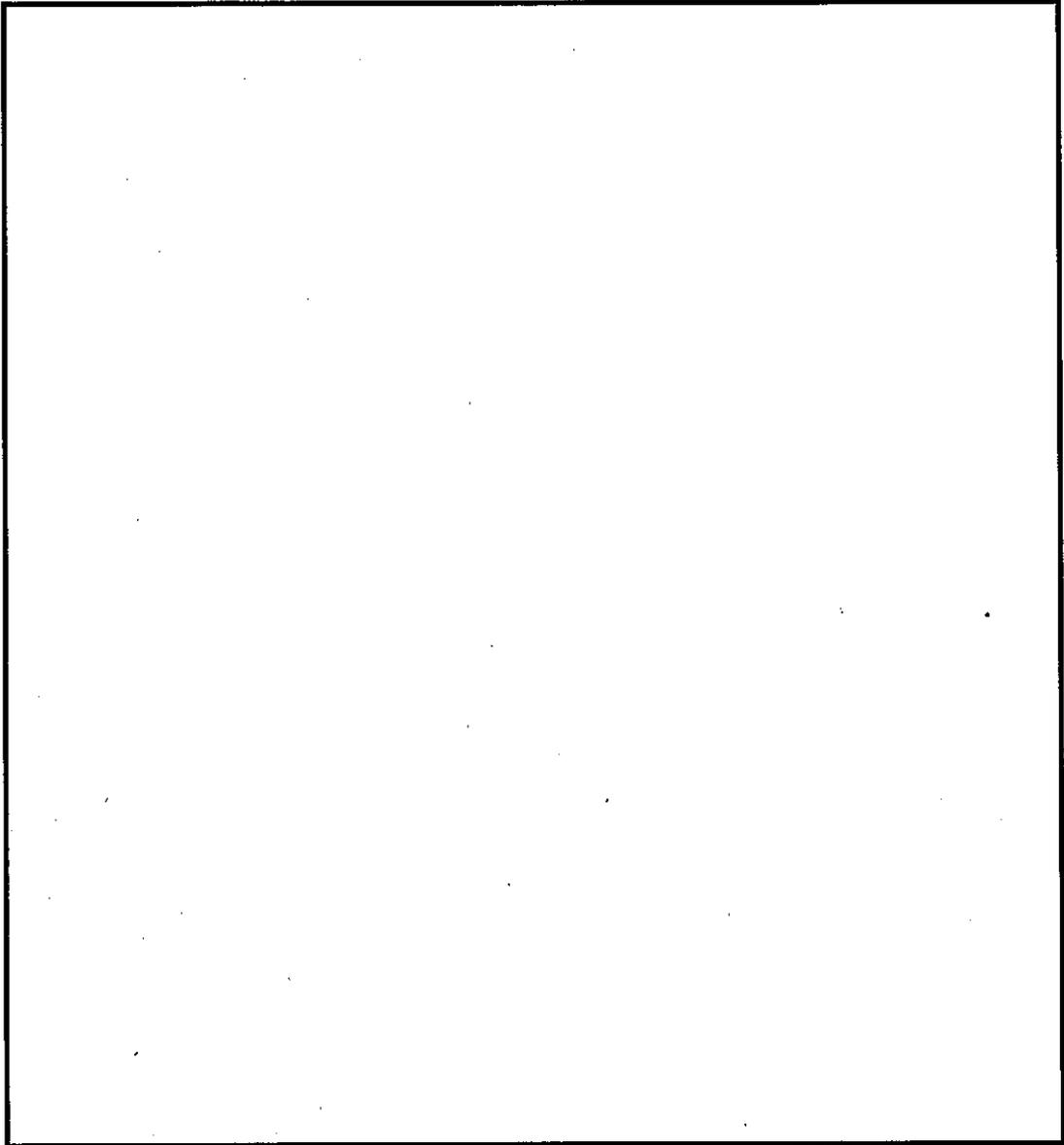


第 46-7-1 図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続図

46-8 保管場所図



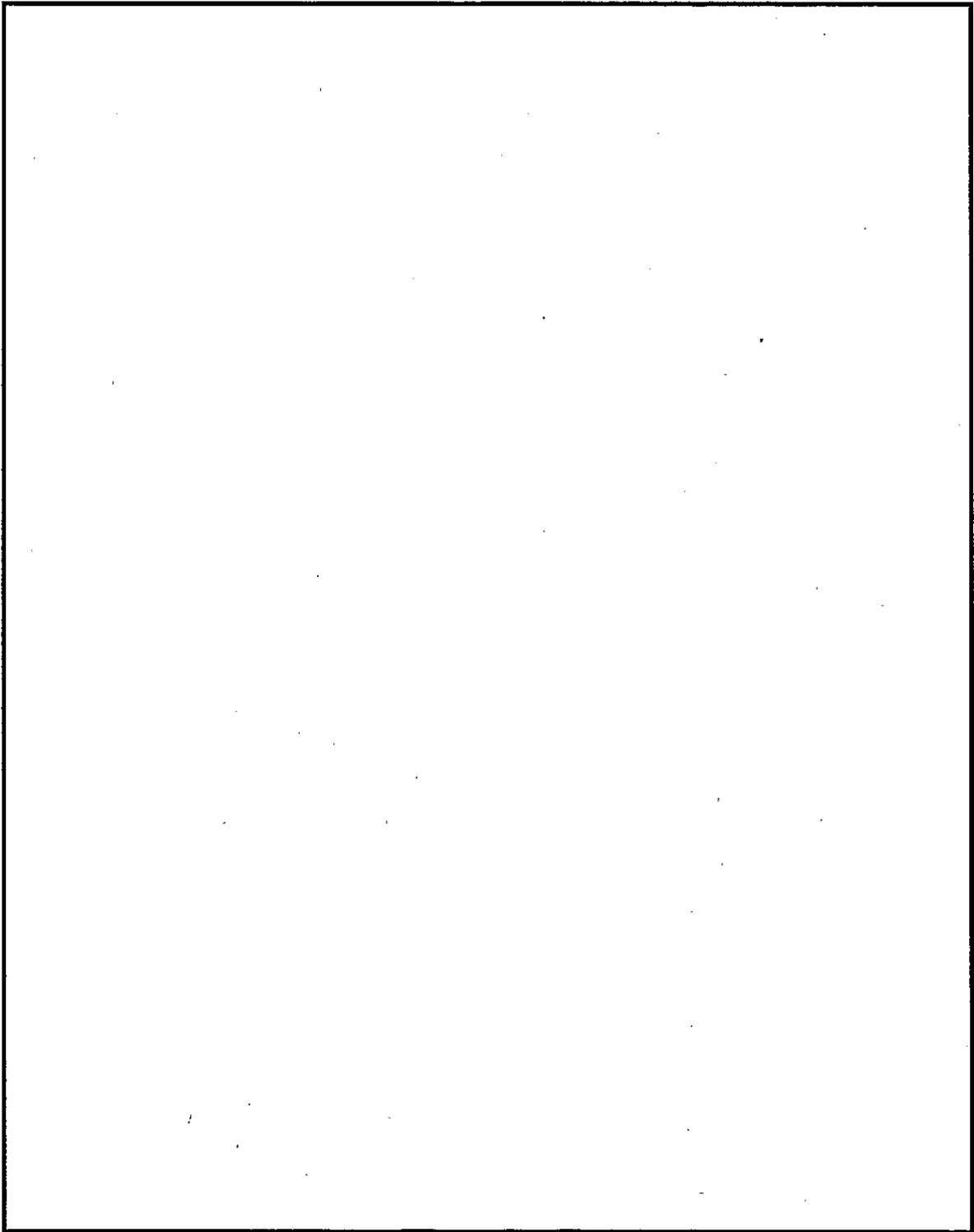
第 46-8-1 図 高圧窒素ガス供給系(非常用)に係る機器(ポンペ)の配置図  
(原子炉建屋附属棟 3 階)



第 46-8-2 図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の配置図  
(原子炉建屋附属棟 3 階)

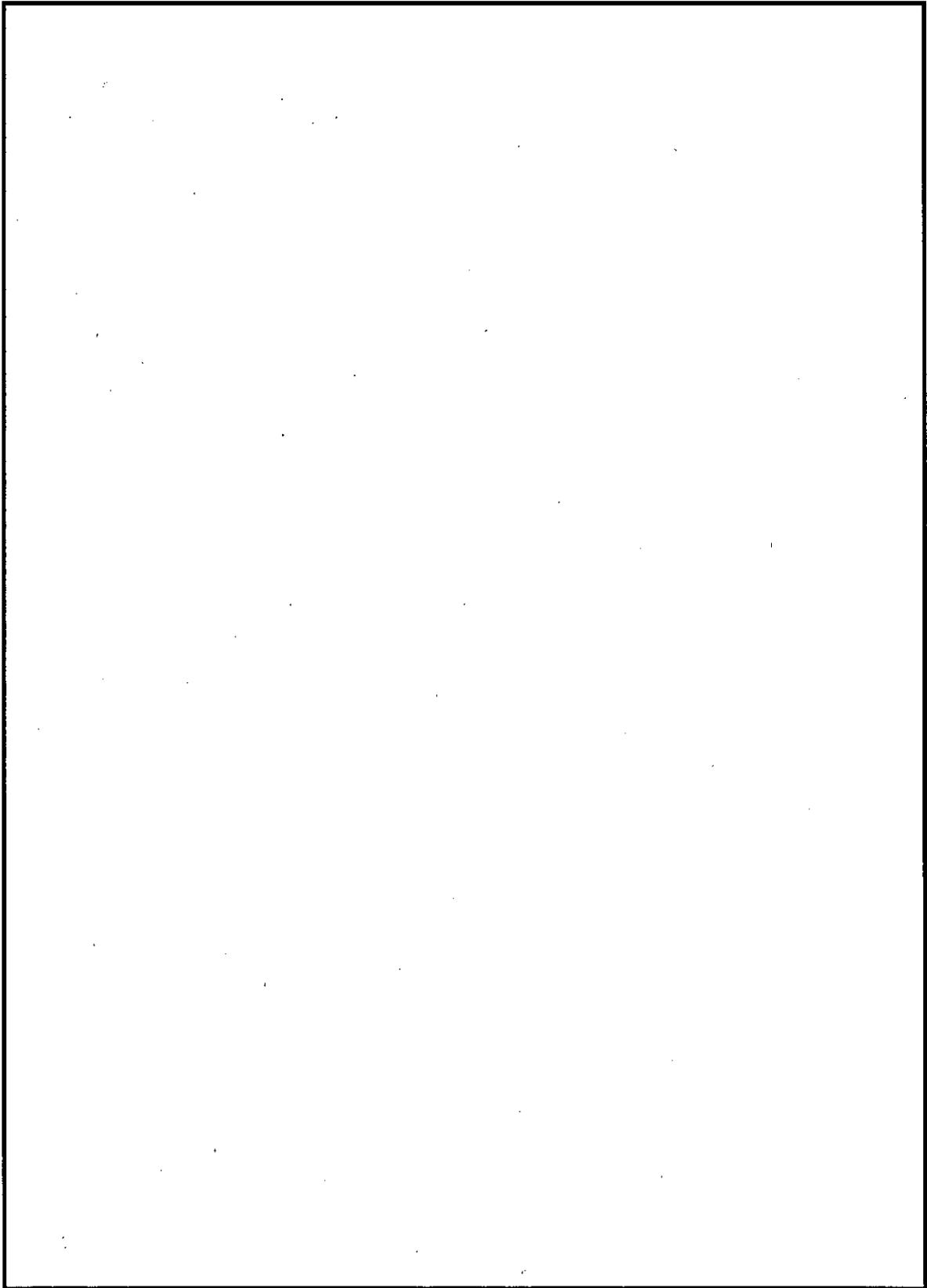
#### 46-9 アクセスルート図

「東海第二発電所 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」  
より抜粋



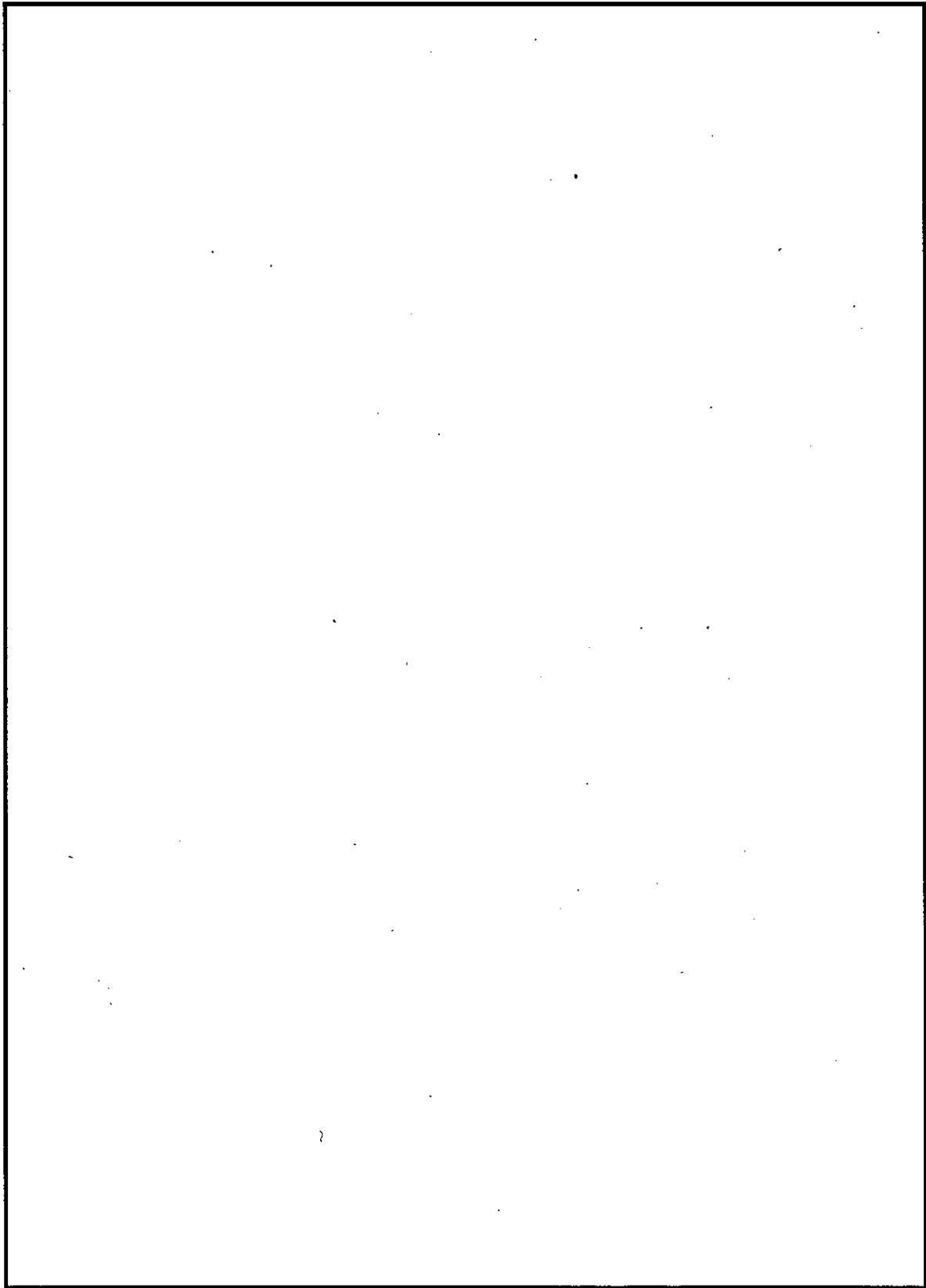
第 46-9-1 図 東海第二発電所の重大事故発生時の屋内アクセスルート  
(1/6)

46-9-2



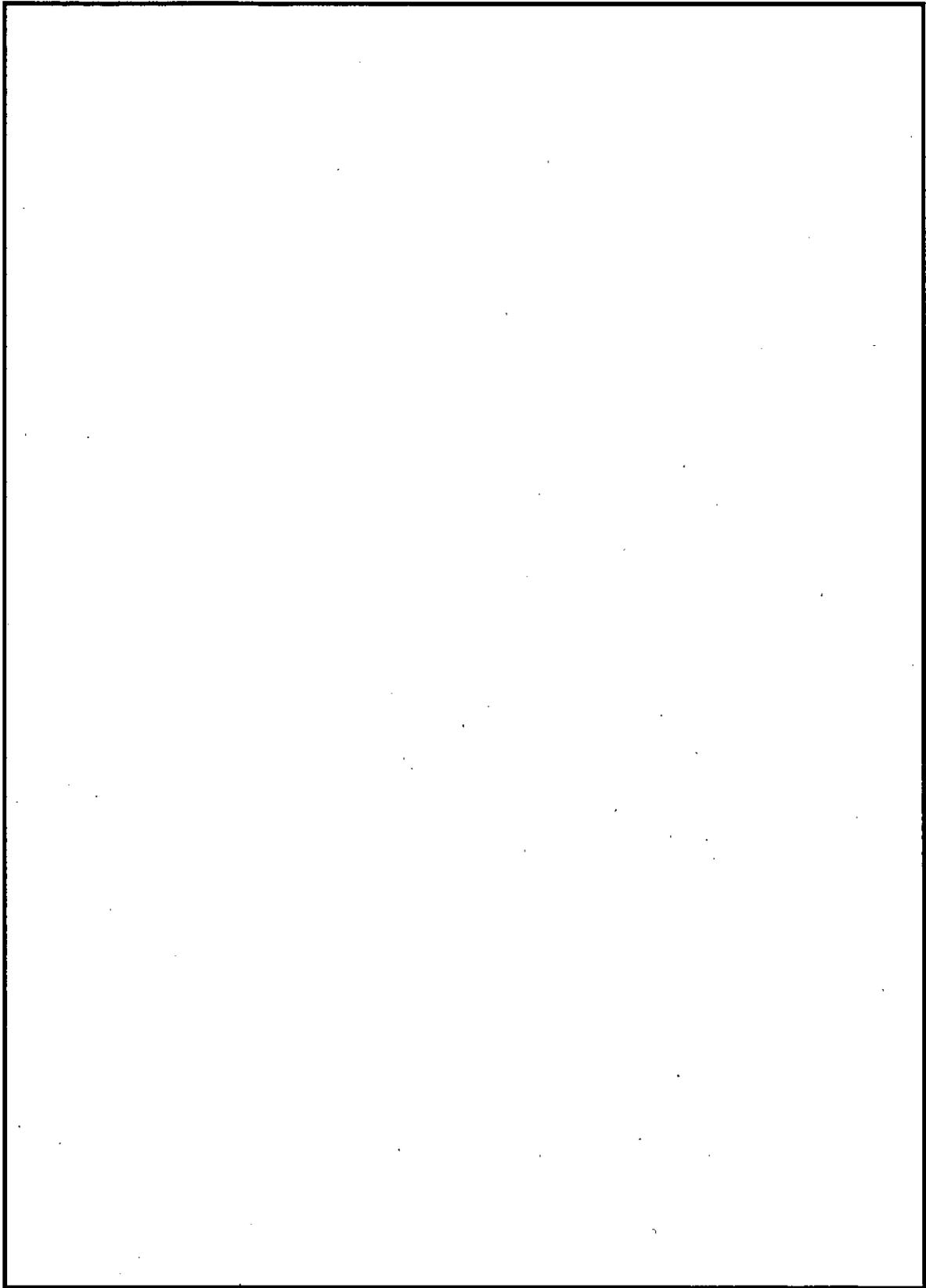
第 46-9-2 図 東海第二発電所の重大事故発生時の屋内アクセスルート  
(2/6)

46-9-3



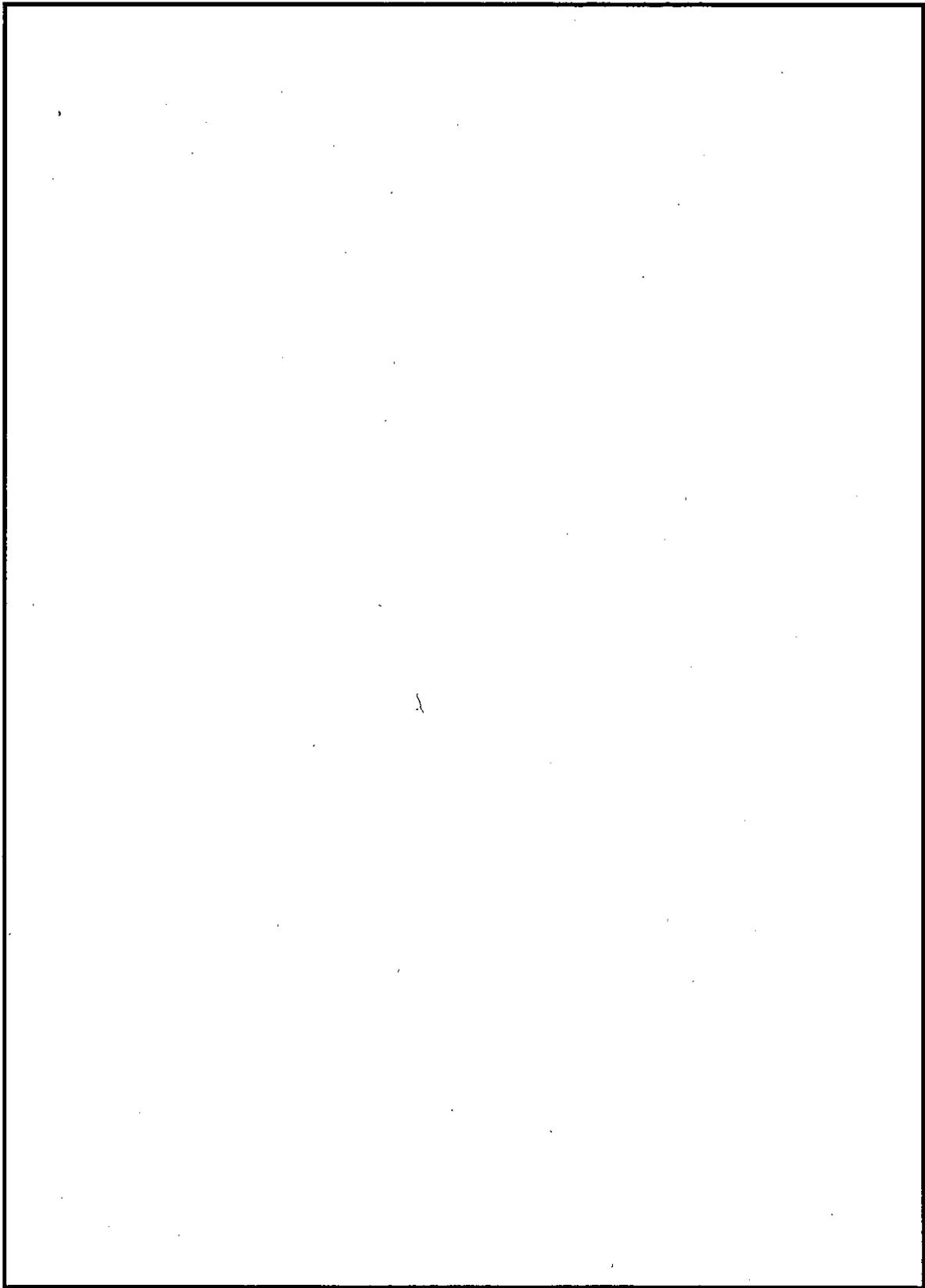
第 46-9-3 図 東海第二発電所の重大事故発生時の屋内アクセスルート  
(3/6)

46-9-4



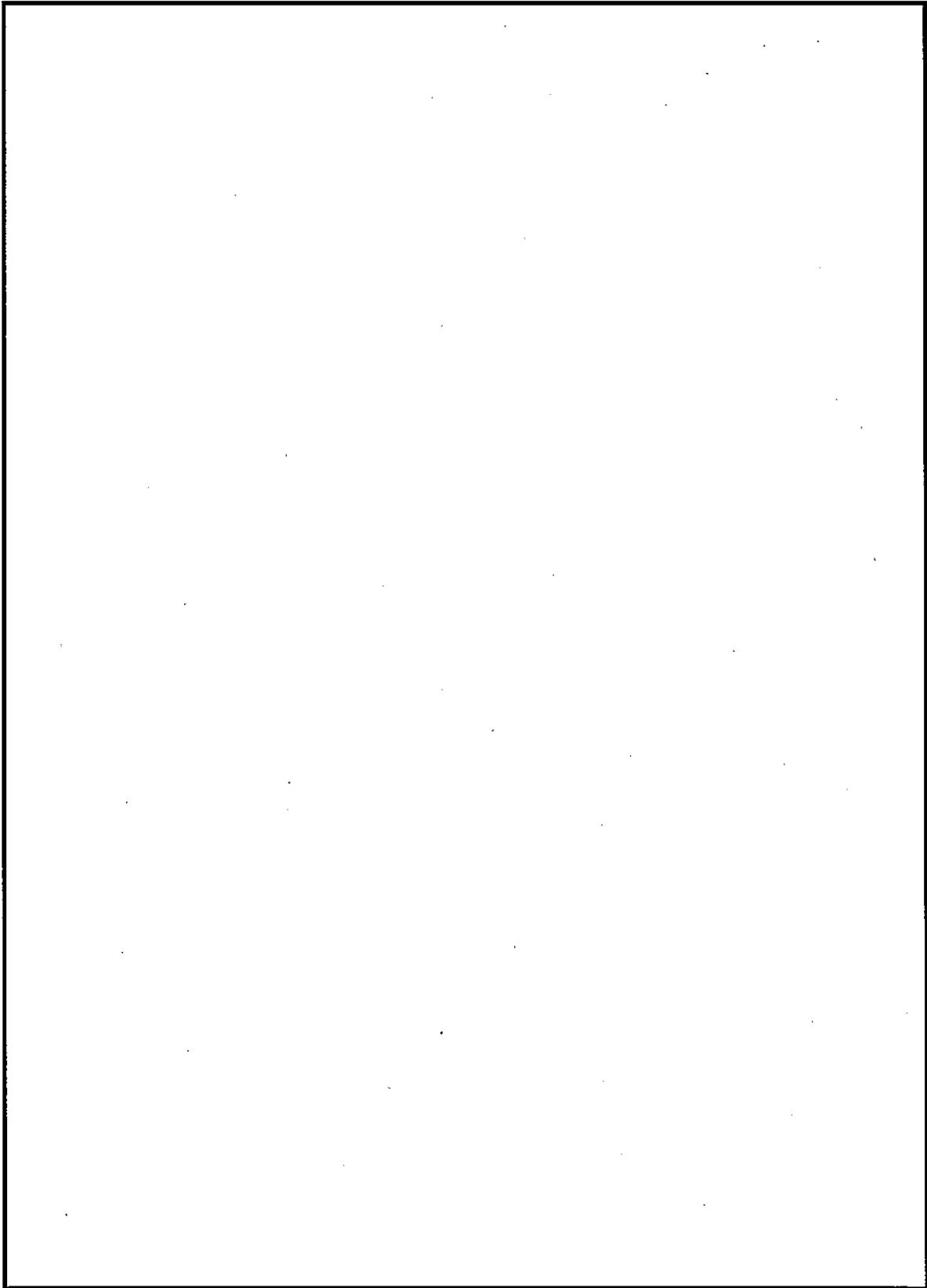
第 46-9-4 図 東海第二発電所の重大事故発生時の屋内アクセスルート  
(4/6)

46-9-5



第 46-9-5 図 東海第二発電所の重大事故発生時の屋内アクセスルート  
(5/6)

46-9-6



第 46-9-6 図 東海第二発電所の重大事故発生時の屋内アクセスルート  
(6/6)

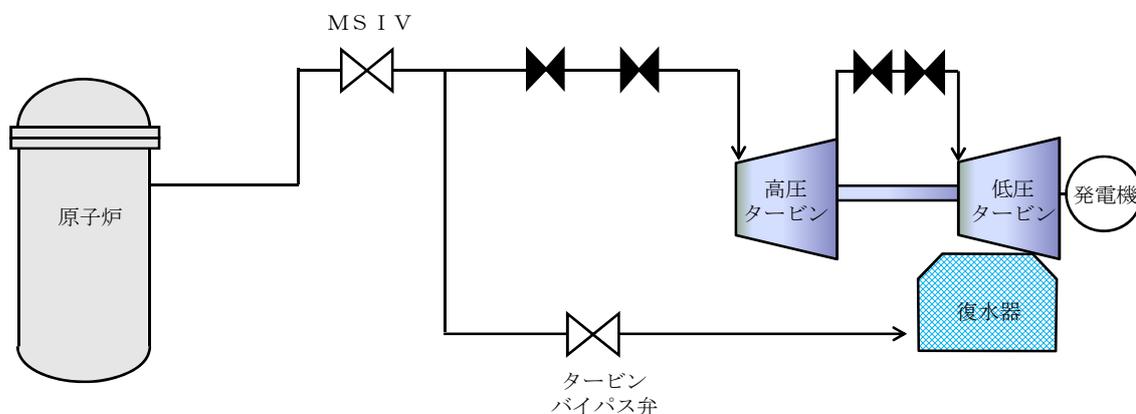
46-9-7

46-10 その他設備

以下に、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための自主対策設備の概要を示す。

(1) タービンバイパス系

主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ、常用電源が健全で、タービン制御系の圧力制御装置及び復水器が使用できる場合に、タービンバイパス弁を開操作することで原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を実施する。



第 46-10-1 図 タービン制御系 概要図

(2) 可搬型窒素供給装置（小型）

主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）開保持期間中に、主蒸気逃がし安全弁駆動用の高圧窒素ガス供給系（非常用）が予備の高圧窒素ガスボンベから供給している場合において、高圧窒素ガスボンベ圧力低警報が発生した場合は、可搬型窒素発生装置（小型）からの供給に切り替えることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

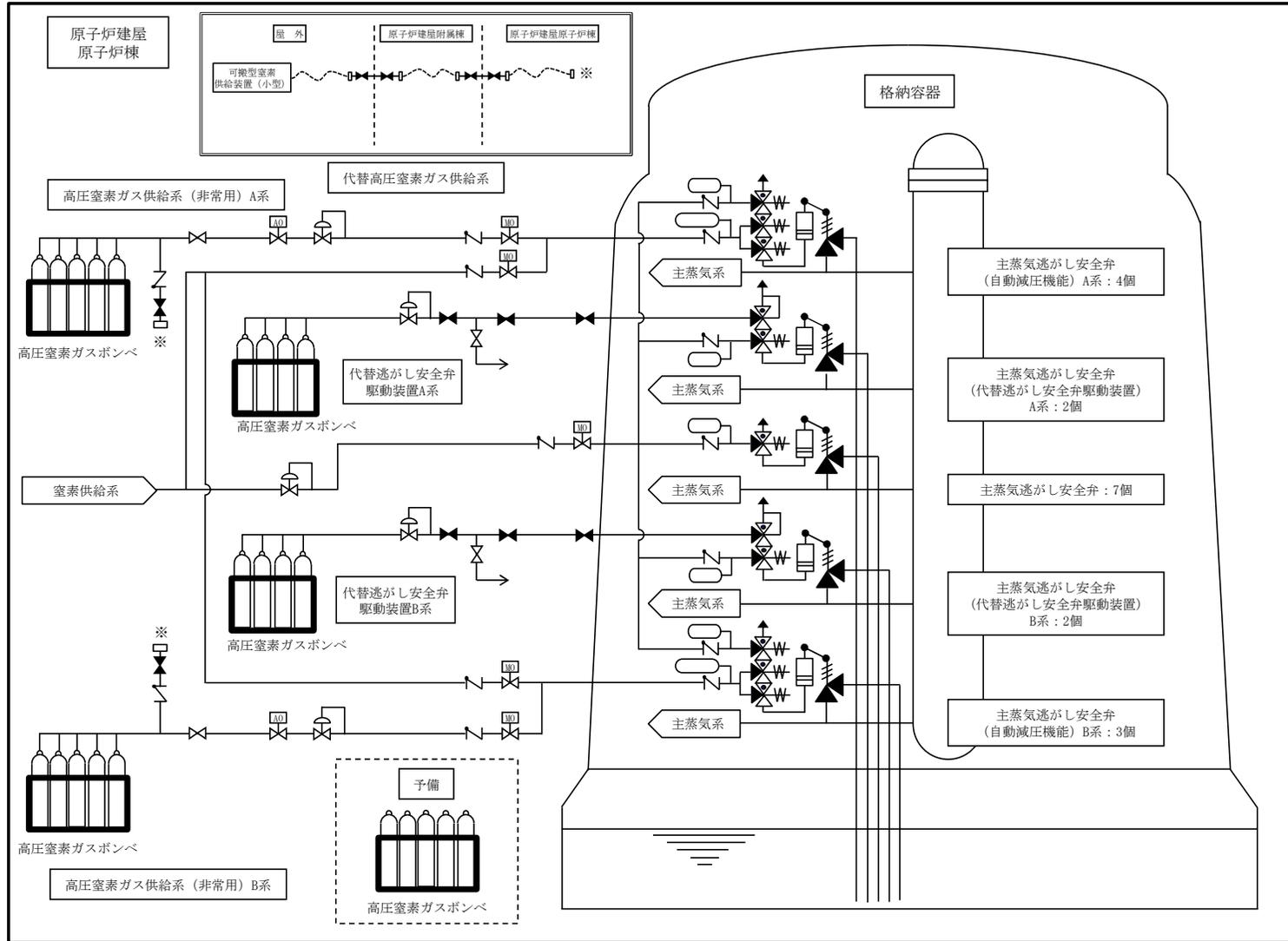
### (3) 代替逃がし安全弁駆動装置

代替逃がし安全弁駆動装置は、高圧窒素ガス供給系が機能喪失した場合においても、主蒸気逃がし安全弁の開操作を可能とし、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、窒素ガス供給を行うことができる。

本系統は、高圧窒素ガスポンペ、減圧弁等により構成する。また、高圧窒素ガスは、主蒸気逃がし安全弁のうち自動減圧機能なしの4個へ供給される。

なお、本系統は、既設の高圧窒素ガス供給系とは別に、高圧窒素ガスポンペを配備する。

本系統は、電磁弁操作を必要とせず、高圧窒素ガス供給系が機能喪失した場合に、自動減圧機能なしの4個へ高圧窒素ガスポンペの窒素ガスを減圧し、供給を行う。また、設置する設備はすべて現場手動操作を行うものとし、電源に依存しないものとする。



第 46-10-2 図 可搬型窒素供給装置及び代替逃がし安全弁駆動装置

(参考)

## 主蒸気逃がし安全弁の機能

### a. 逃がし弁機能

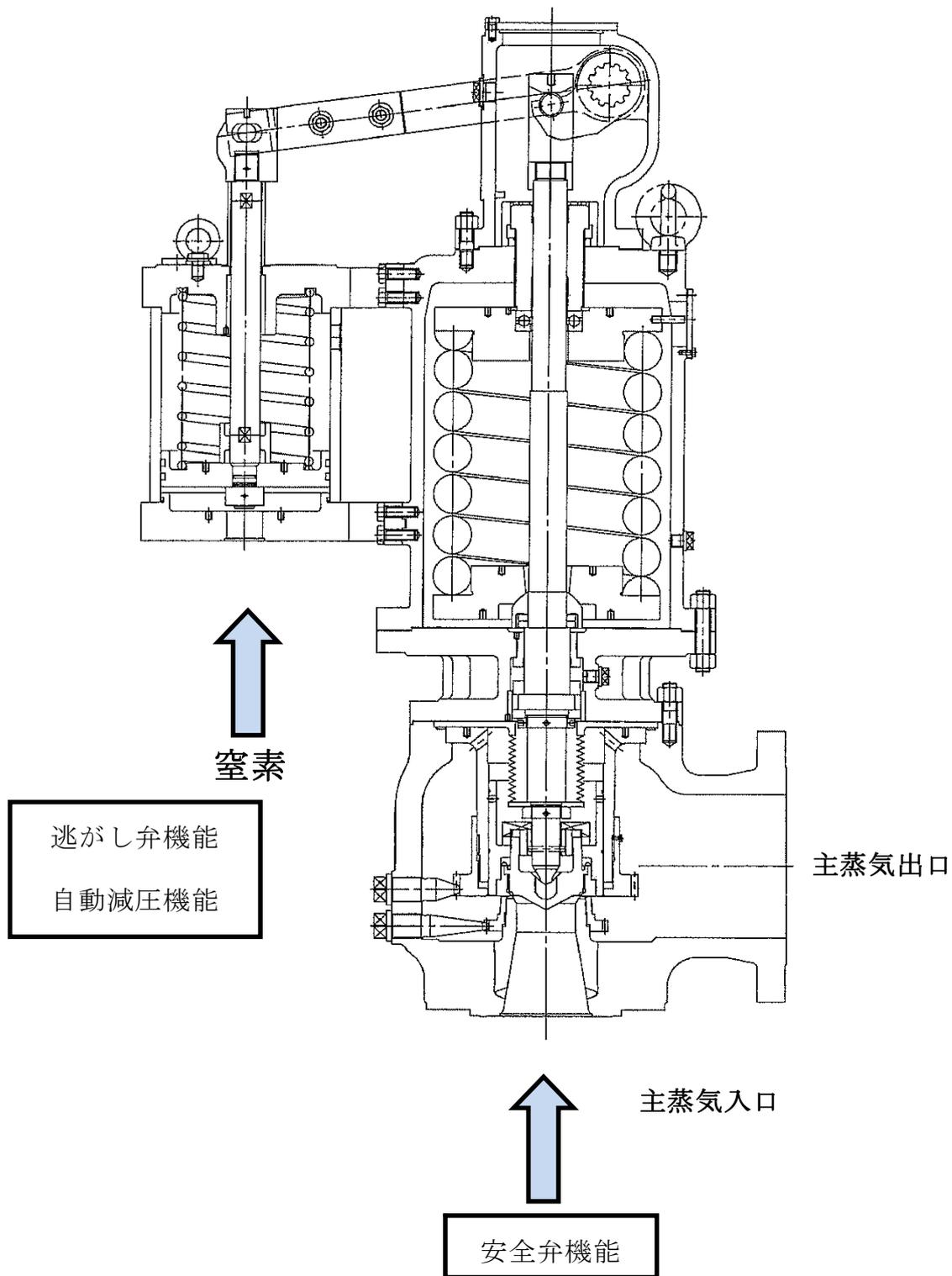
本機能における主蒸気逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、原子炉圧力高の信号によりアクチュエータのピストンを駆動して強制的に開放する。18個の主蒸気逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

### b. 安全弁機能

本機能における主蒸気逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、逃がし弁機能のバックアップとして、圧力の上昇に伴いスプリングに打ち勝って自動解放されることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの最も過酷な圧力変化の場合にも原子炉圧力が最高使用圧力の1.1倍を超えないように設計されている。18個の主蒸気逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

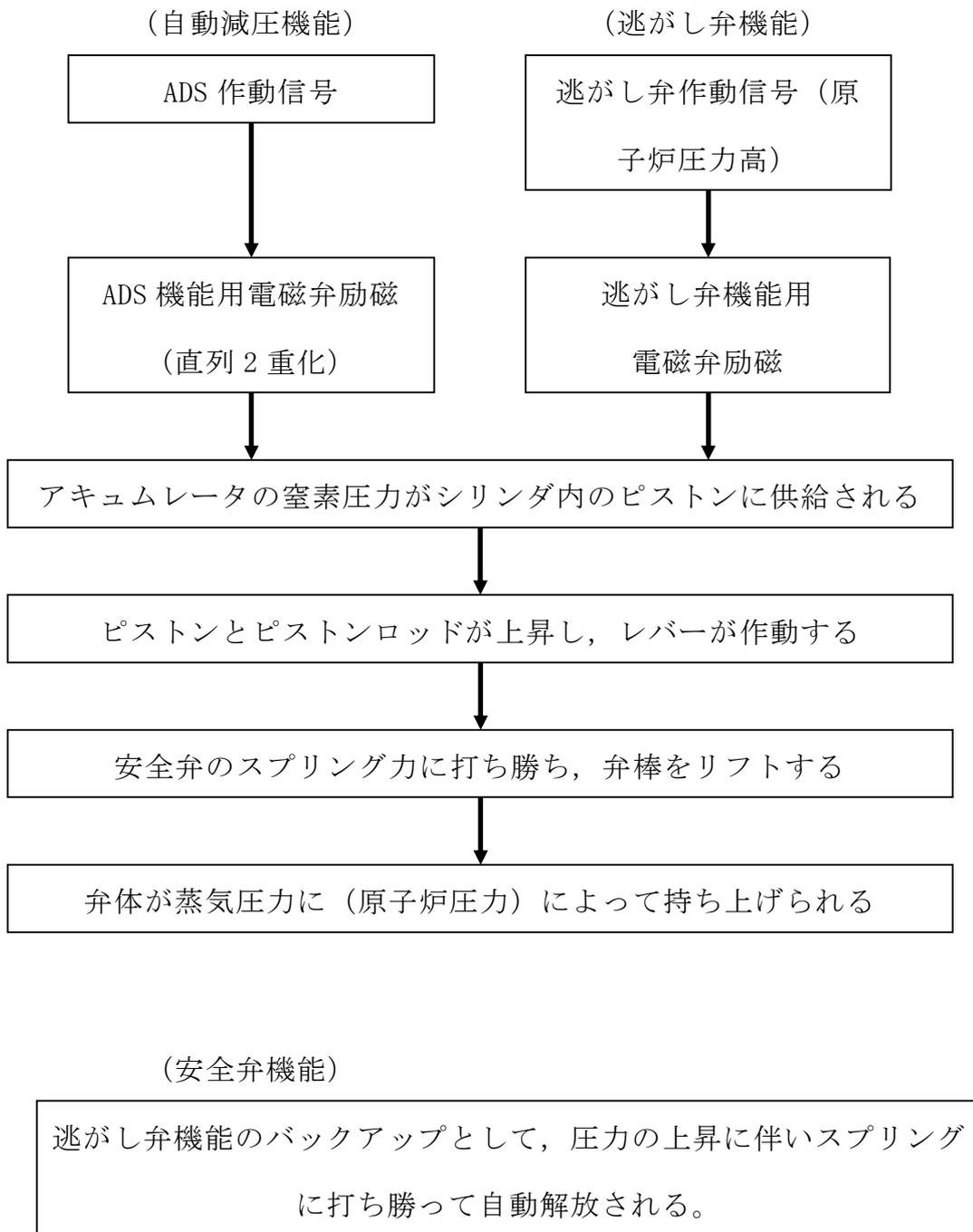
### c. 自動減圧機能

自動減圧機能は、非常用炉心冷却系の一部であり、原子炉水位異常低とドライウェル圧力高の同時信号により、ピストンを駆動して主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を強制的に開放し、LOCA時等に原子炉圧力を速やかに低下させて、低圧注水系の早期の注水を促す。18個の主蒸気逃がし安全弁のうち、7個がこの機能を有している。



第 46-10-3 図 主蒸気逃がし安全弁 設備概要図

主蒸気逃がし安全弁作動時の機構



## 46-11 過渡時自動減圧機能について

## 1. 概要

本資料は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、自動減圧系が有する原子炉の減圧機能喪失（以下「原子炉減圧機能喪失」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し、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必要な設備について説明する。

## 2. 基本方針

原子炉減圧機能喪失が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するための設備（以下「過渡時自動減圧機能」という。）を設置する。

## 3. 過渡時自動減圧機能の設計方針

過渡時自動減圧機能の設計方針を以下に示す。

### (1) 環境条件

過渡時自動減圧機能は、中央制御室、原子炉建屋附属棟、原子炉建屋原子炉棟内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等時の中央制御室、原子炉建屋附属棟、原子炉建屋原子炉棟内の環境条件（温度・圧力・湿度・放射線、屋外の天候による影響、海水通水の影響、地震、竜巻、風（台風）、積雪、火山及び電磁的障害）を考慮し、その機能を有効に発揮できる設計とする。

## (2) 操作性

過渡時自動減圧機能は、原子炉水位が設定値に達すること及び残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ（以下「残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）等」という。）が運転中で自動的に論理回路が作動する設計としており、操作性に関する設計上の考慮は不要である。

自動減圧機能論理回路と過渡時自動減圧機能論理回路の自動起動阻止回路は、中央制御室の阻止スイッチにて手動による操作が可能な設計とする。阻止スイッチは誤操作防止のために名称が明記され、操作者の操作・監視性を考慮しており確実に操作できる設計とする。

## (3) 悪影響防止

過渡時自動減圧機能の論理回路は、自動減圧系の論理回路とは別に設けることで、悪影響を与えない設計とする。

原子炉水位異常低下（レベル1）、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力確立、又は残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立信号については共有しているが、自動減圧系と隔離装置を用いて電氣的に分離し、自動減圧系への悪影響を与えない設計とする。

また、論理回路からの作動用電磁弁制御信号についても共用しているが、自動減圧系と隔離装置を用いて電氣的に分離し、自動減圧系への悪影響を与えない設計とする。

## (4) 耐震性

過渡時自動減圧機能は、基準地震動  $S_s$  による地震動に対して、必要な機能を維持する設計とする。

#### (5) 多様性

過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、ドライウェル圧力高が発生せず、自動減圧系が自動起動しない。そのため、自動減圧系の代替として、原子炉を減圧させるため、残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転中の場合に、自動減圧系と同様の原子炉水位異常低下（レベル1）を設定する。過渡時自動減圧機能論理回路を設け、自動減圧系とは多様性を有する設計とする。

#### 4. 過渡時自動減圧機能の不具合による自動減圧系への影響防止対策

自動減圧系と過渡時自動減圧機能の論理回路は第46-11-1図のとおりであり、過渡時自動減圧機能の論理回路は、自動減圧系の論理回路とは別に設けることで、悪影響を与えない設計とする。

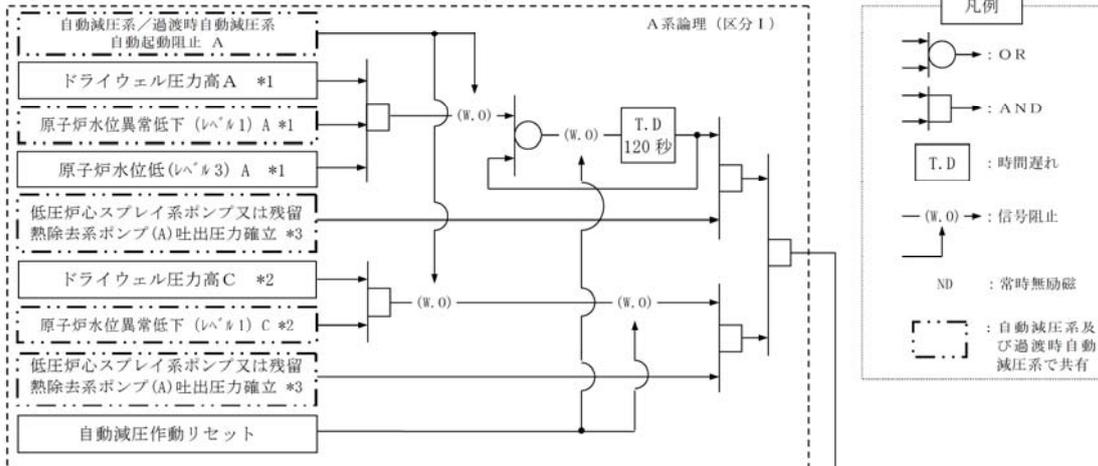
第46-11-2図のとおり検出器（原子炉水位異常低下（レベル1）、残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立又は及び低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力確立）からの入力信号については共有しているが、自動減圧系と隔離装置を用いて信号を分離し、自動減圧系への悪影響を与えない設計とする。また、論理回路からの作動用電磁弁制御信号についても共用しているが、自動減圧系と隔離装置を用いて分離し、自動減圧系への悪影響を与えない設計とする。

自動減圧系と過渡時自動減圧機能の論理回路の電源は、遮断器により分離し、自動減圧系に悪影響を与えない設計とする。

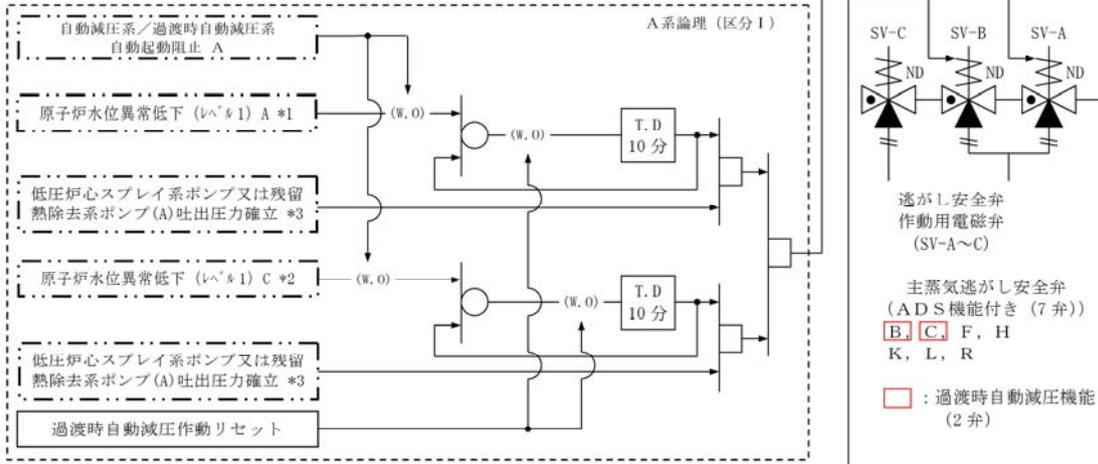
なお、原子炉スクラム失敗時に自動減圧系が自動起動すると、高圧炉心スプレイ系、低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇に繋がるため、自動減圧系及び過渡時自動減圧系の自動起動阻止回路を用いて、自動起動を阻止する設計としている。自動減圧系回路

と過渡時自動減圧機能回路の自動起動阻止回路は、手動阻止スイッチを共用しているが、ハードスイッチは単純な構造であり、スイッチ接点以降は分離し、自動減圧系に悪影響を与えない設計とする。

自動減圧機能論理回路

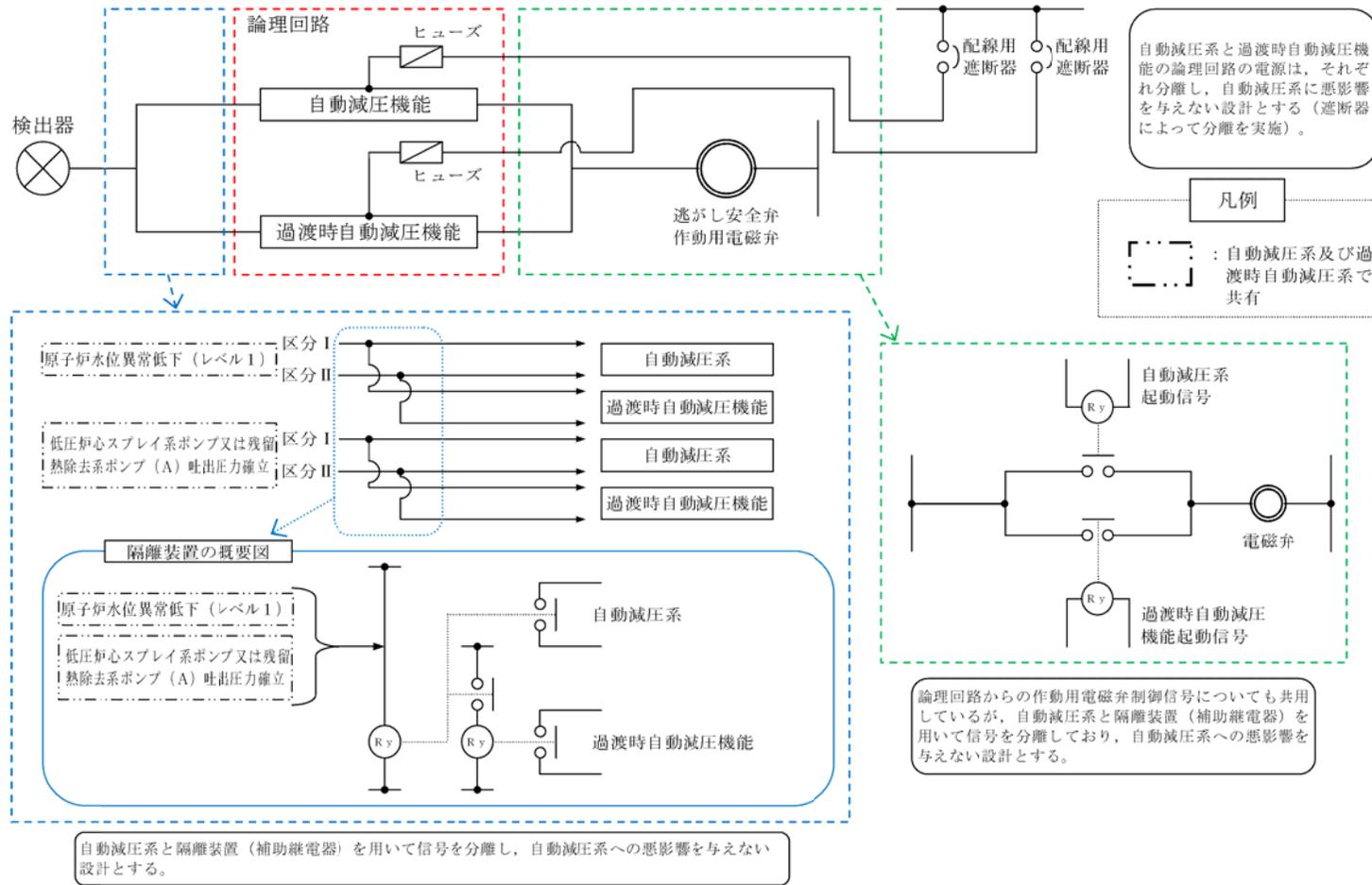


過渡時自動減圧機能論理回路



\*1 : B系論理回路の場合は「A」を「B」に読み替える。  
 \*2 : B系論理回路の場合は「C」を「D」に読み替える。  
 \*3 : B系論理回路の場合は「低圧炉心スプレイ系ポンプ又は残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力確立」を「残留熱除去系ポンプ(B)又は(C)吐出圧力確立」に読み替える。

第 46-11-1 図 自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の論理回路

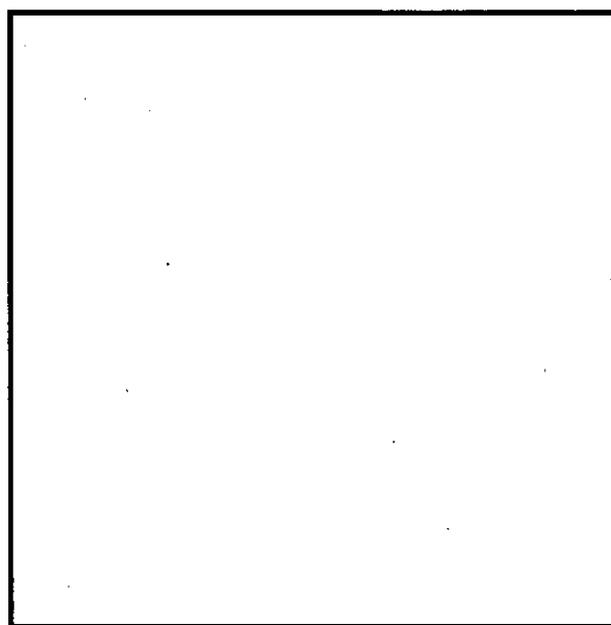


第 46-11-2 図 信号の分離について

過渡時自動減圧機能の盤及び自動減圧系盤は、ともに第44-11-3図のとおり中央制御室に設置しているが、耐震性を有した独立の金属筐体に収納した自立盤で構成している。過渡時自動減圧機能の論理回路は、自動減圧系の論理回路とは別に設けるとともに、多重化、位置的分散（区分Ⅰ，Ⅱ）を図る設計とする。

過渡時自動減圧機能の盤は、金属筐体、難燃ケーブルで同盤を構成し、火災の発生を防止する設計とする。仮に、過渡時自動減圧機能の盤で火災が発生した場合、複数の感知器で火災を検出し、二酸化炭素消火器にて運転員により初期消火を行うことから、内部火災及び内部溢水による影響はない。なお、中央制御室には溢水源は存在しないことを確認している。

以上のことから、過渡時自動減圧機能の論理回路は、自動減圧系の論理回路とは別に設けるとともに、多重化、位置的分散（区分Ⅰ，Ⅱ）を図ることで、地震、火災、溢水等の主要な共通要因故障に対して高い耐性を有し、共通要因によって同時に機能を損なうおそれはない設計とする。



第 44-11-3 図 過渡時自動減圧機能及び自動減圧系の設置場所

46-12 過渡時自動減圧機能に関する健全性について

## 1. 設計方針

### (1) 設置目的

過渡時自動減圧機能は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、自動減圧系が有する原子炉の減圧機能喪失（以下「原子炉減圧機能喪失」という。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し、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ことを目的とする。

### (2) 原子炉減圧機能喪失の発生要因

原子炉減圧機能喪失は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、自動減圧系が有する原子炉の減圧機能喪失を想定する。

### (3) 過渡時自動減圧機能に要求される機能

過渡時自動減圧機能には、原子炉を減圧することが求められており、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の第四十六条1（1）a）に従い、以下の機能を設けている。

- ・過渡時自動減圧機能

原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転状態で主蒸気逃がし安全弁を作動させる過渡時自動減圧論理回路を設ける。

### (4) 過渡時自動減圧機能の作動論理回路

原子炉減圧機能喪失の要因のひとつとして、高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下し、ドライウェル圧力高が発生しない場合があるた

め、原子炉水位の低下を検知することにより過渡時自動減圧機能を作動させるものとする。

過渡時自動減圧機能の作動論理回路としては、検出器故障による不動作を考慮して、残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転中における原子炉水位異常低下（レベル 1）信号により動作する回路を多重化した設計とする。

(5) 過渡時自動減圧機能の不具合による自動減圧系への影響防止対策

過渡時自動減圧機能故障による自動減圧系の誤作動を防止するため、以下の対策を考慮した設計としている。

- a. 過渡時減圧機能の内部構成を多重化（検出信号の多重化）し、単一故障により誤作動しない設計とする。
- b. 過渡時自動減圧機能は論理回路成立時に作動信号を励磁出力する設計とし、駆動源である電源の喪失が生じた場合に誤信号を発信しない設計とする。また、過渡時自動減圧機能が電源喪失した場合は、中央制御室に警報を発信することから、故障を早期に把握し、復旧対応を行うことが可能である。
- c. 過渡時自動減圧機能の論理回路は、多重化された自動減圧系と同じ制御盤内にあるが、自動減圧系盤とは電源区分毎に分離することで位置的分散を図り、地震、火災、溢水等の主要な共通要因故障によって同時に機能を損なわれない設計とすることで基準に適合させる。

(6) 過渡時自動減圧機能の信頼性評価

過渡時自動減圧機能の信頼性評価結果として、プラント稼働性に影響を与えるような誤動作率、及び不動作となる発生頻度を第 46-12-1 表に

示す。第 46-12-1 表より、本設備の誤動作によりプラント外乱が発生する頻度及び不動作の発生頻度も十分小さいことから、高い信頼性を有している。

なお、誤動作率、不動作の発生頻度の評価の詳細は、参考資料に示す。

第 46-12-1 表 過渡時自動減圧機能の信頼性評価結果

	過渡時自動減圧機能
誤動作率	
不動作の発生頻度	

※1：過渡時自動減圧機能が誤動作する頻度

※2：原子炉減圧機能喪失が発生し、かつ過渡時自動減圧機能が不動作である事象が発生する頻度

## 2. 設備概要

### (1) 機器仕様

#### a. 過渡時自動減圧機能

取付箇所：中央制御室

設備概要：原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、設計基準事故対処設備の原子炉の有する減圧機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器破損を防止するため、原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転状態で主蒸気逃がし安全弁2個を作動させる。

## 過渡時自動減圧機能の主な機能・設備

- ・原子炉水位異常低下（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転状態で過渡時自動減圧信号を発信する回路である。

### b. 過渡時自動減圧機能作動信号

作動に関する信号：残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転中における原子炉水位異常低下（レベル 1）信号

設定値：原子炉水位異常低下（レベル 1）：原子炉圧力容器ゼロレベル\*より 960cm 以上

\* 原子炉圧力容器ゼロレベルは、原子炉圧力容器基準点示す。

作動信号：過渡時自動減圧信号

作動信号を発信させない条件：自動減圧起動の阻止スイッチ

### (2) 設定根拠

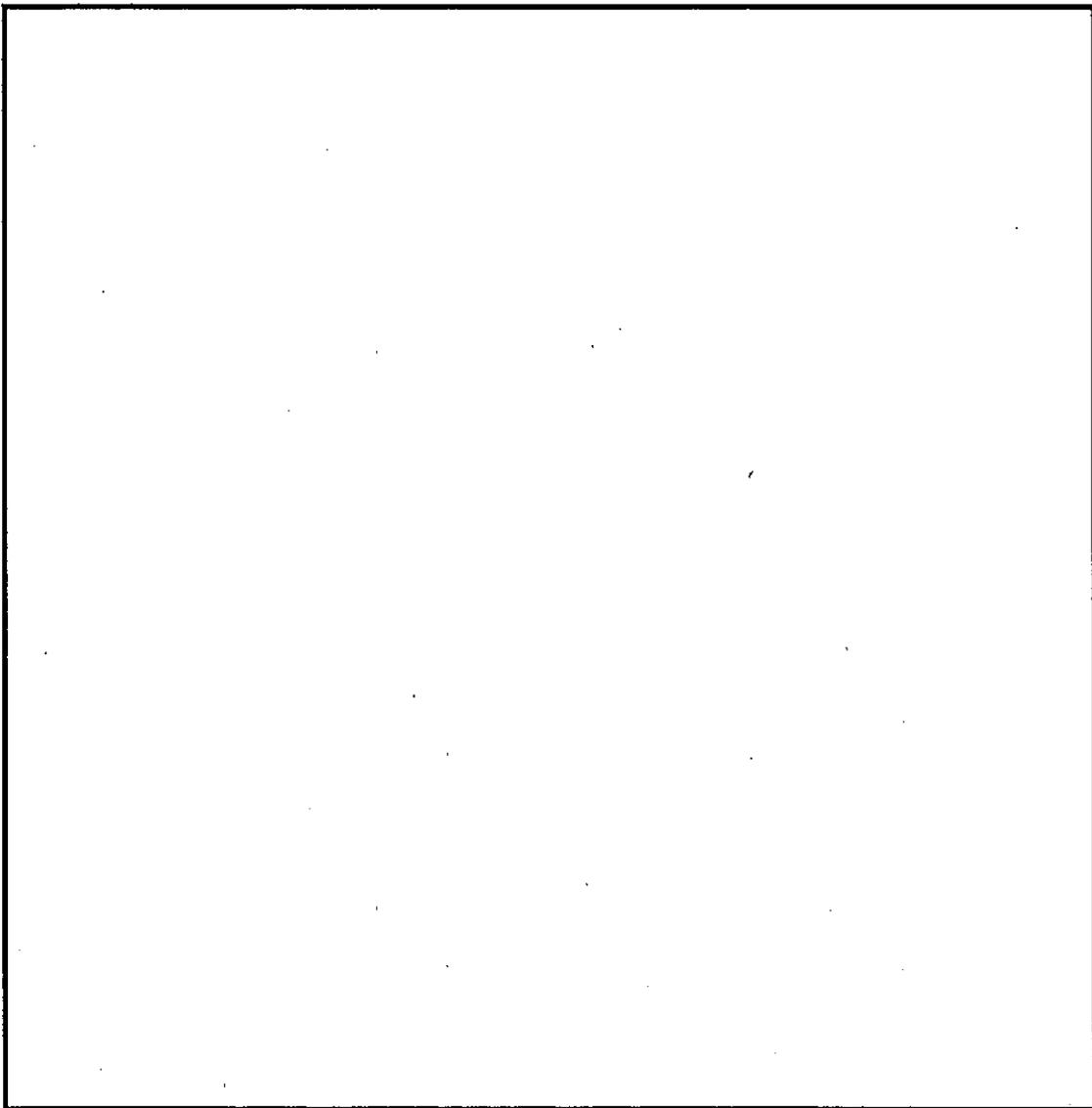
過渡時自動減圧機能作動信号の設定値は以下の事項を考慮して決定する。

過渡事象時に高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下していく事象では、格納容器圧力高が発生せず、自動減圧機能が自動起動しない。そのため、自動減圧系の代替として、原子炉を減圧させるため、残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）等が運転中のみ、自動減圧系と同様の原子炉水位異常低下（レベル 1）を設定する。

なお、重大事故時等の有効性評価「高圧注水・減圧機能喪失」において、上記の設定値（レベル1）が作動してから10分後に主蒸気逃がし安全弁2弁が開くことで、残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）等を用いた原子炉注水及び除熱を実施することにより、炉心損傷しないことを確認している。

(3) 設備概要

a. 設置場所



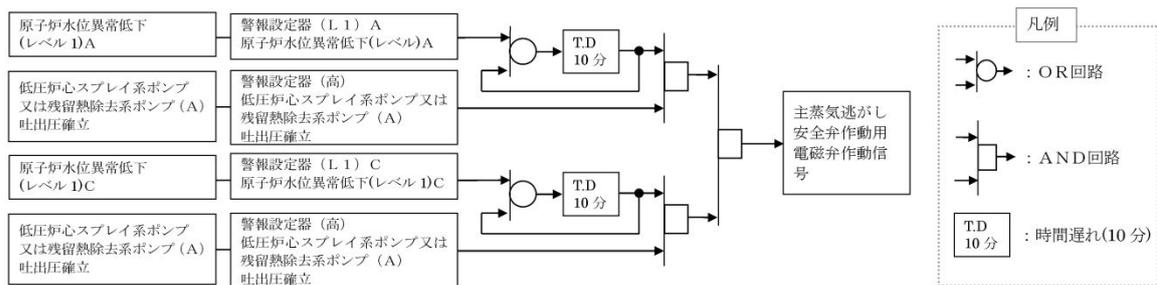
第46-12-1図 過渡時自動減圧機能（盤）設置箇所

b. 回路構成

- (a) 自動減圧系と過渡時自動減圧機能の回路構成概略及び設計上の考慮  
過渡時自動減圧系機能の論理回路は，自動減圧系に対して独立した構成とし，自動減圧系に悪影響を与えない設計<sup>\*</sup>とする。

※ 悪影響を与えない設計に関する説明は「46-11 過渡時自動減圧機能について 4. 過渡時自動減圧機能の不具合による自動減圧系への影響防止対策」を参照

- (b) 原子炉圧力を減圧する設備の作動信号のタイマー設定根拠



第 46-12-2 図 タイマー設定根拠

過渡時自動減圧機能は，自動減圧系が不動作時に期待される機能であるため，不要な動作を回避する観点から，作動信号の発信に対してタイマーを設置している。

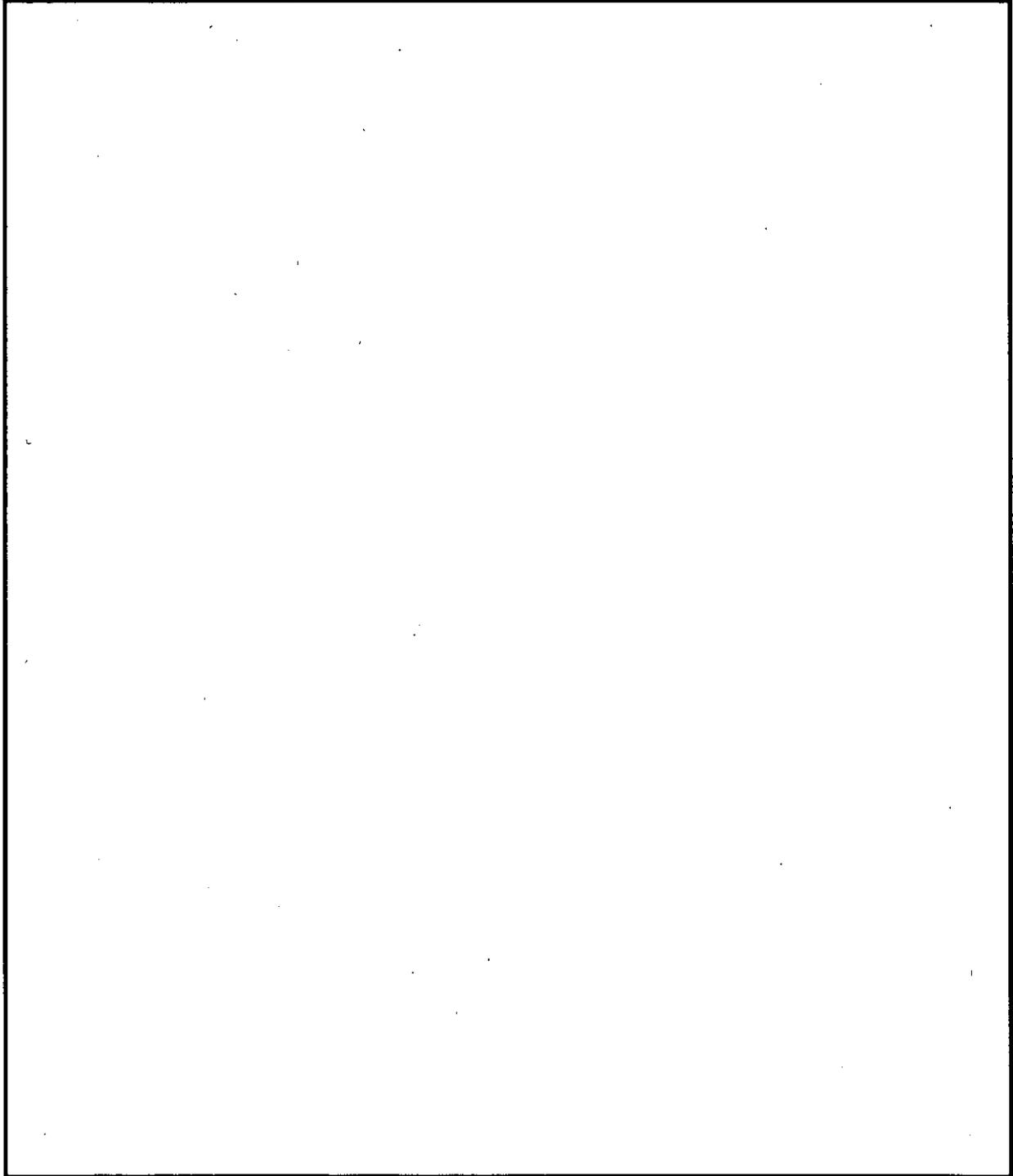
自動減圧系本来の安全機能と干渉しないように，自動減圧系の原子炉水位異常低下（レベル 1）後 120 秒で成立する減圧信号より遅く起動する必要がある。また，過渡時自動減圧機能には，設備誤作動時に原子炉の運転を阻害しないように起動阻止スイッチの判断操作の時間的余裕を考慮し，設備作動までに 10 分の時間遅れを設け

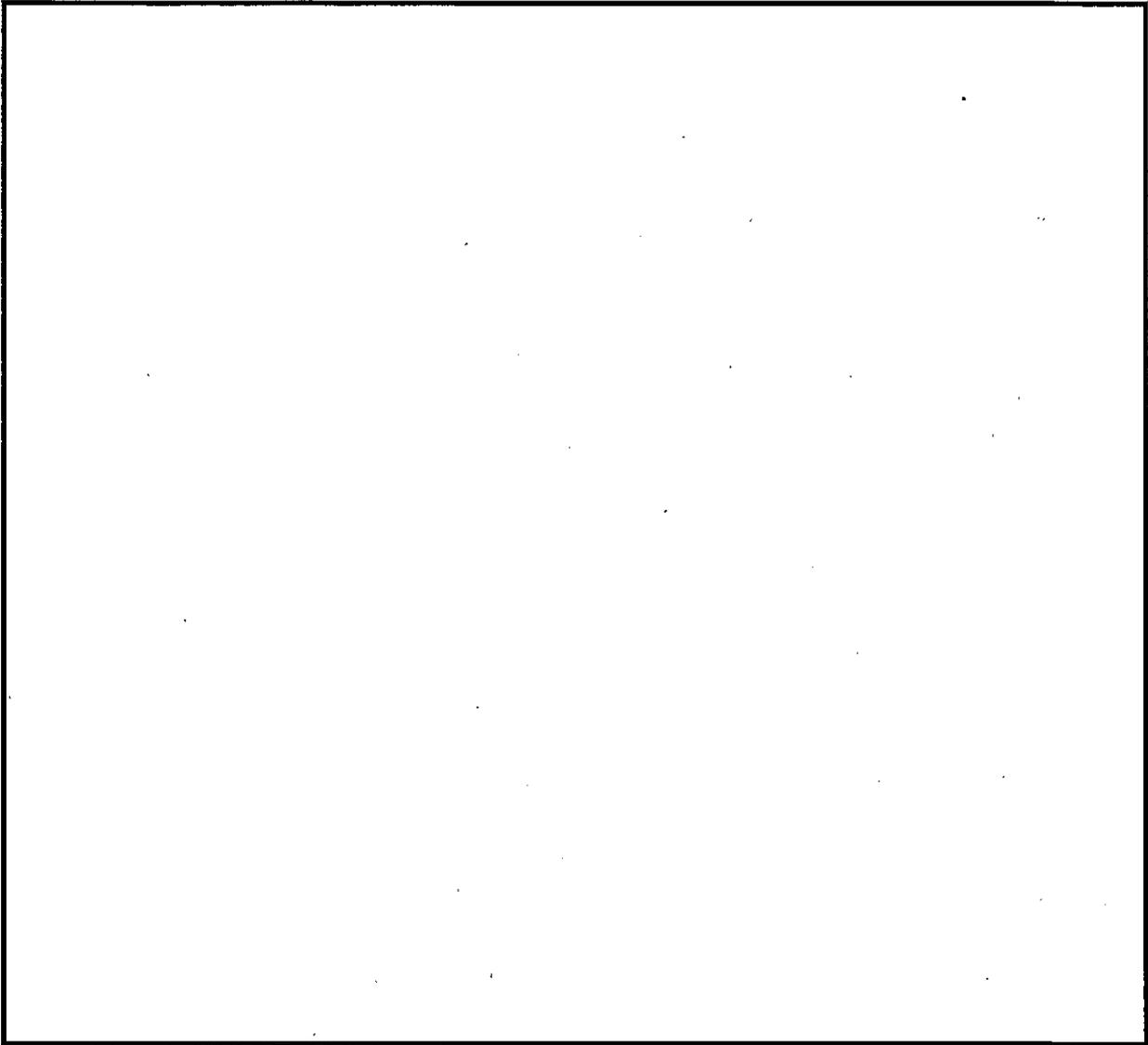
る。これにより、過渡時自動減圧機能論理回路タイマー設定値は 10 分とする。なお、事象発生から 10 分後に過渡時自動減圧機能論理による減圧で低圧注水系等により十分な炉心冷却が可能である。

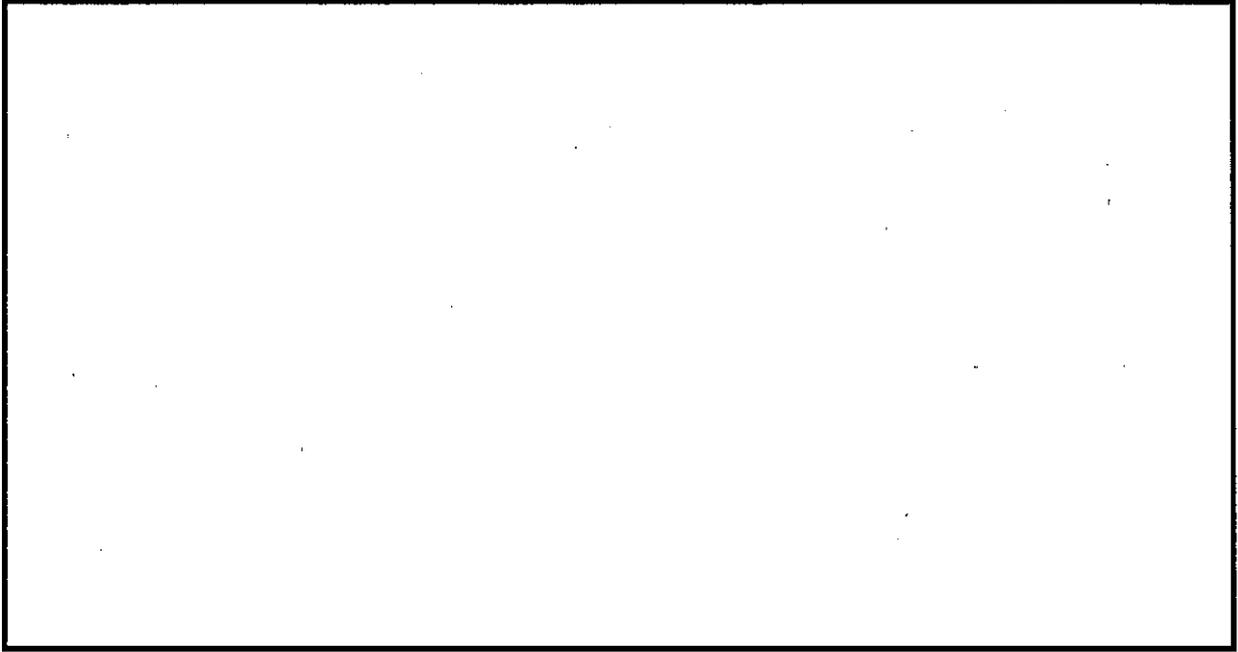
第 46-12-2 表 過渡時自動減圧機能の作動遅れ時間

	ADS 起動遅延
自動減圧系自動起動信号	120 秒
過渡時自動減圧機能自動起動信号	10 分

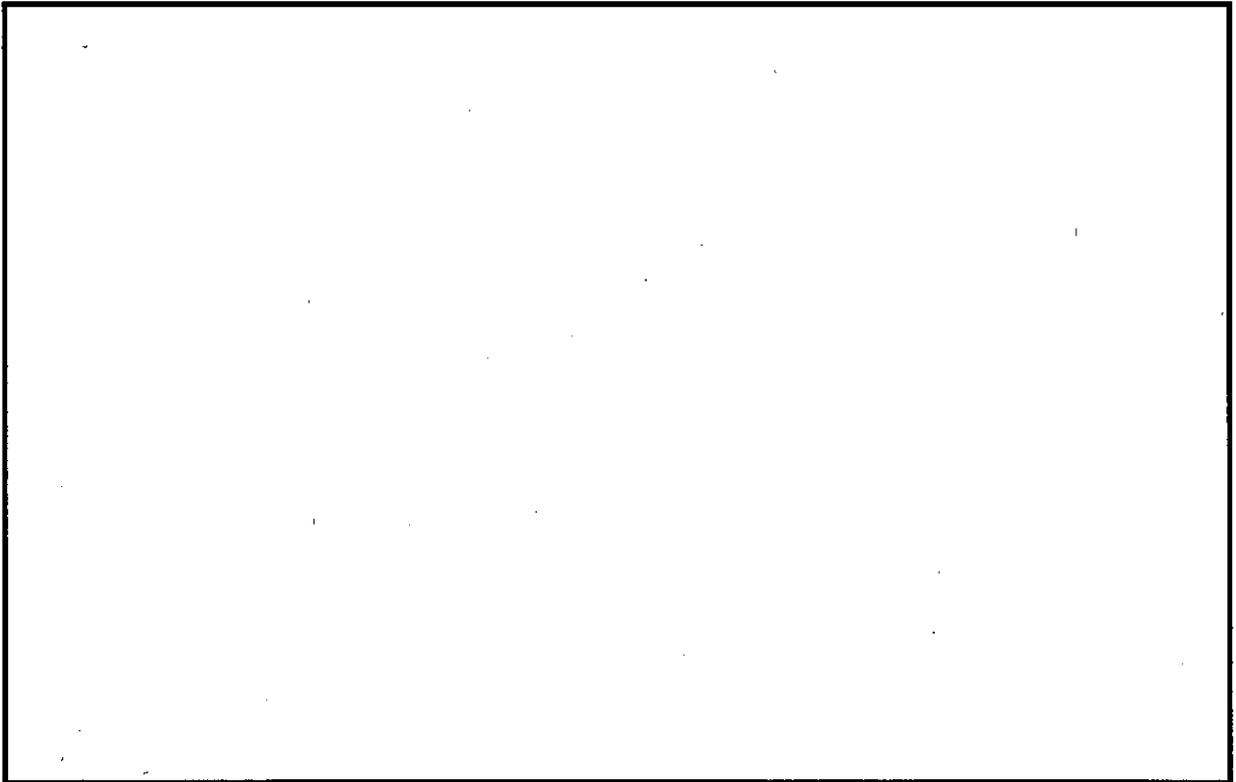
過渡時自動減圧機能の信頼性評価



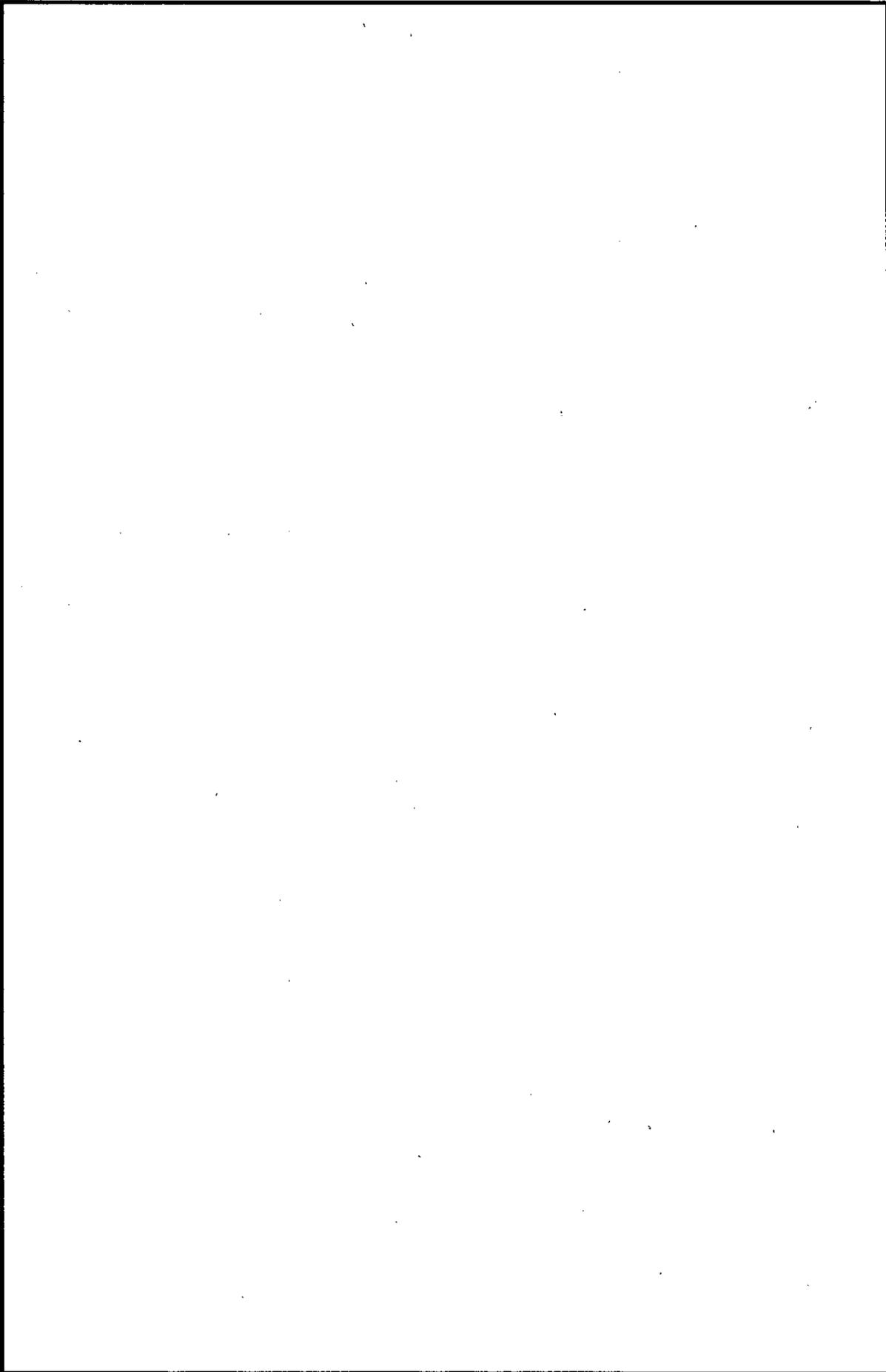


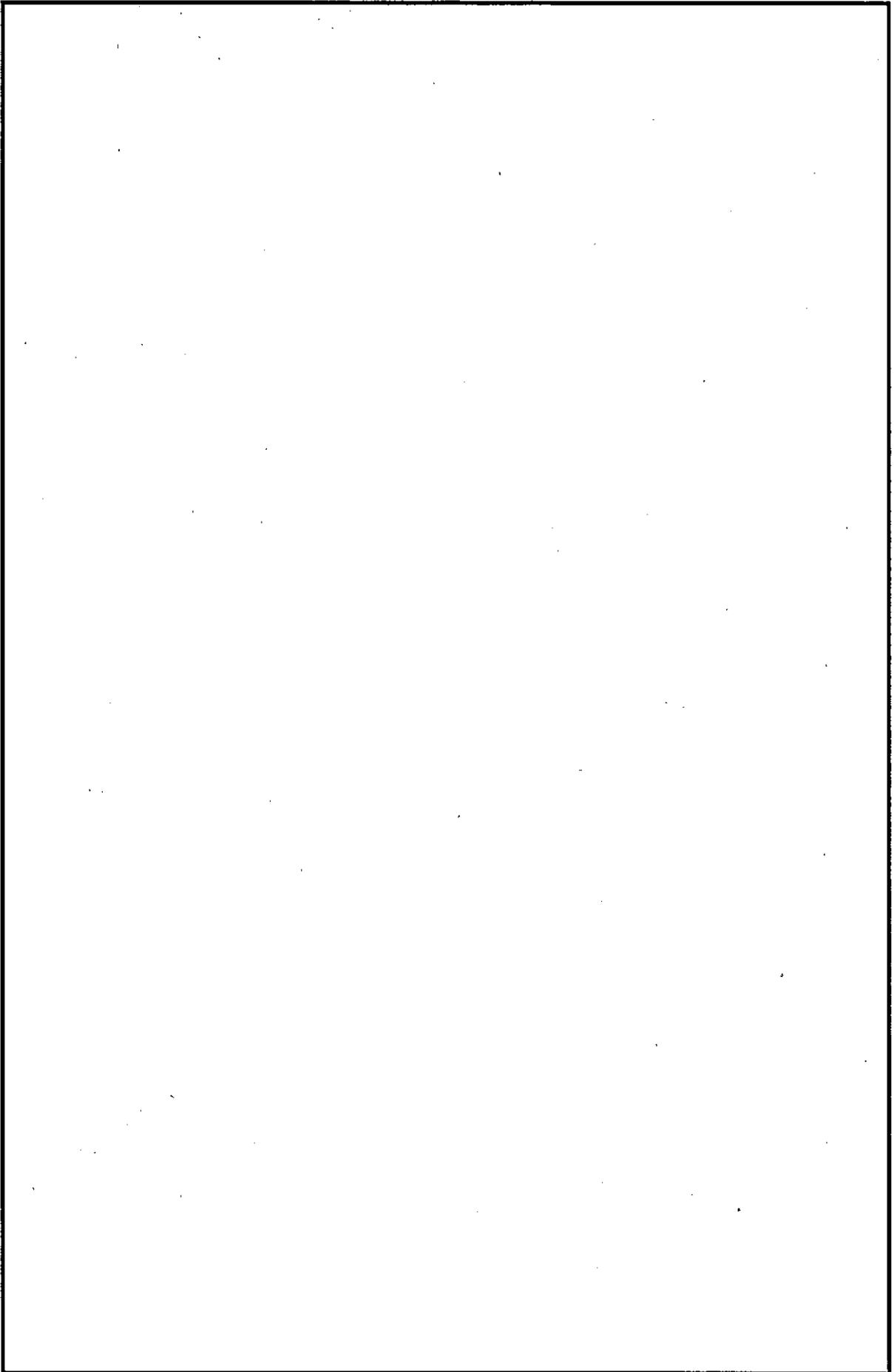


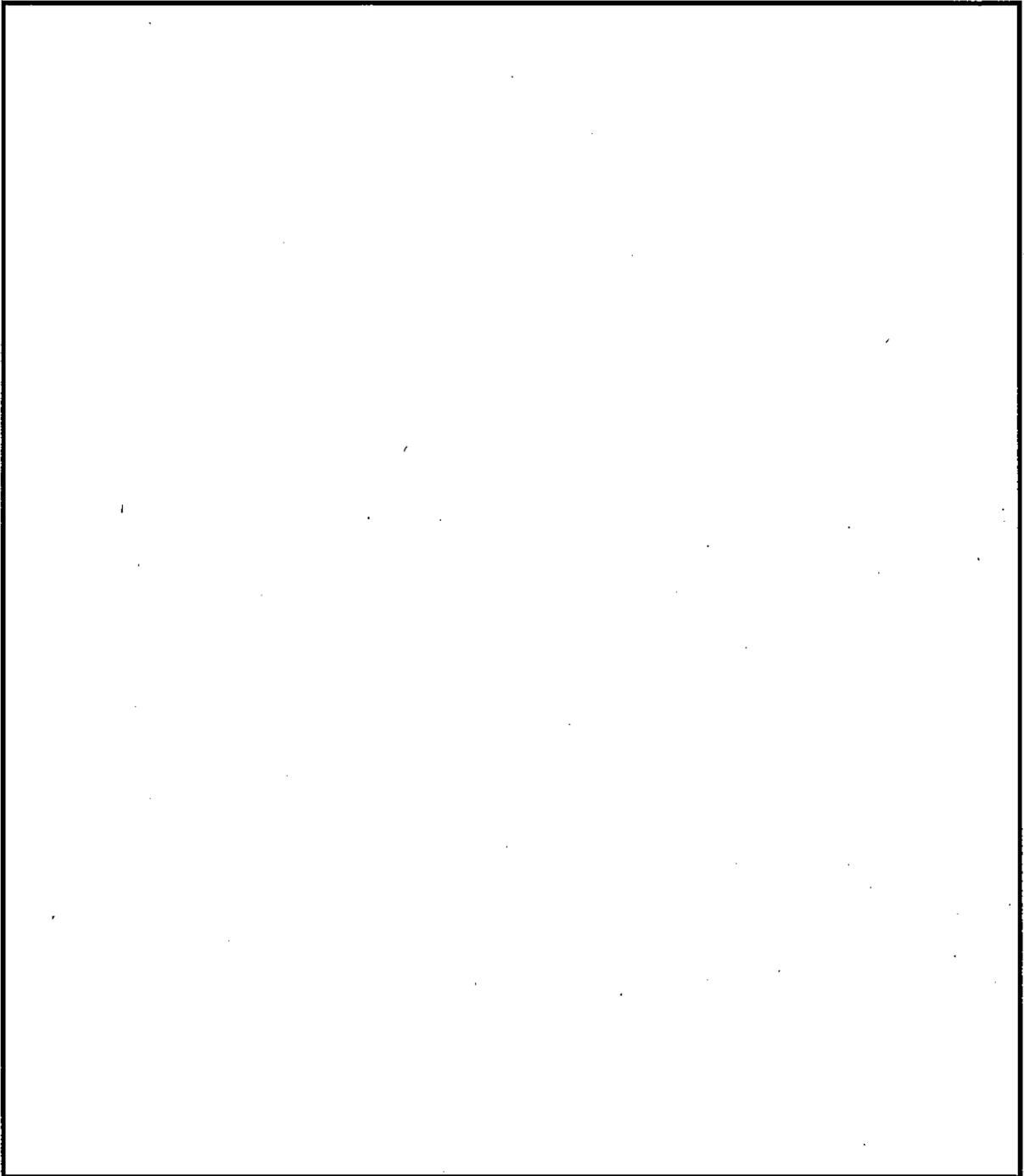
第1図 誤動作率評価モデル

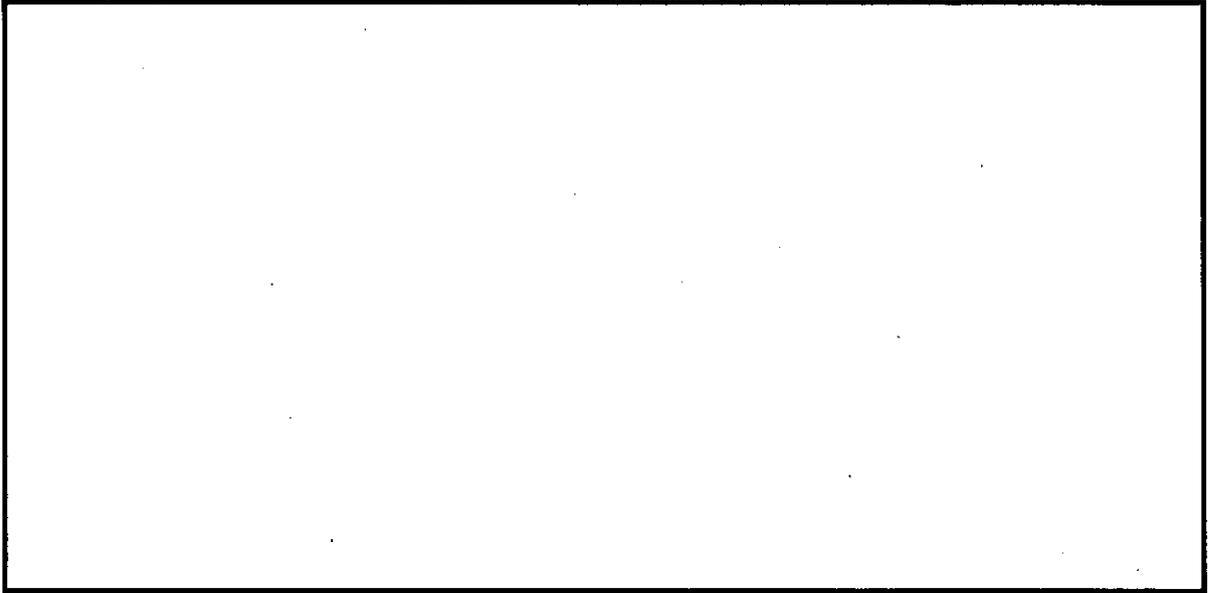


第2図 誤動作率評価フォールトツリー

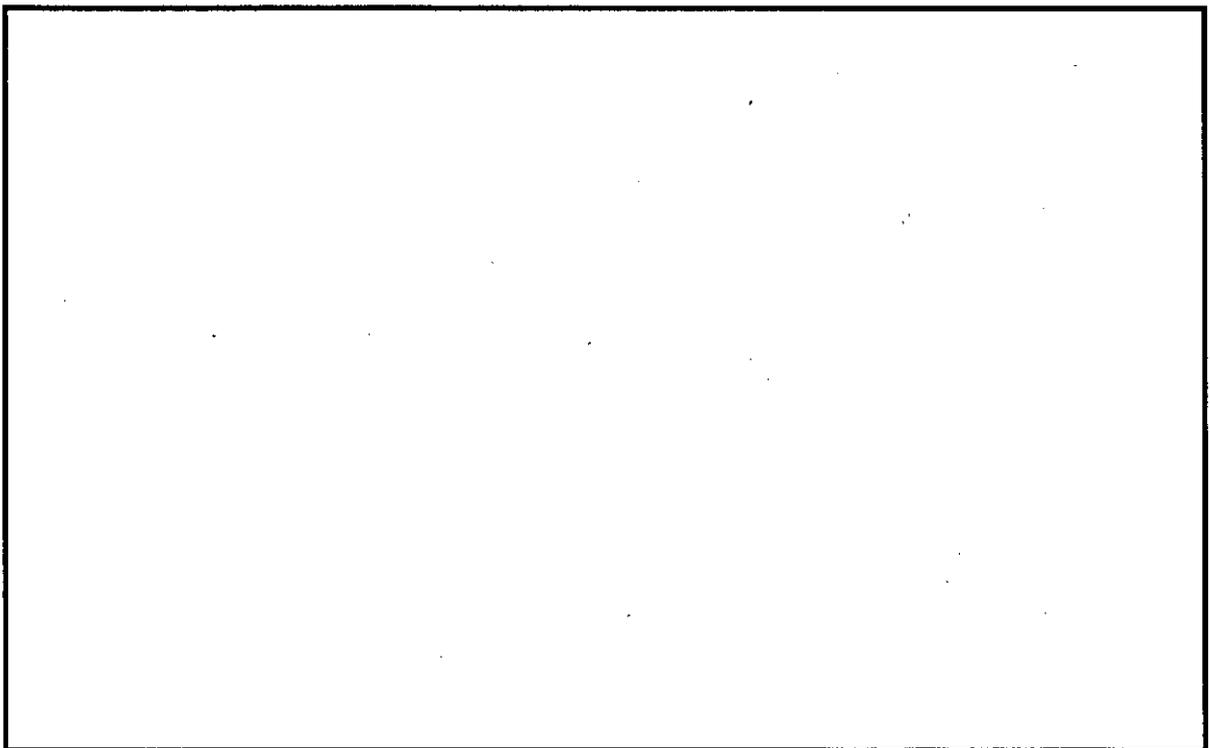








第3図 非信頼度評価モデル



第4図 非信頼度評価フォールトツリー

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			

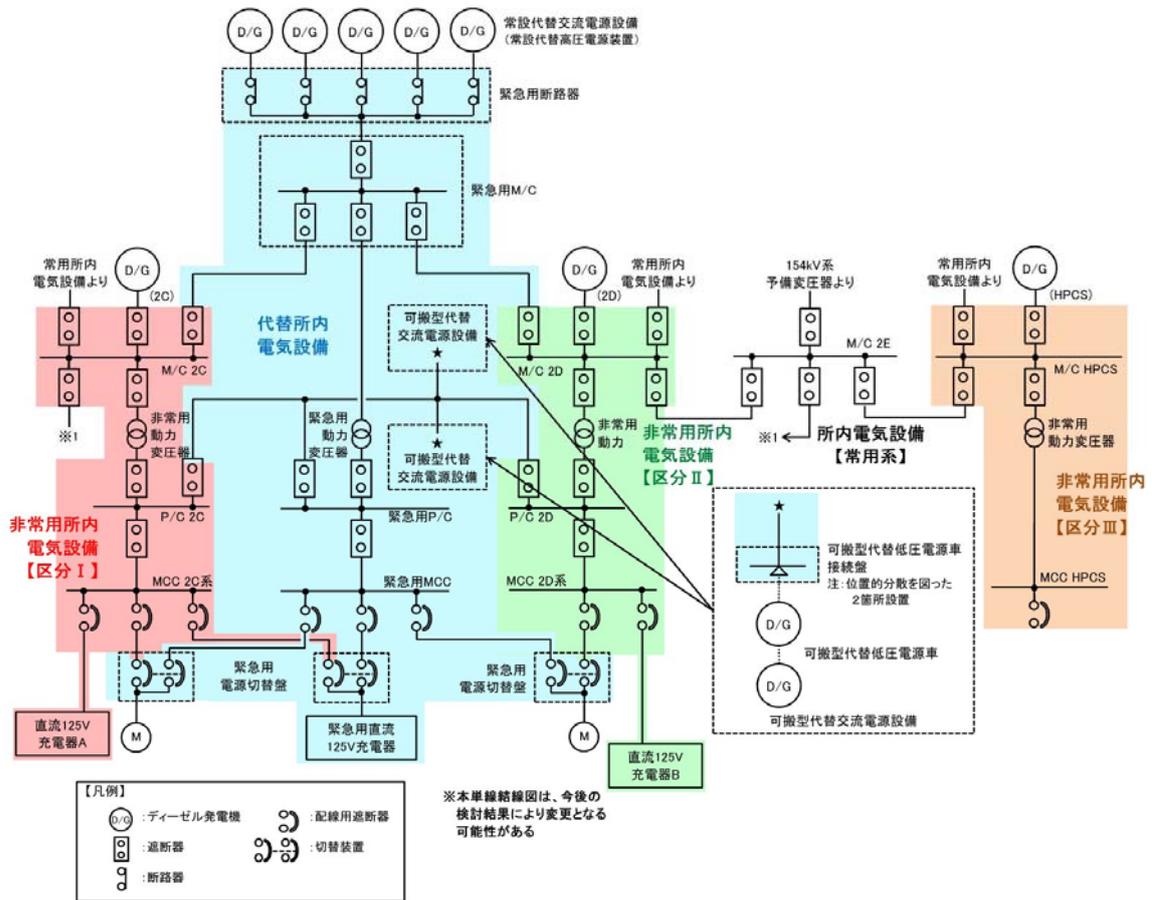
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

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				

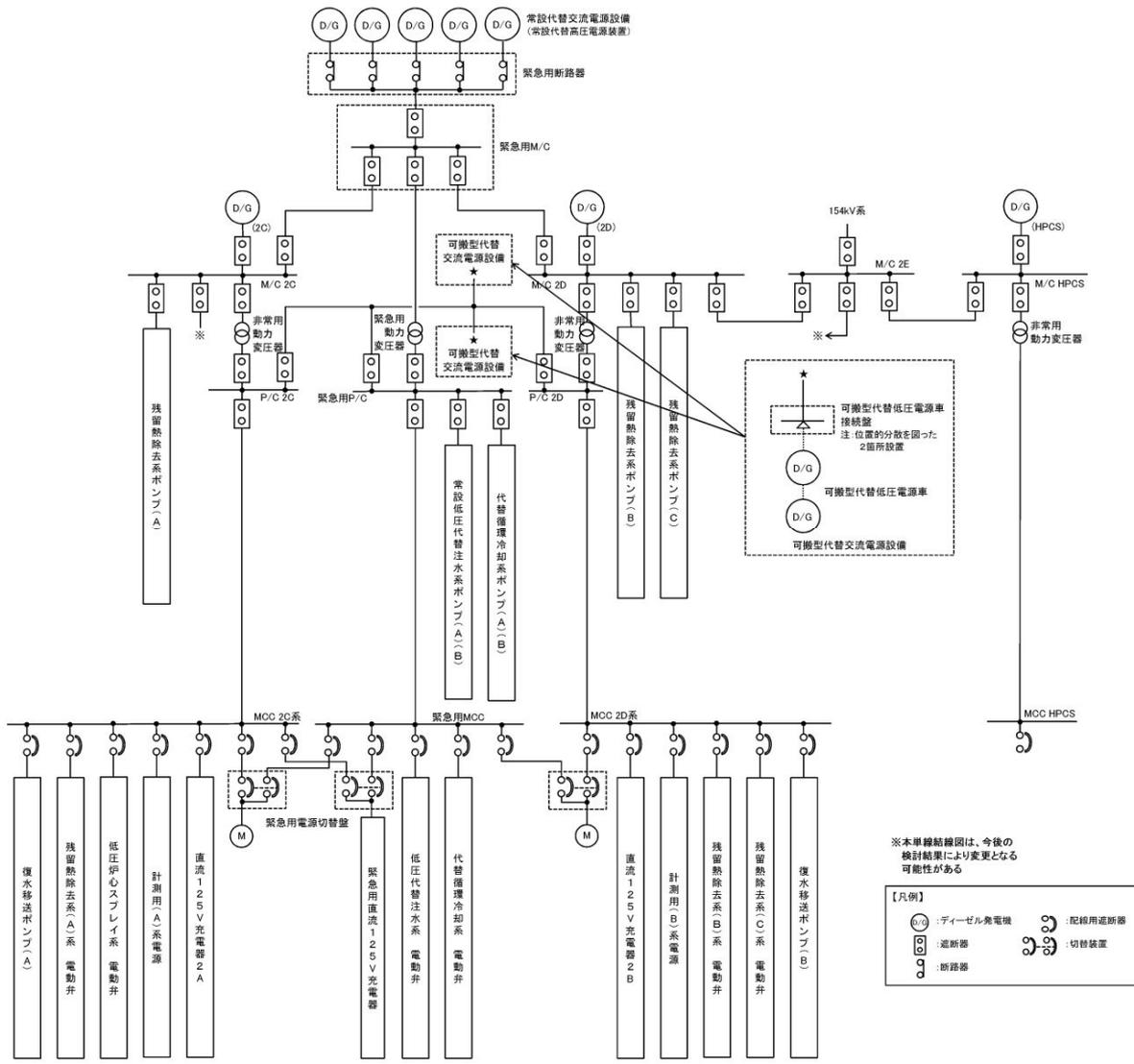
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

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

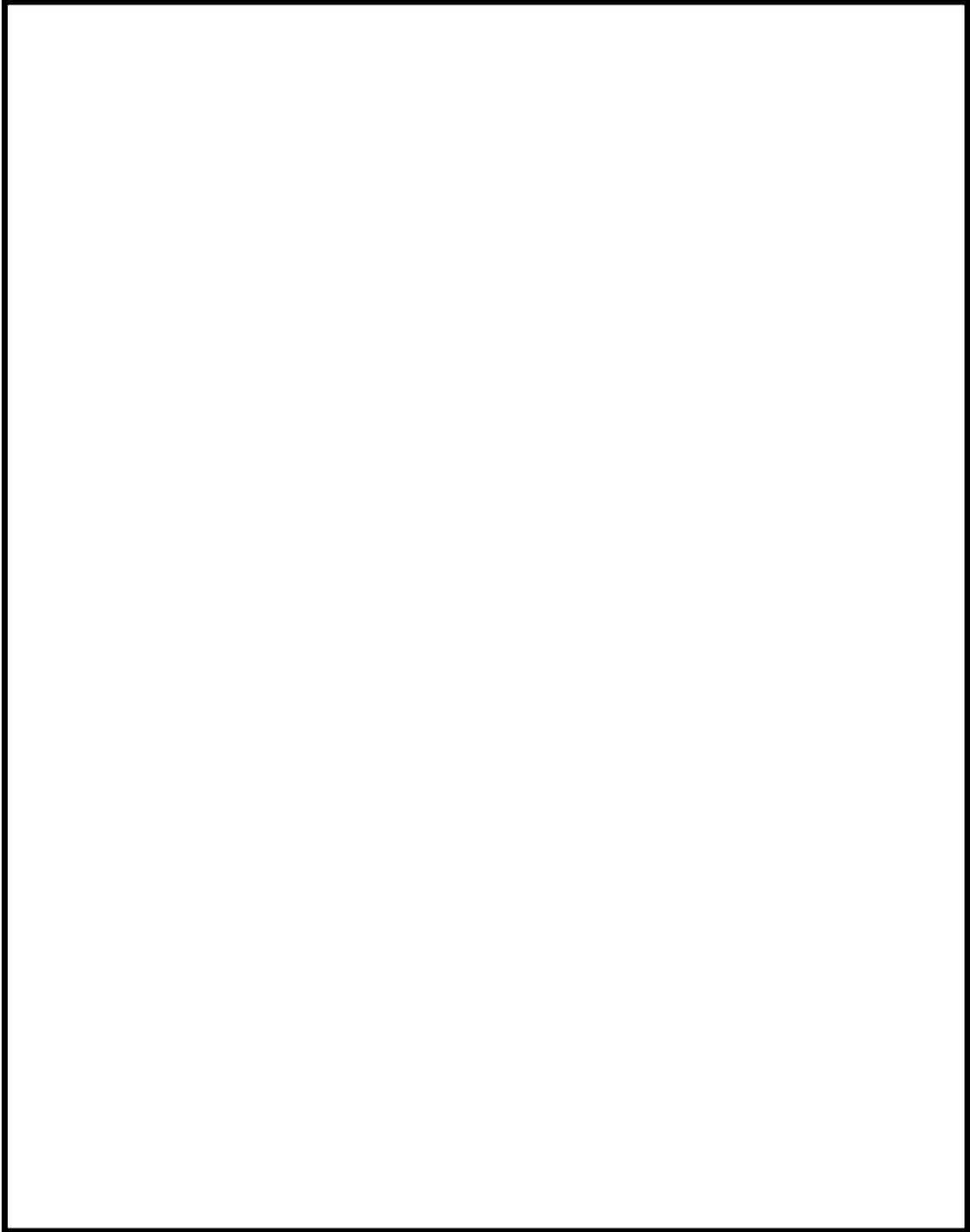


第 47-2-1 図 単線結線図 (1/2)

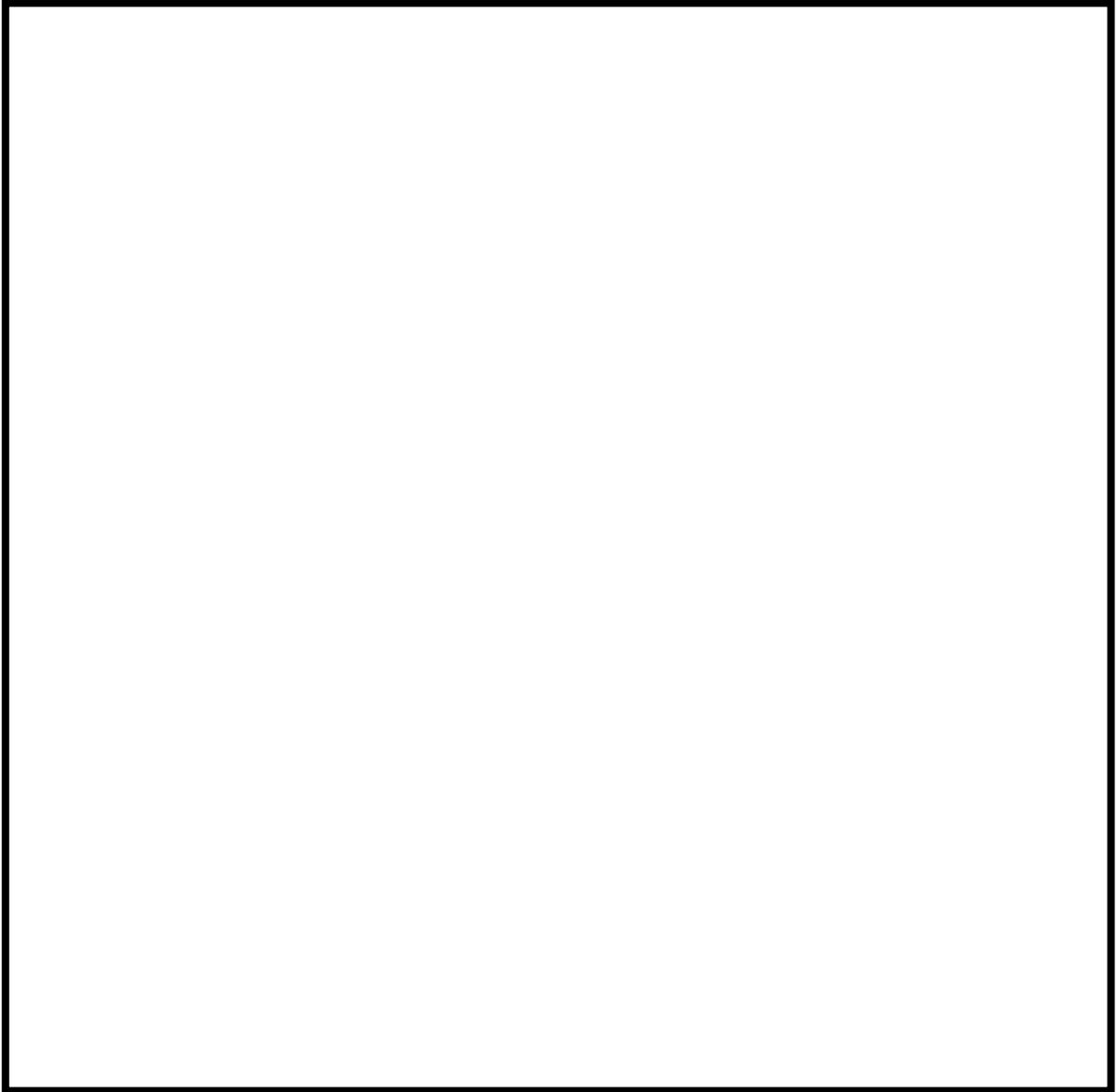


第 47-2-2 図 単線結線図 (2/2)

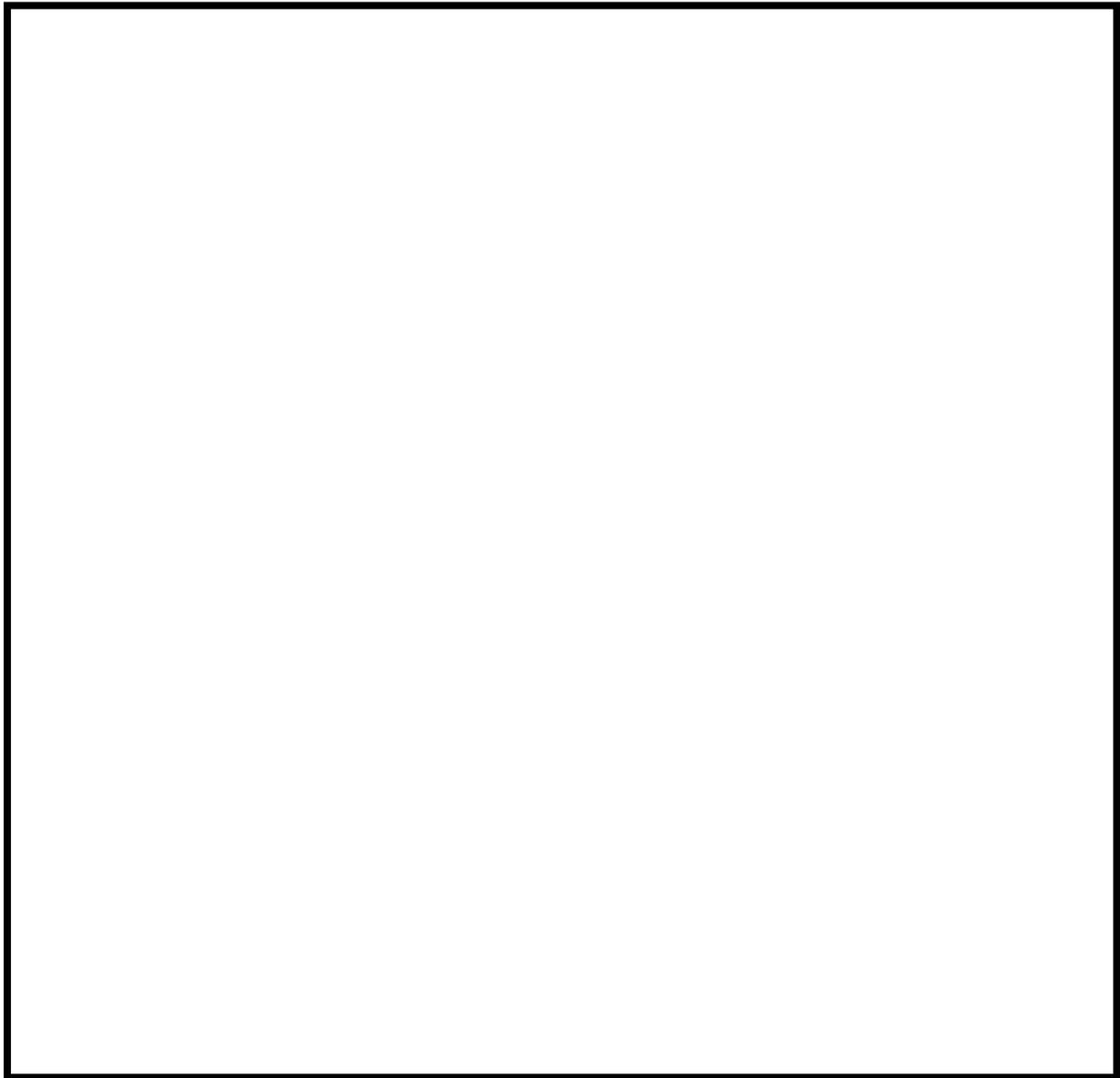
47-3 配置図



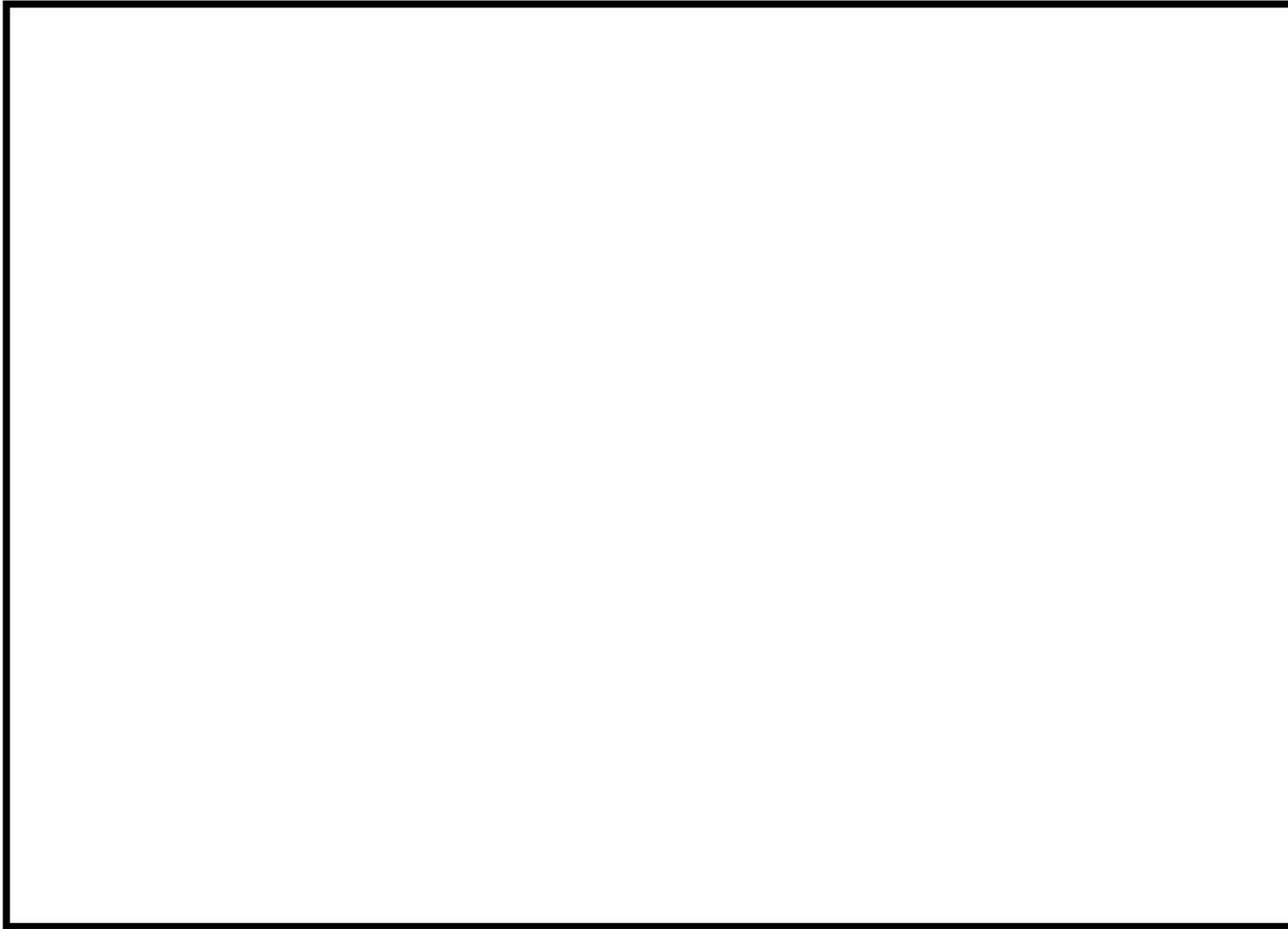
第 47-3-1 図 低圧代替注水冷却系（常設）に係る機器配置図  
（常設低圧代替注水系格納槽）



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）

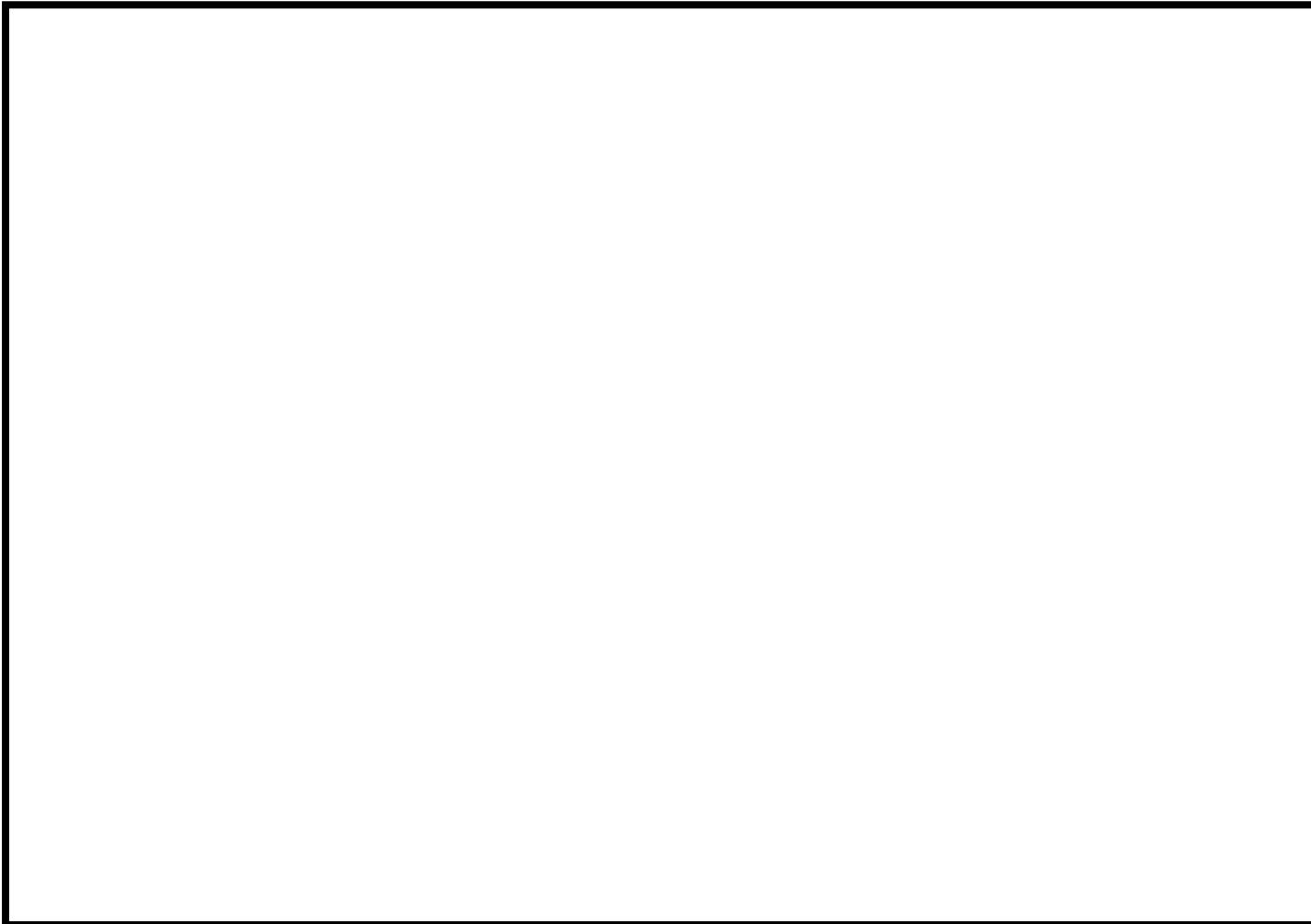


第 47-3-3 図 残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系に係る機器配置図  
(原子炉建屋地下 2 階)



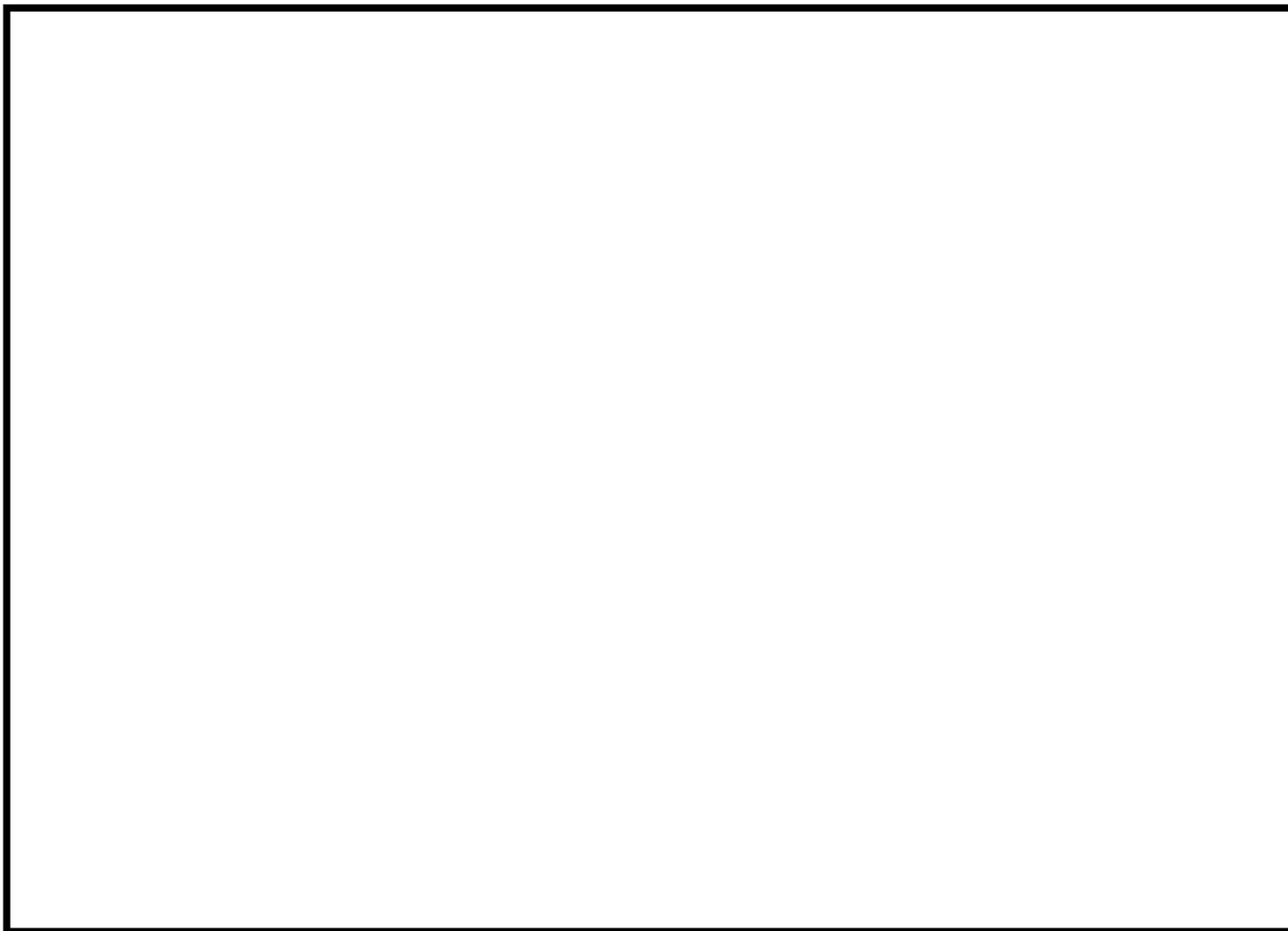
第 47-3-4 図 低圧代替注水系に係る中央制御室操作盤配置図（原子炉建屋 3 階）

47-3-4



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)

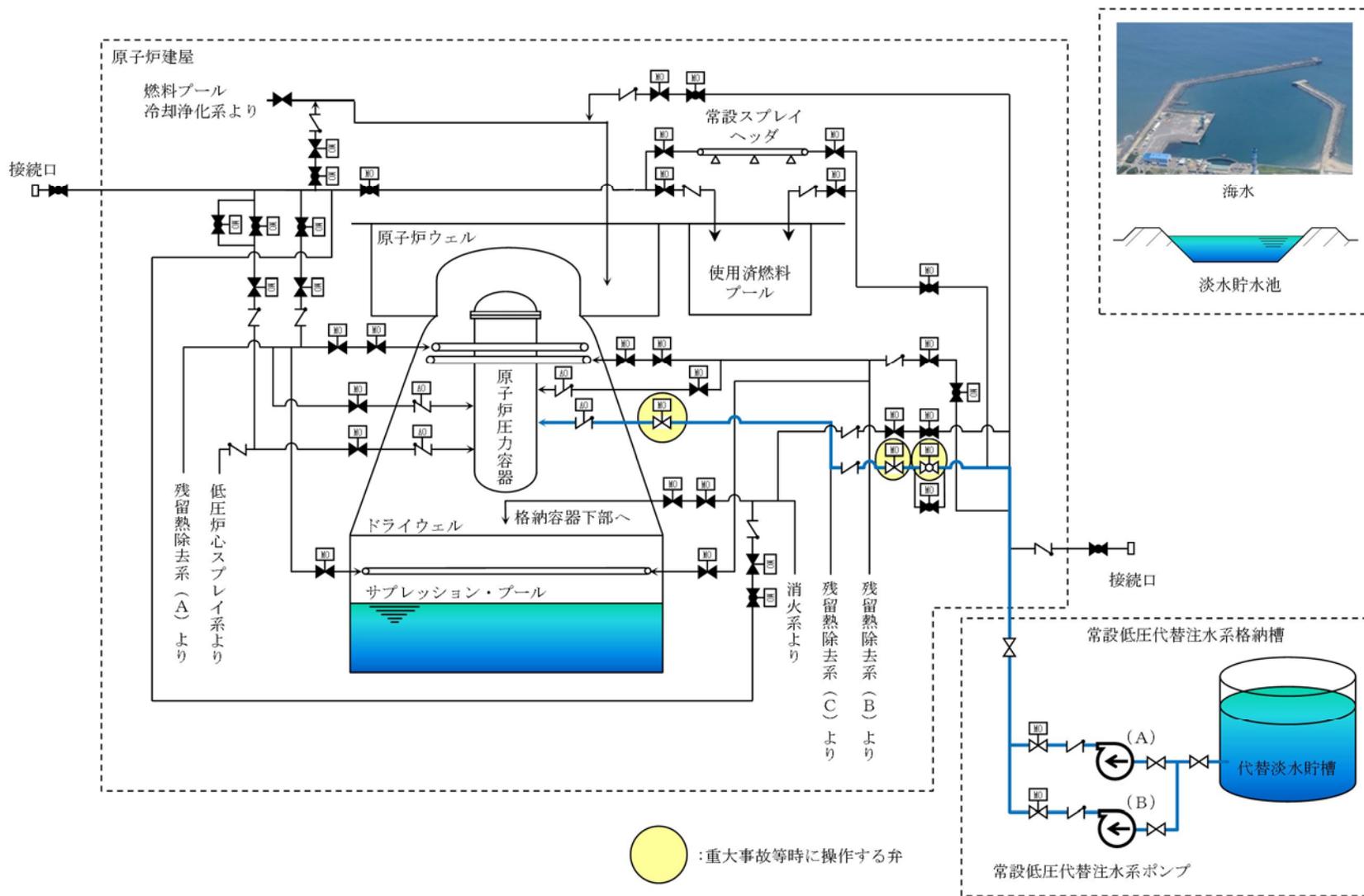
47-3-5



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)

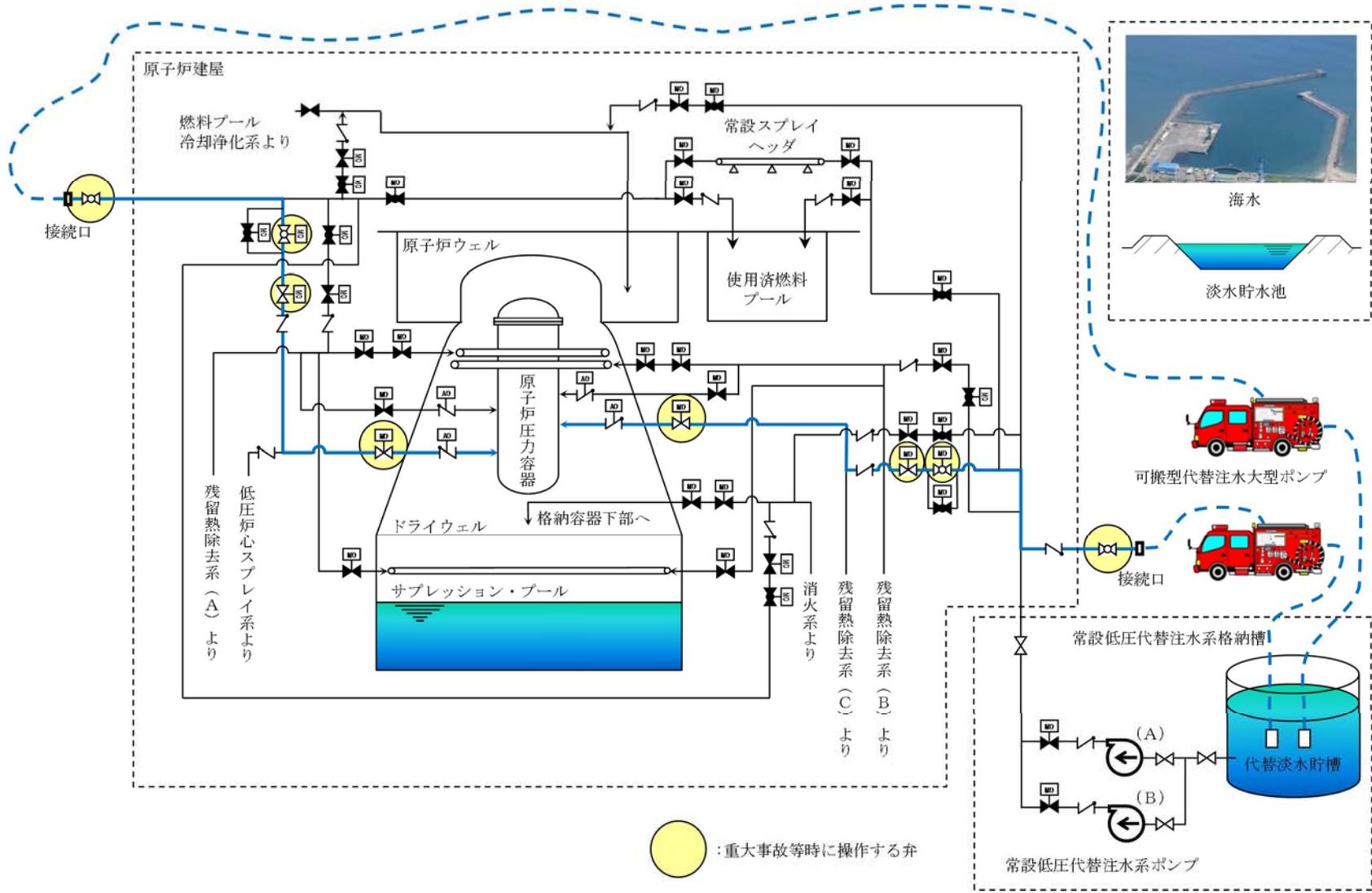
47-3-6

47-4 系統図



第 47-4-1 図 低圧代替注水系（常設）系統概要図

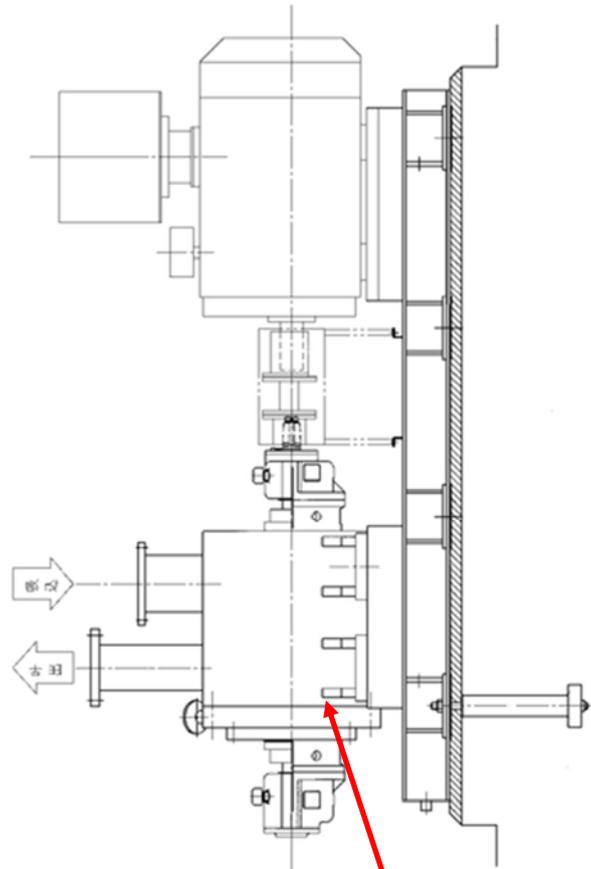
47-4-1



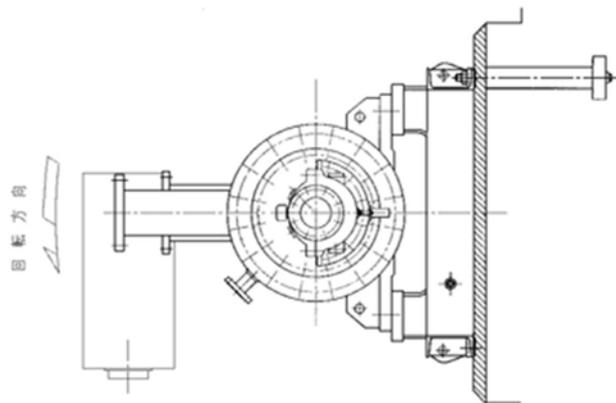
第 47-4-2 図 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図

47-4-2

#### 47-5 試験及び検査

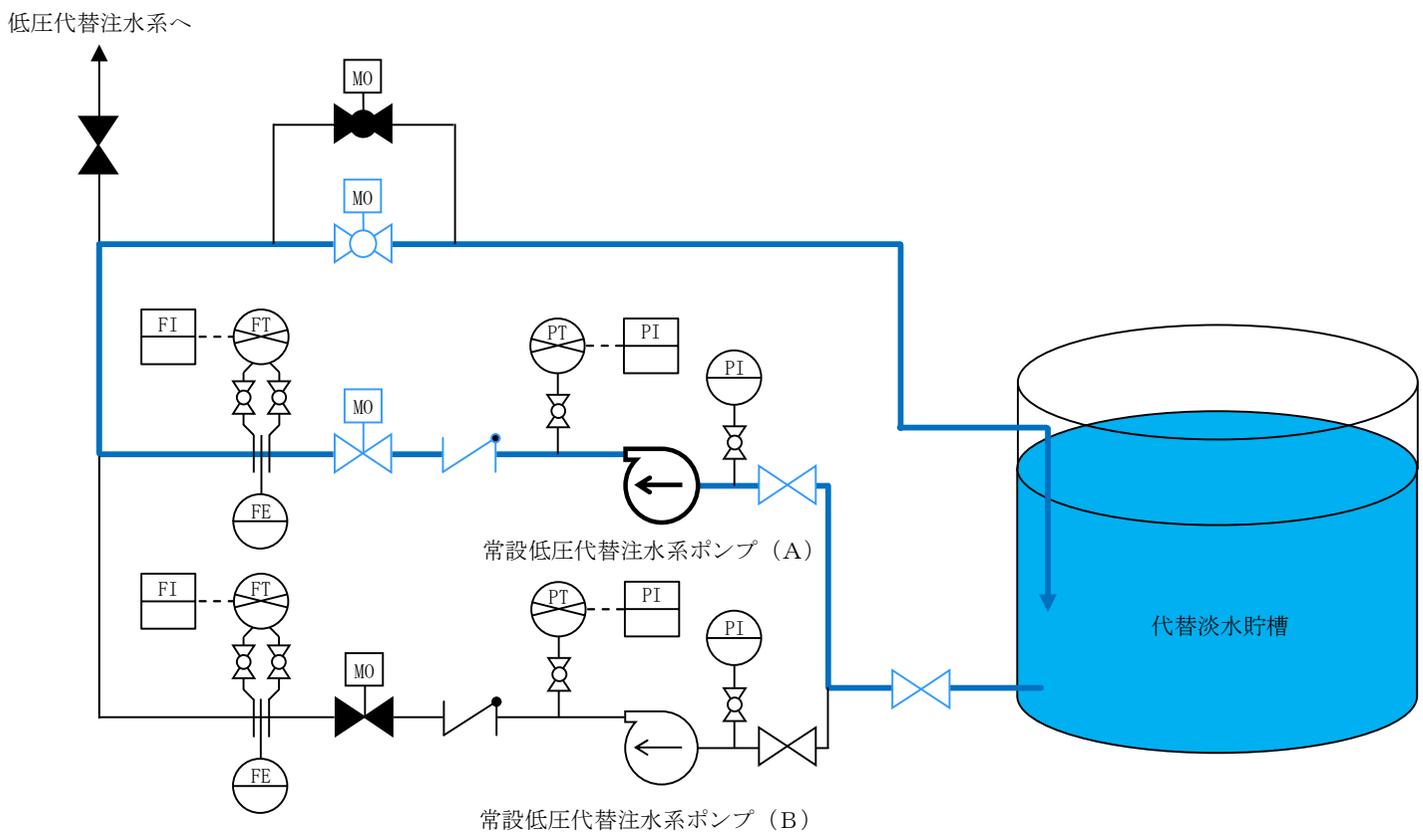


ケーシングカバーを取り外すことで、  
分解点検が可能である。



第 47-5-1 図 構造図 (常設低圧代替注水系ポンプ)

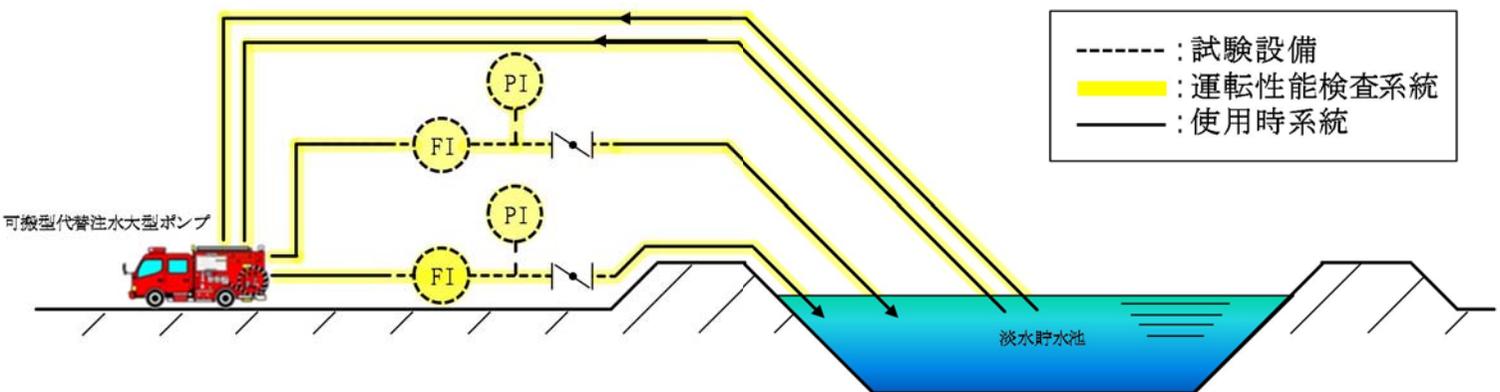
47-5-1



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/台	190
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す。 注2：公称値を示す。
<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台設置する。</p>		

## 1. 容量 $189\text{m}^3/\text{h}/\text{台}$

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台で最大 $378\text{m}^3/\text{h}$ としていることから、1台当たり $189\text{m}^3/\text{h}$ とし、公称値を約 $200\text{m}^3/\text{h}$ とする。

また、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（ $378\text{m}^3/\text{h}$ 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。

$$\begin{aligned} P &= 10^{-3} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta/100) \\ &= 10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((200/3,600) \times 200) / (67/100) \\ &= 162.63kW \div 163kW \end{aligned}$$

$P$ ：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 ( $\text{m/s}^2$ ) = 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 67 (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163kW/台であり、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/台とする。

名称		可搬型代替注水大型ポンプ
容量	m <sup>3</sup> /h/台	110以上（注1）（約1,440（注2））
吐出圧力	MPa[gage]	1.28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/台	847
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す。 注2：公称値を示す。

**【設定根拠】**

可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時に以下の機能を有する。

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。

なお、可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時において、炉心注水として原子炉冷却に必要な流量を確保できる容量を有するものを1台使用する。保有数は2セットで、合計2台と、故障による待機除外時のバックアップ用として1台（共用）の合計3台を保管する。

## 1. 容量

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台で最大 $110\text{m}^3/\text{h}$ としていることから、公称値を1台当たり約 $1,440\text{m}^3/\text{h}$ 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、容量の公称値である約 $1,440\text{m}^3/\text{h}$ における吐出圧力である約 $1.2\text{MPa}[\text{gage}]$ 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

添付(1)

## 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。

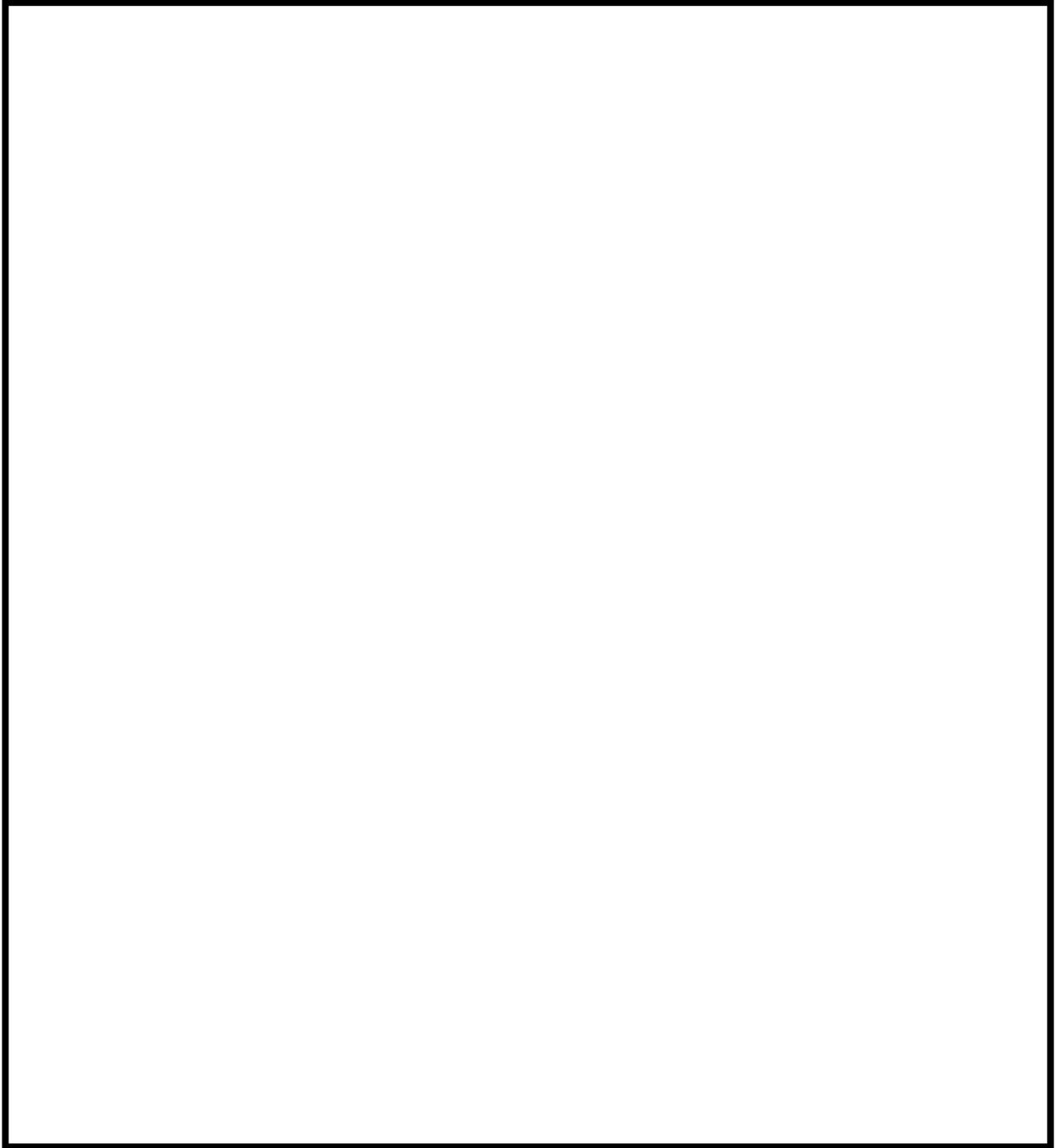
なお、可搬型代替注水大型ポンプを使用した注水系についても、複数箇所への注水先を有しているが、以下のとおり想定する同時注水の組み合わせでも、必要流量が確保できるよう設計する。

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。

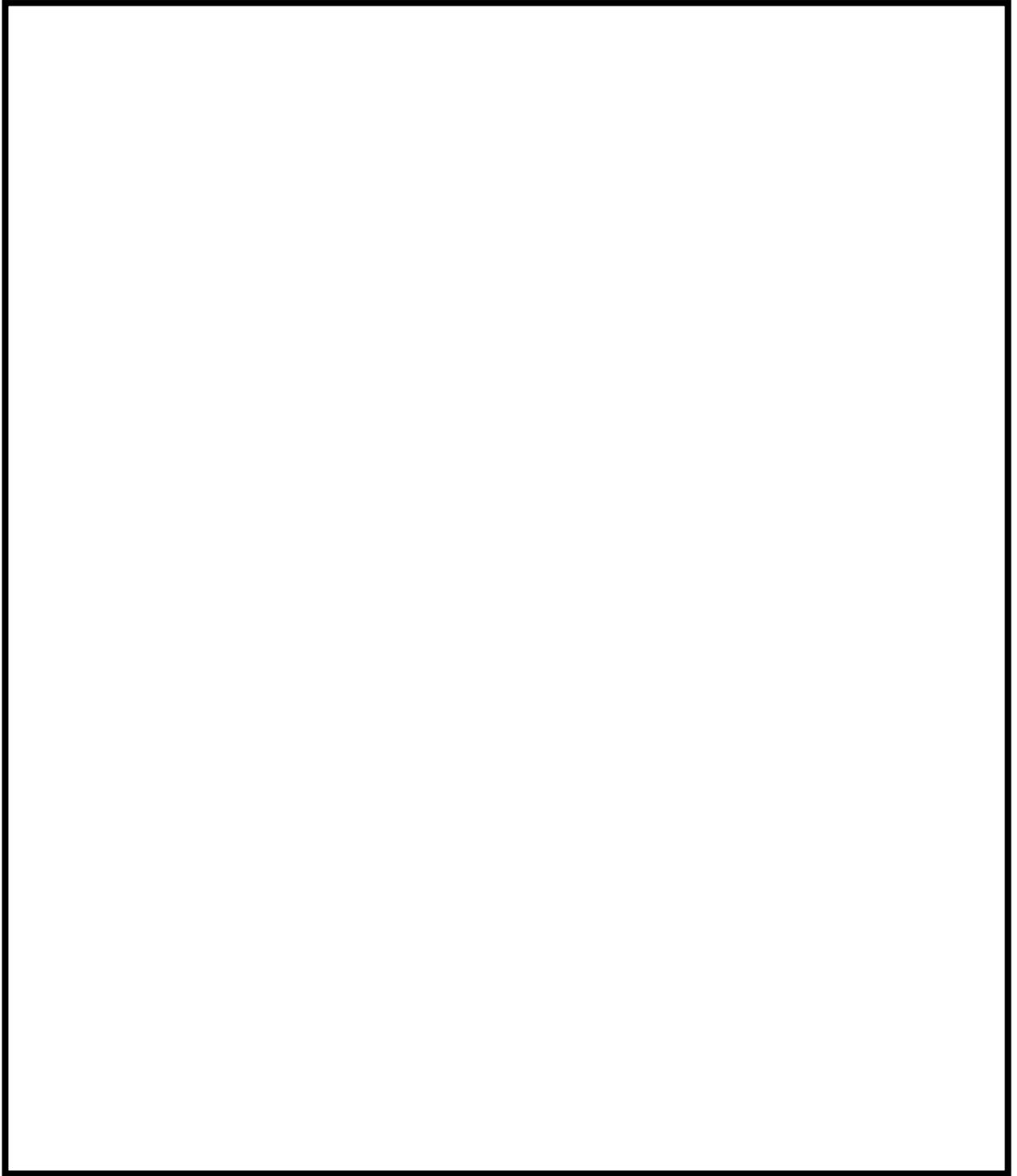
#### ①原子炉への注水と格納容器スプレイ

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



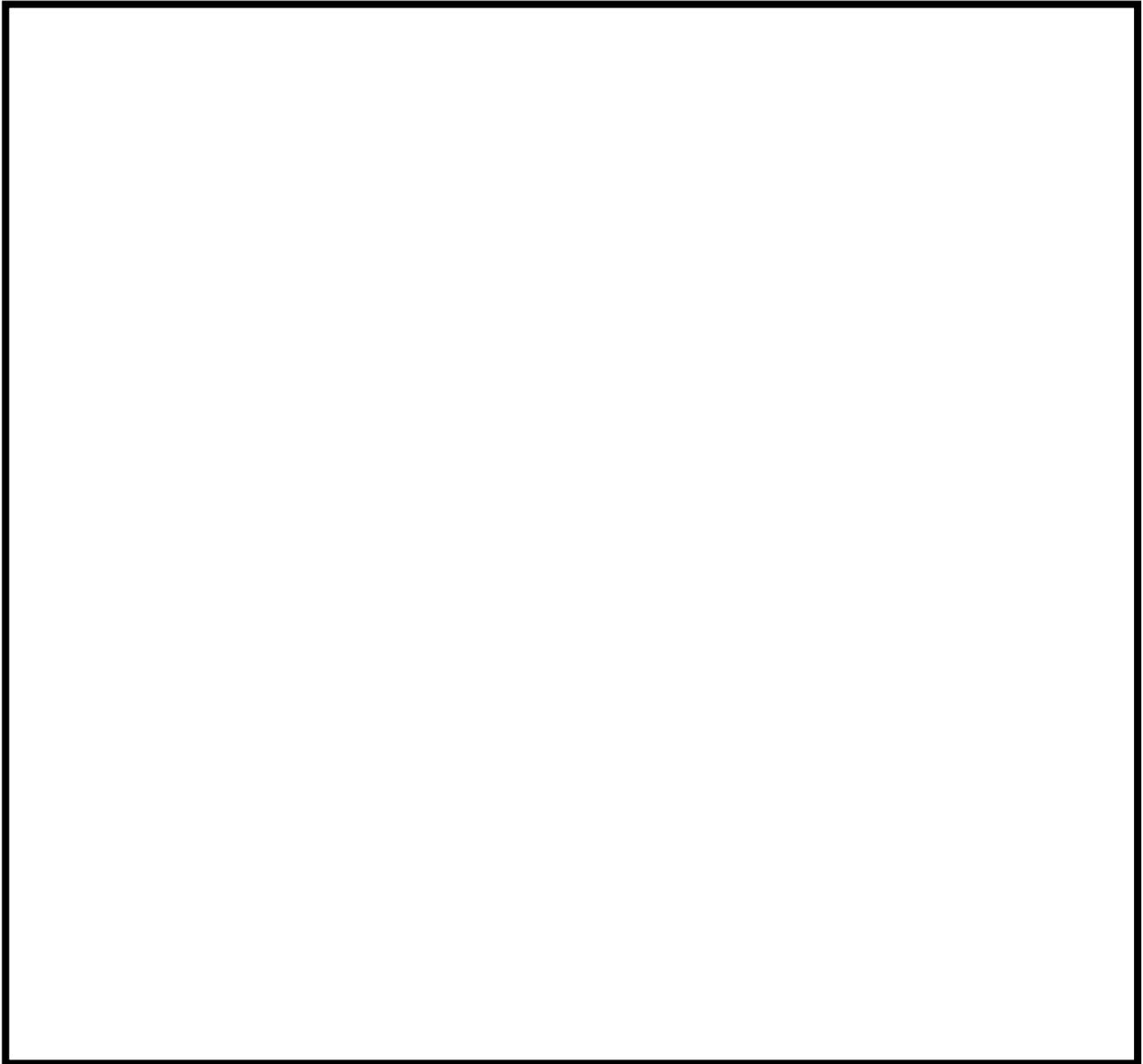
第 47-7-1 図 接続図（淡水貯水池から接続口）



第47-7-2図 接続図（代替淡水貯槽から接続口）

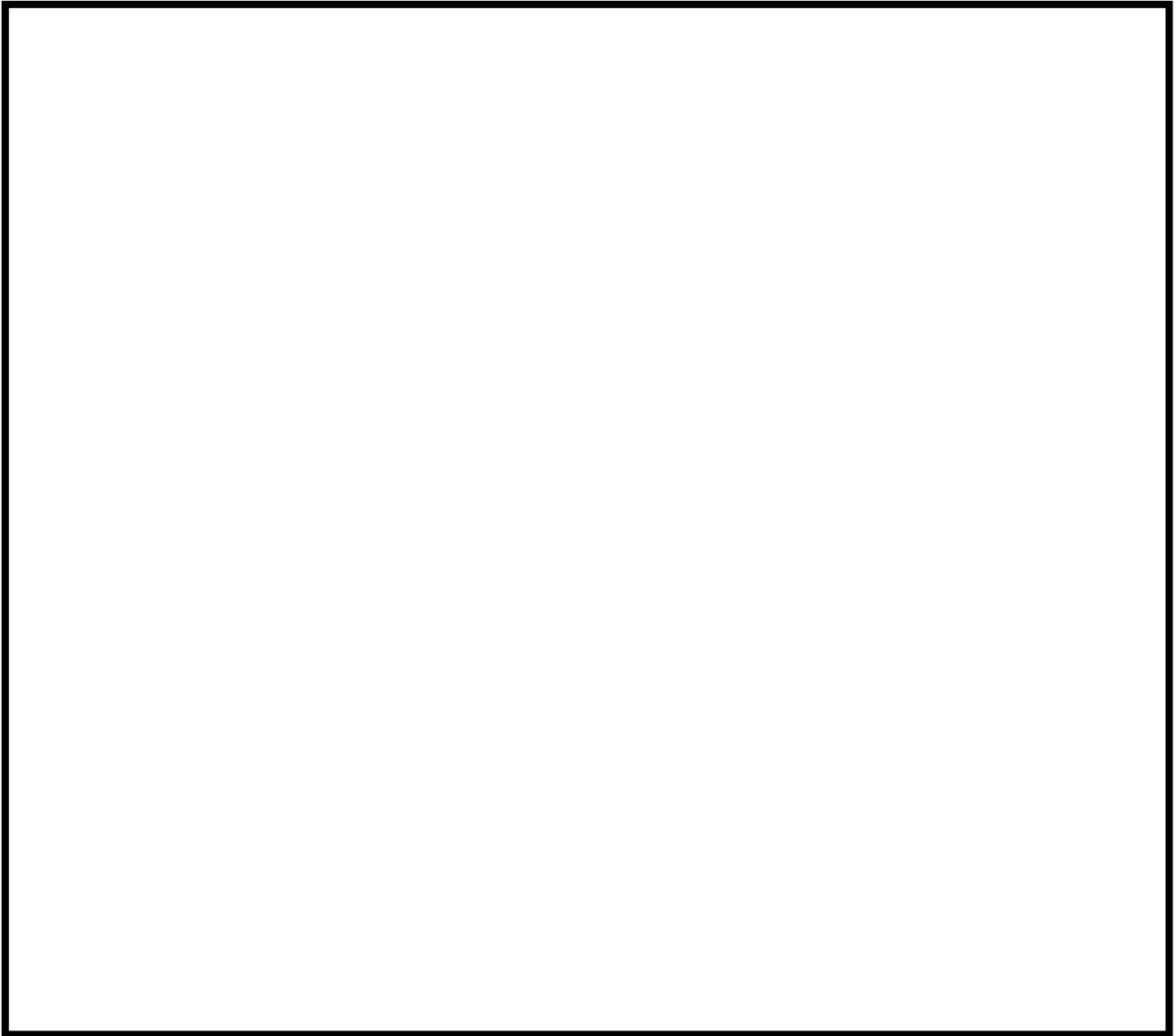
47-7-2

47-8 保管場所図



第 47-8-1 図 保管場所図（位置の分散）

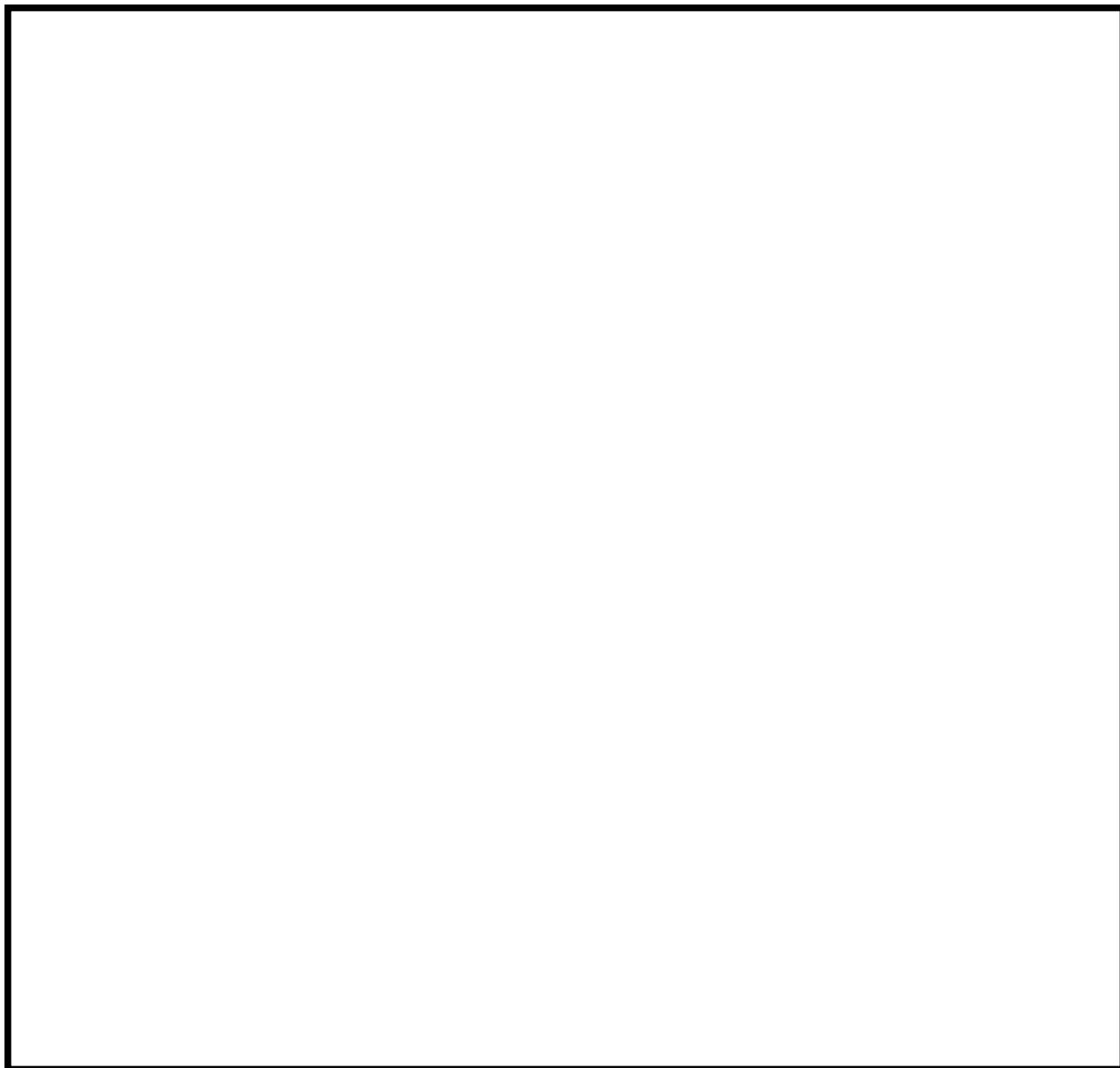
47-8-1



第 47-8-2 図 保管場所図（機器配置）

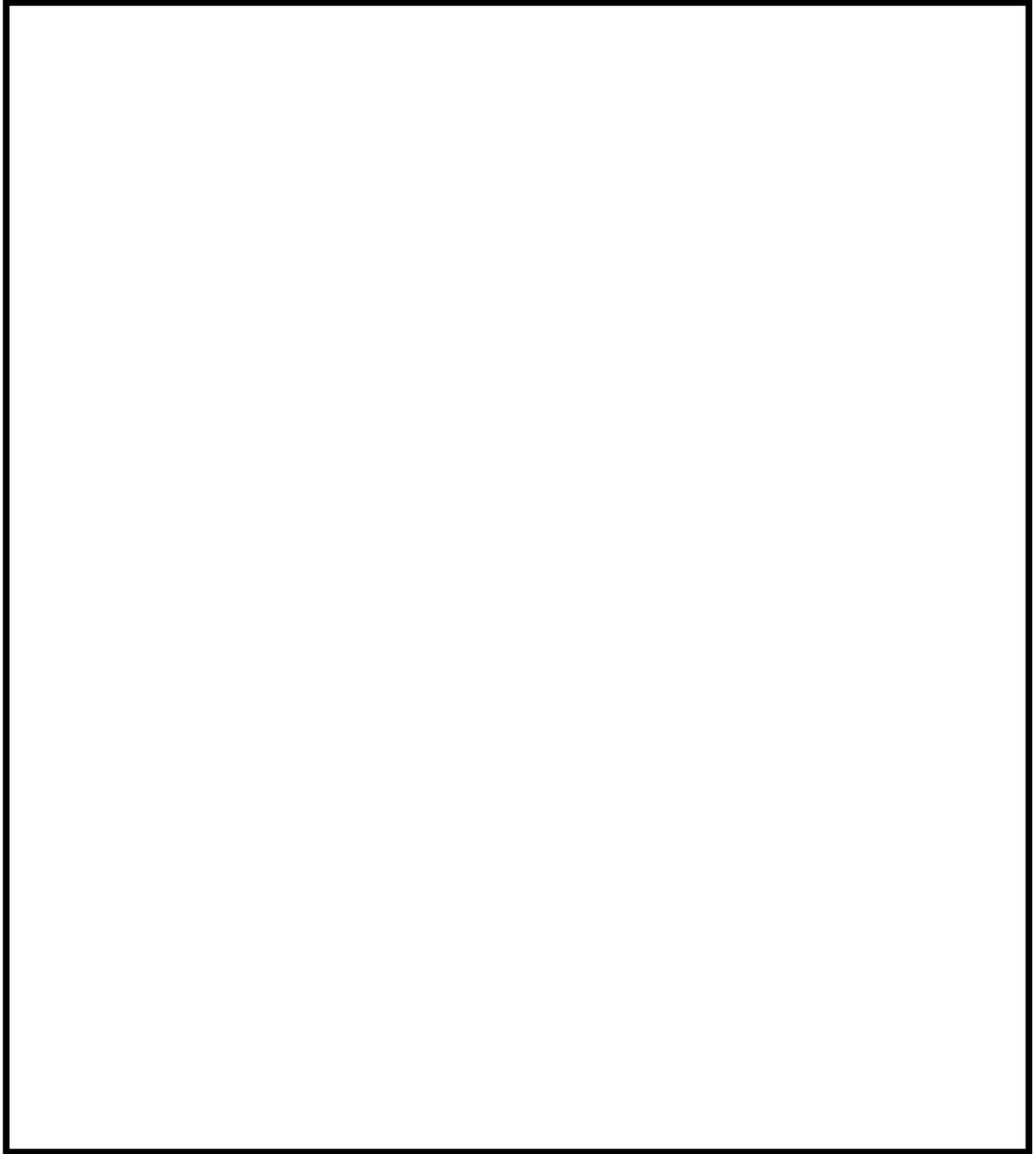
47-8-2

47-9 アクセスルート図



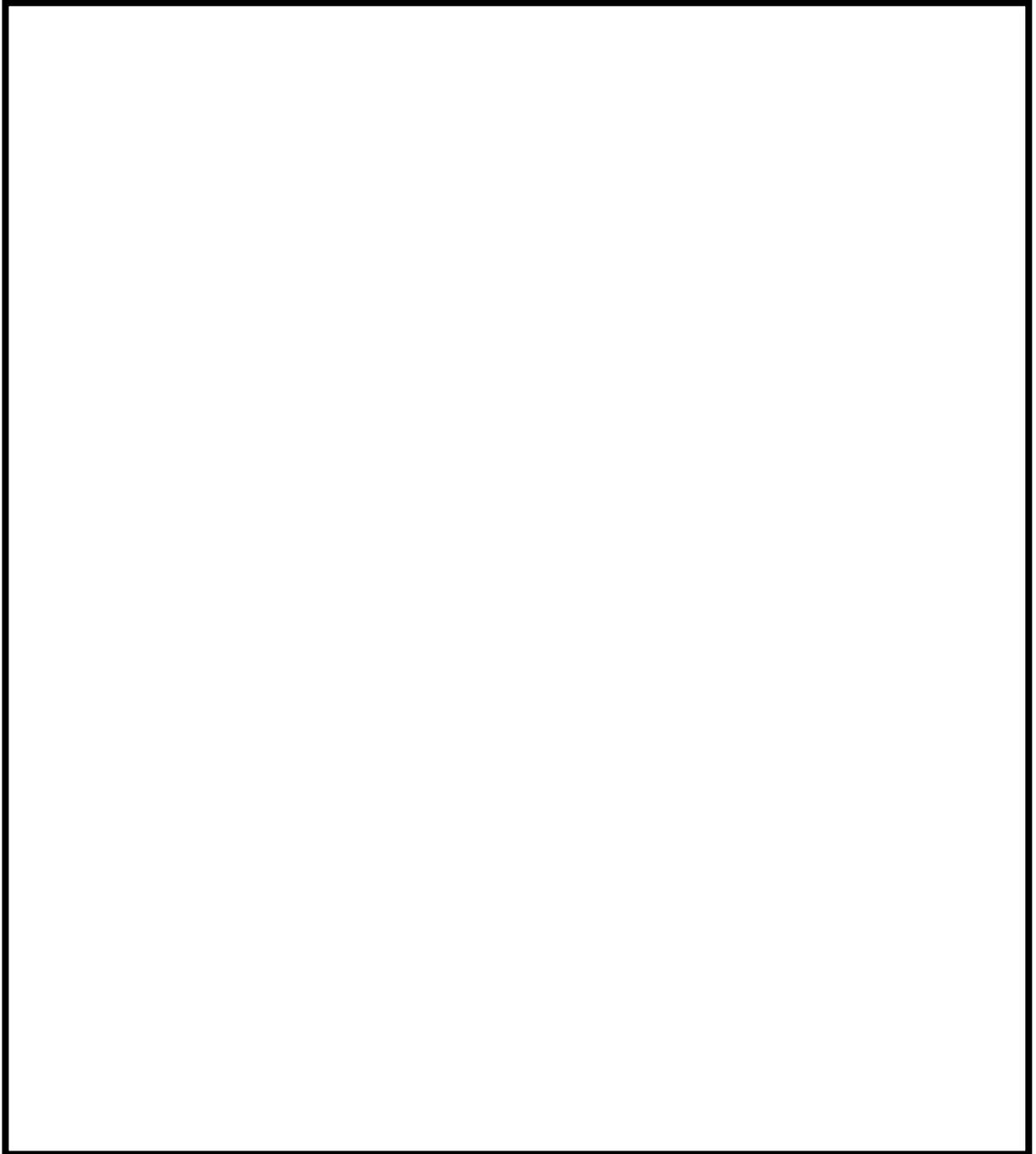
第 47-9-1 図 保管場所およびアクセスルート図

47-9-1

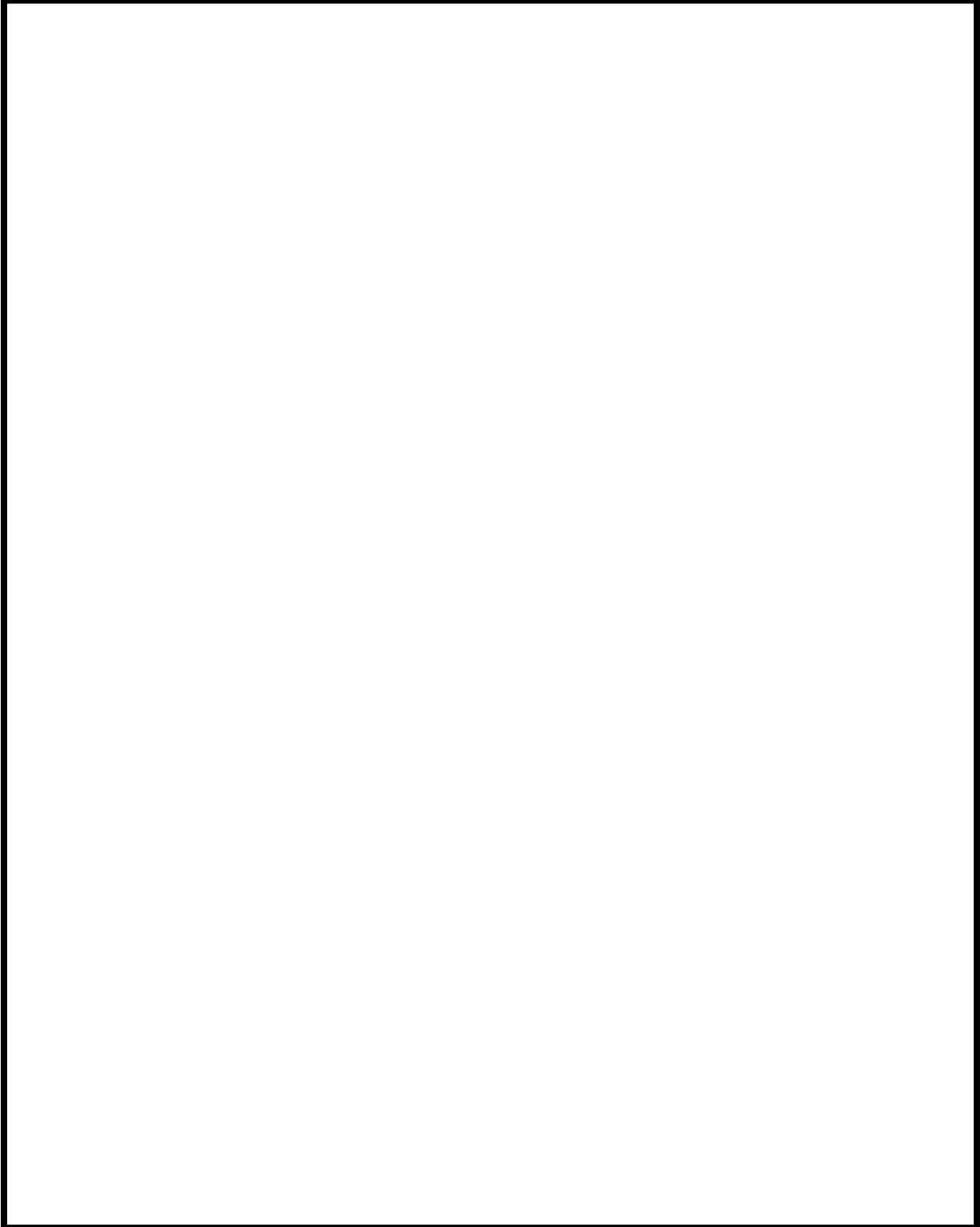


第 47-9-2 図 保管場所及びアクセスルート図

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



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

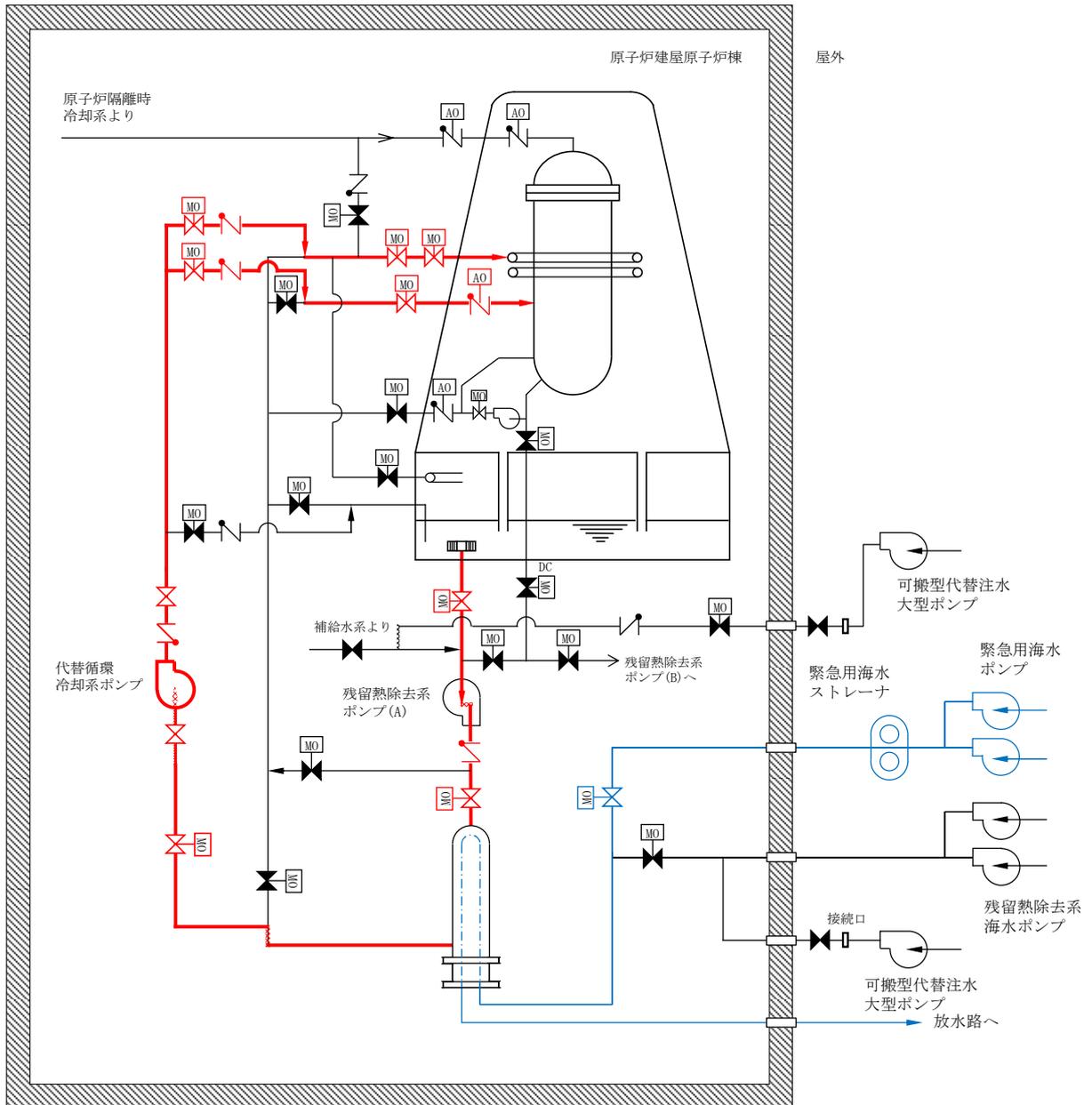
原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための自主対策設備として、以下を整備する。

①代替循環冷却系による炉心損傷前の原子炉注水

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）及び低圧炉心スプレイ系ポンプ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。

代替循環冷却系は、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、サプレッション・プールを水源とし、原子炉に注水する設計とする。

また、主要設備等については、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。



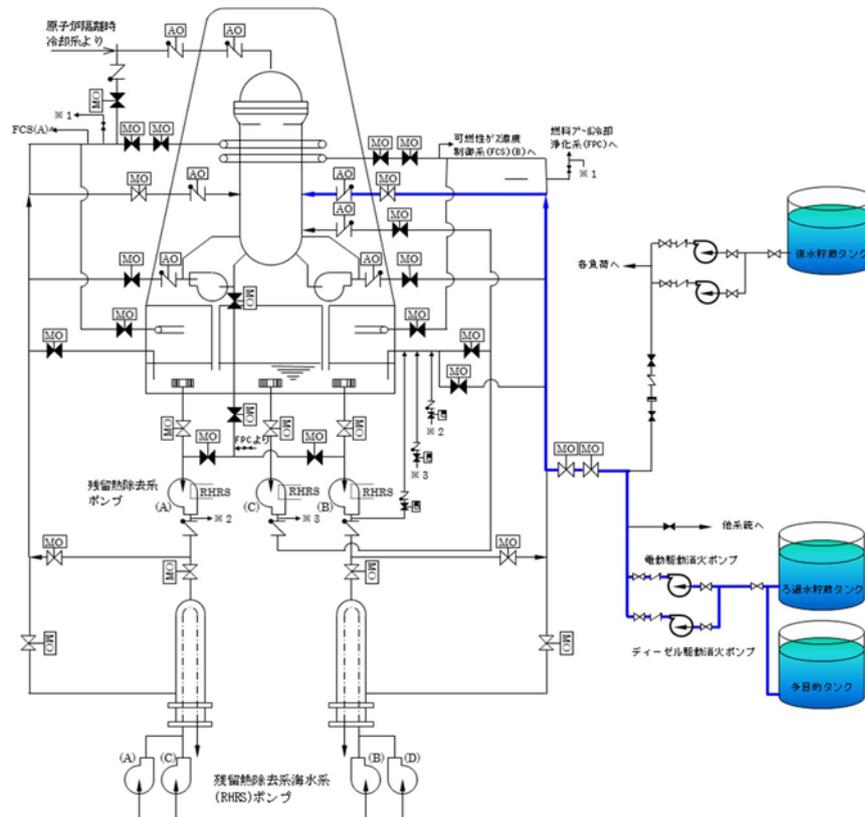
緊急用海水系使用時の図を示す。

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ポンプ（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系），低圧炉心スプレイ系ポンプが機能喪失し，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），低圧炉心スプレイ系，低圧代替注水系（常設），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）を水源として消火系，残留熱除去系（B）を通じて原子炉圧力容器へ注水する。



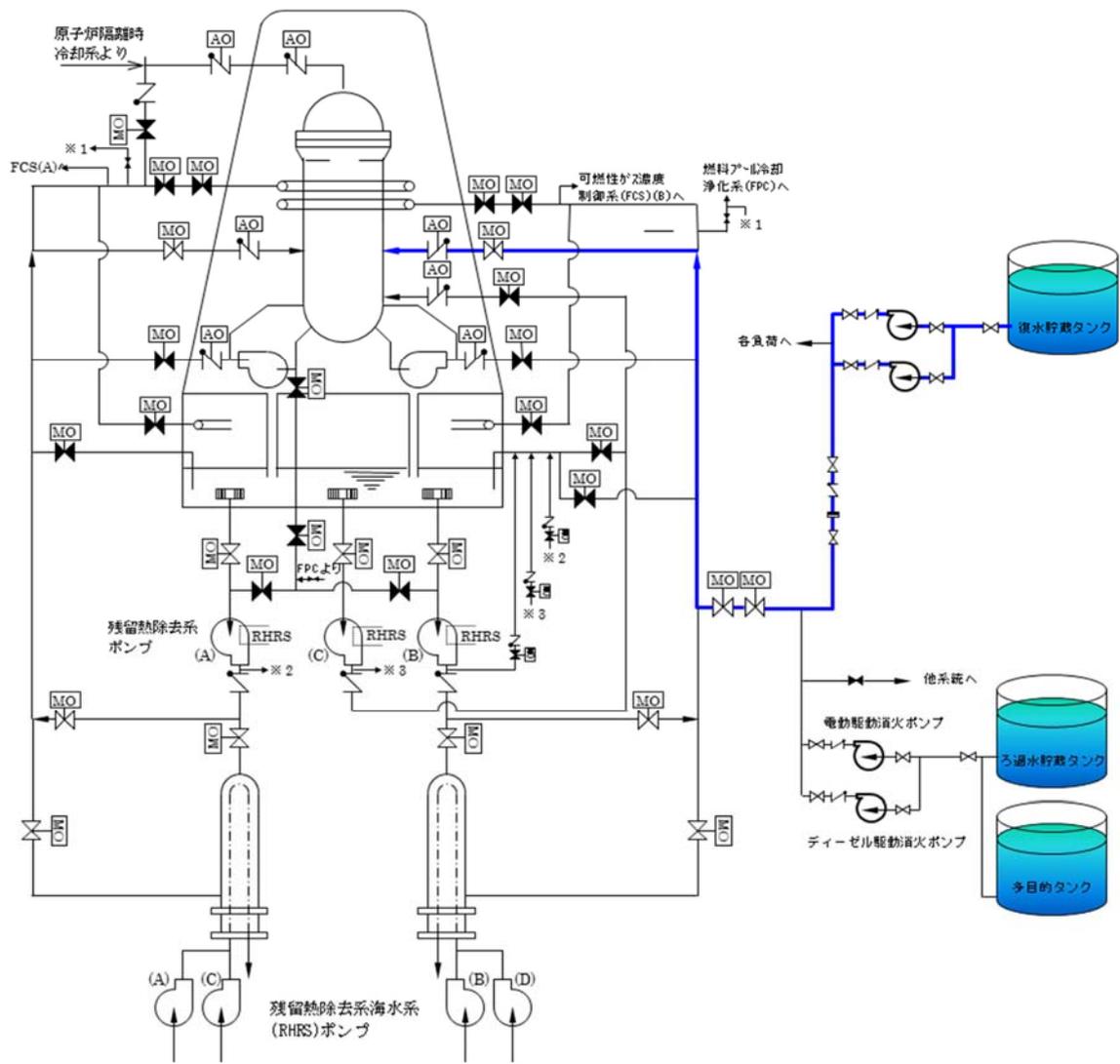
第 47-10-2 図 消火系による原子炉注水手順の概要図

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、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）、低圧代替注水系（常設）、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、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		

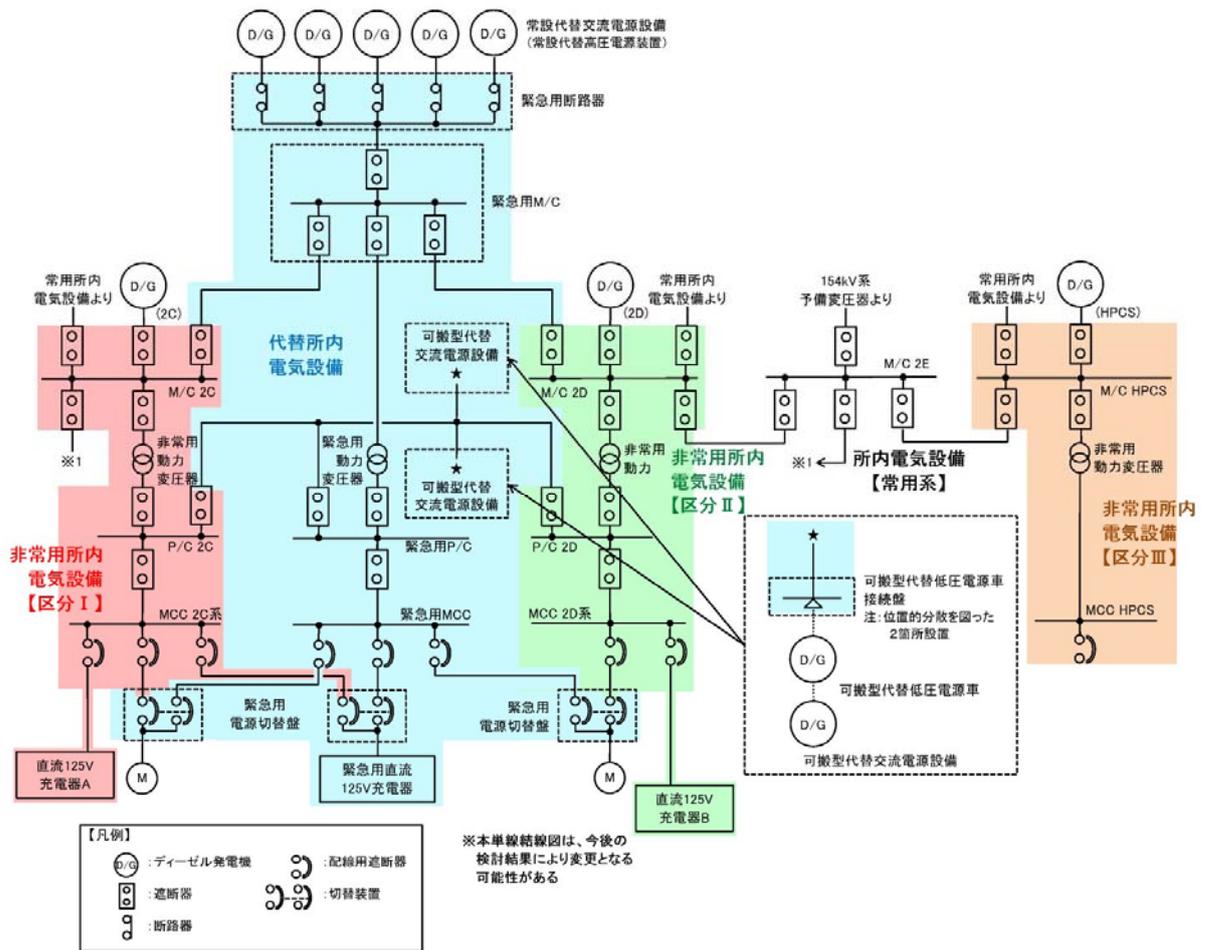
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

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	

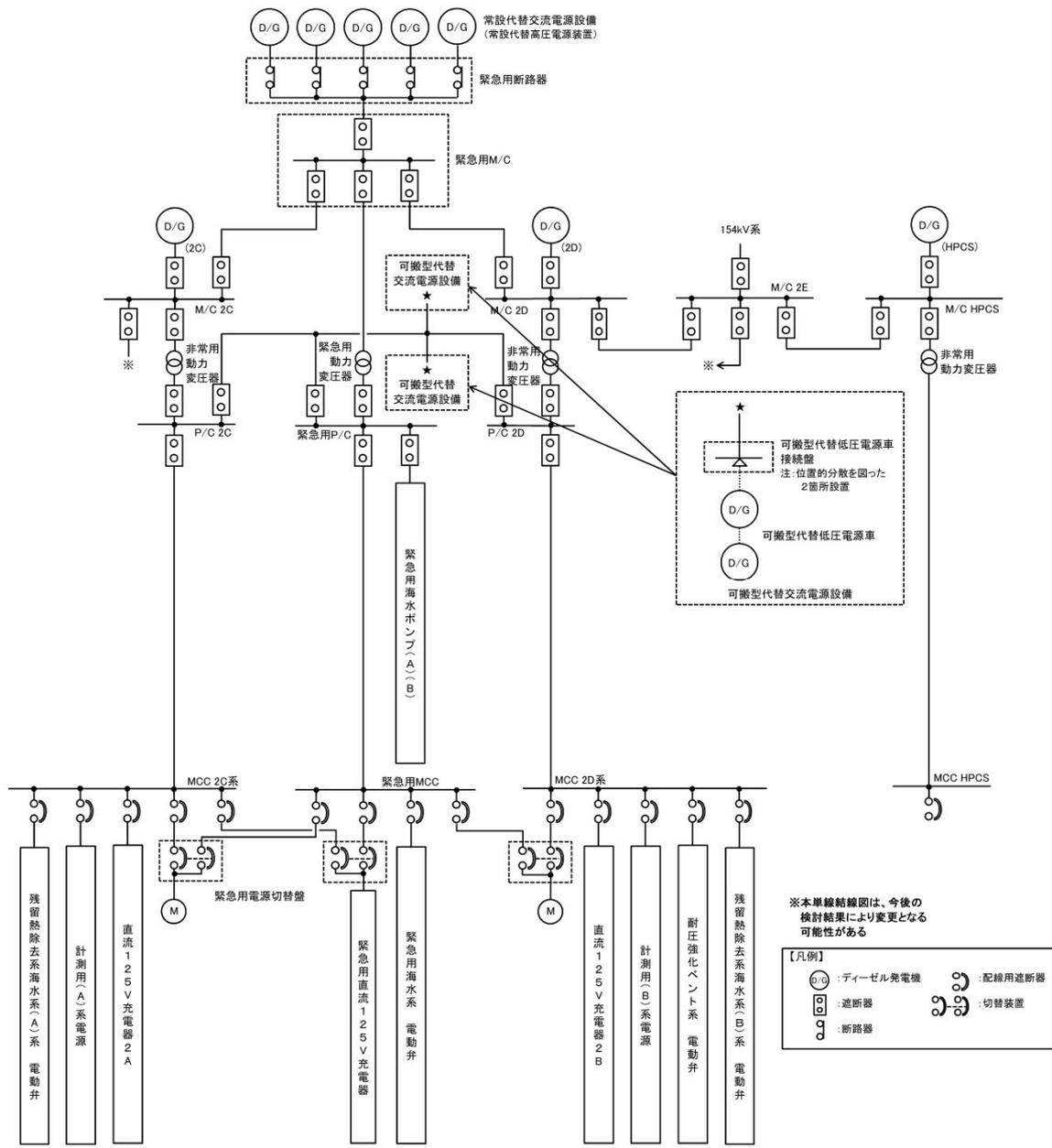
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

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	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外	D	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		海水を通水又は海で使用	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

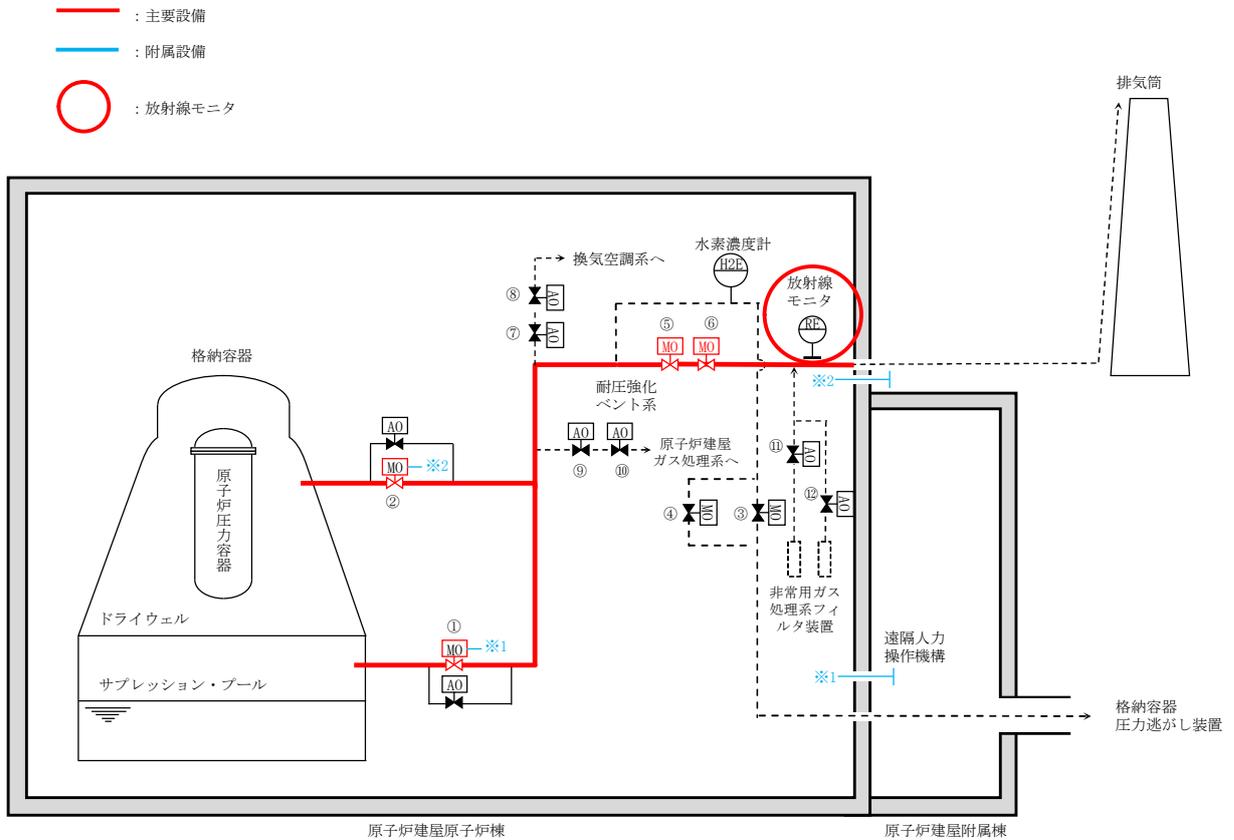


第 48-2-1 図 単線結線図 (1/2)



第 48-2-2 図 単線結線図 (2/2)

48-3 計測制御系統図

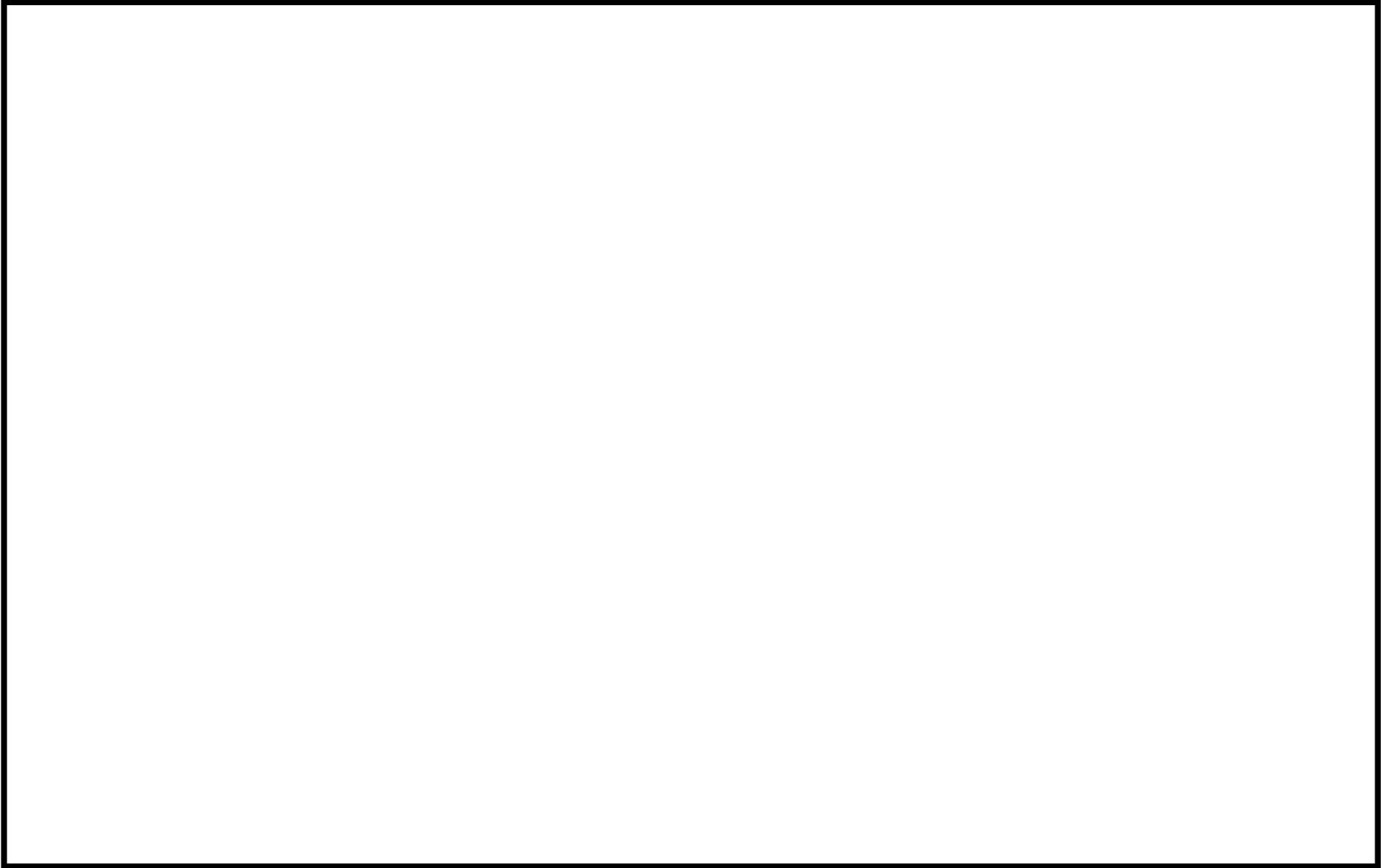


第 48-3-1 図 耐圧強化ベント系 計測制御系統図

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

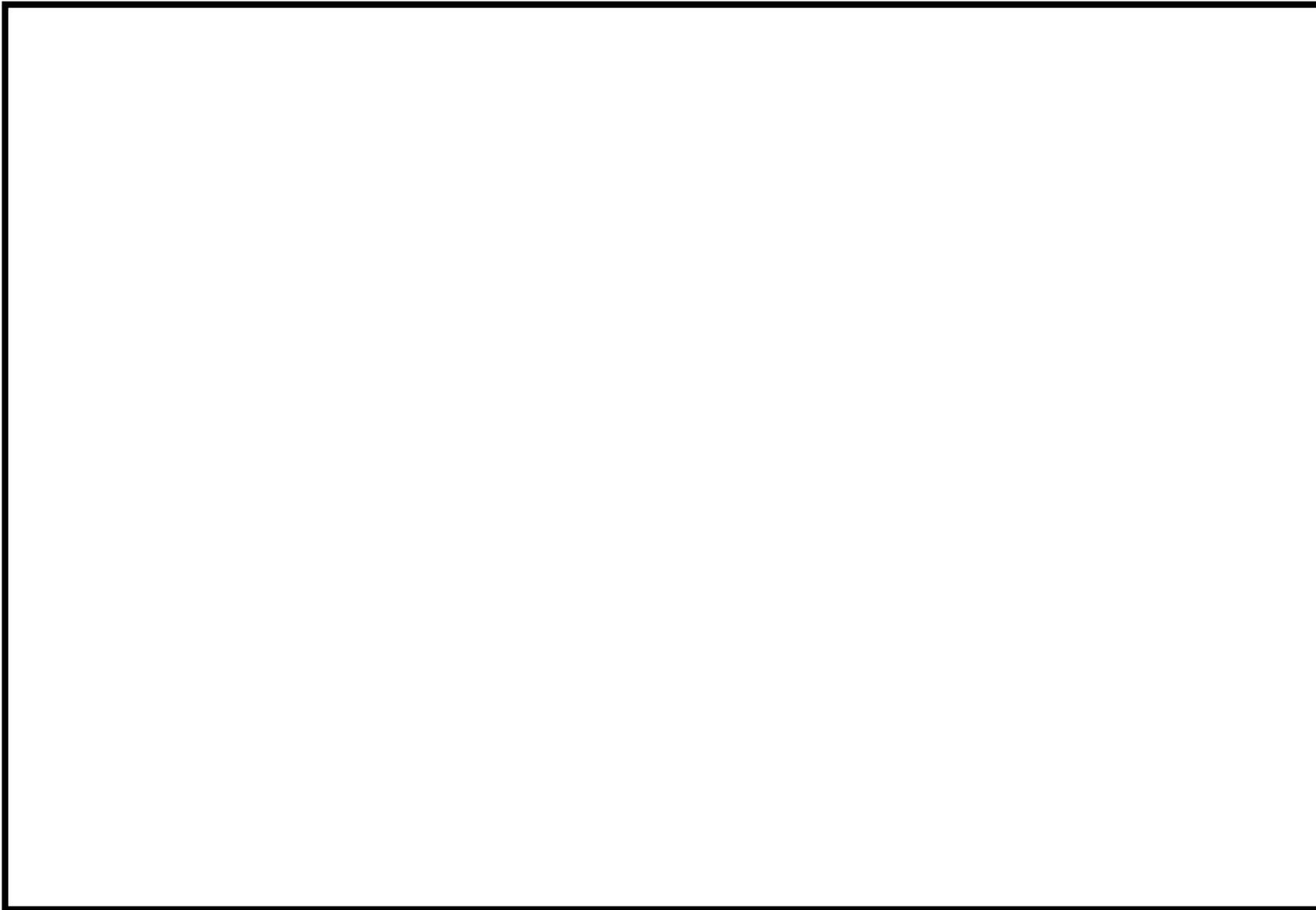
48-4 配置図



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）

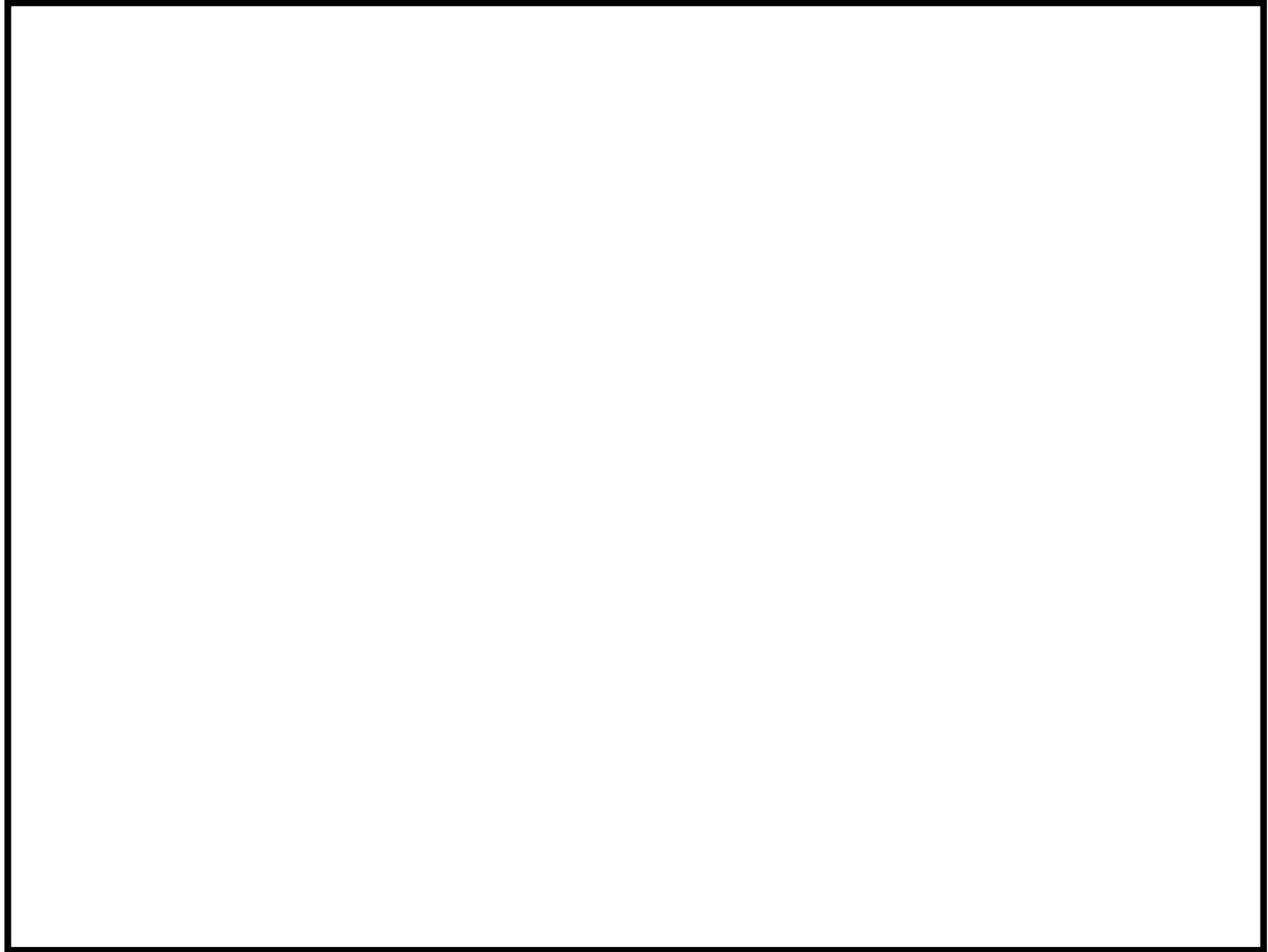
48-4-1

48-4-2



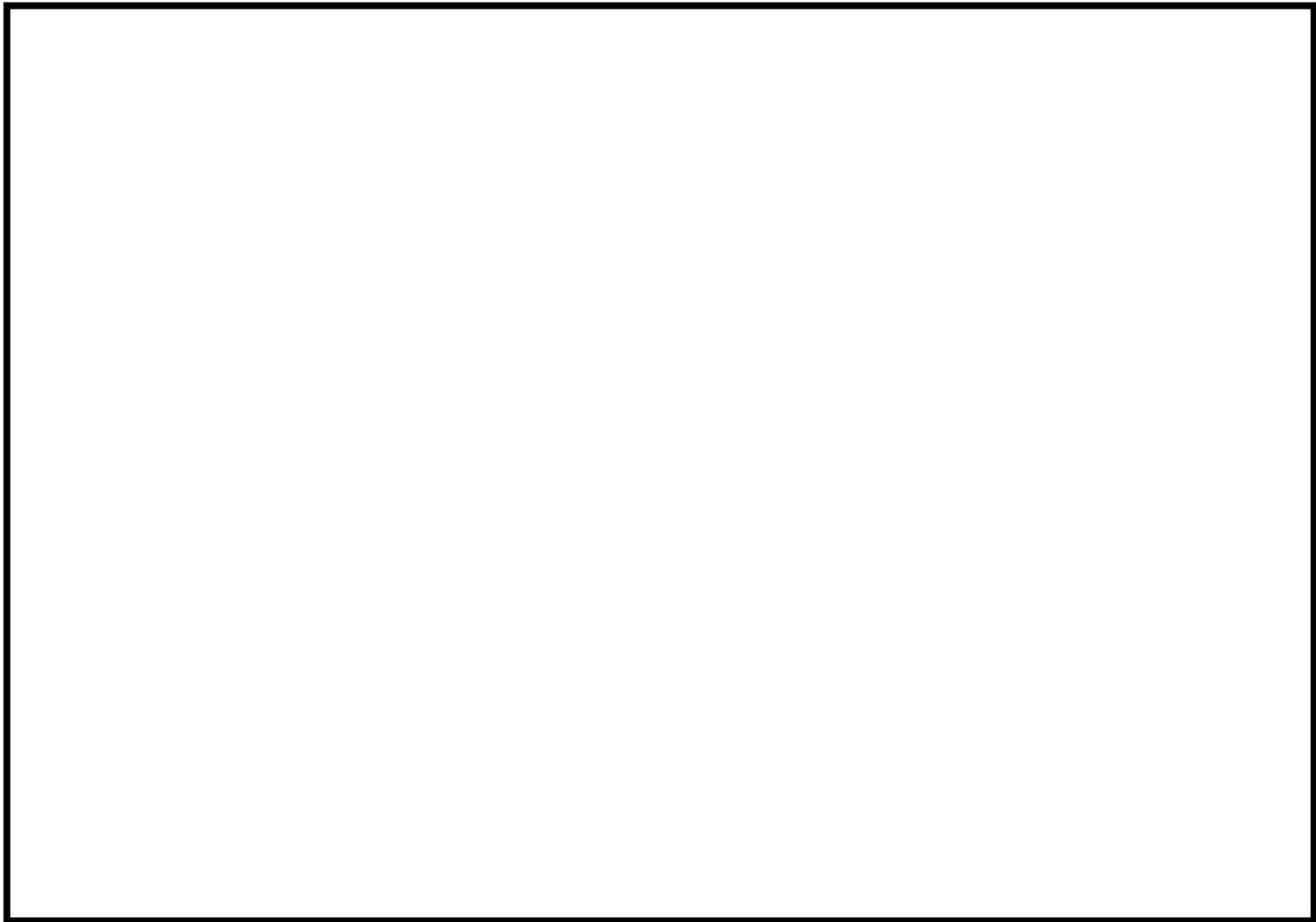
第 48-4-2 図 耐圧強化ベント系に関わる機器の配置を明示した図面（原子炉建屋 1 階）

48-4-3



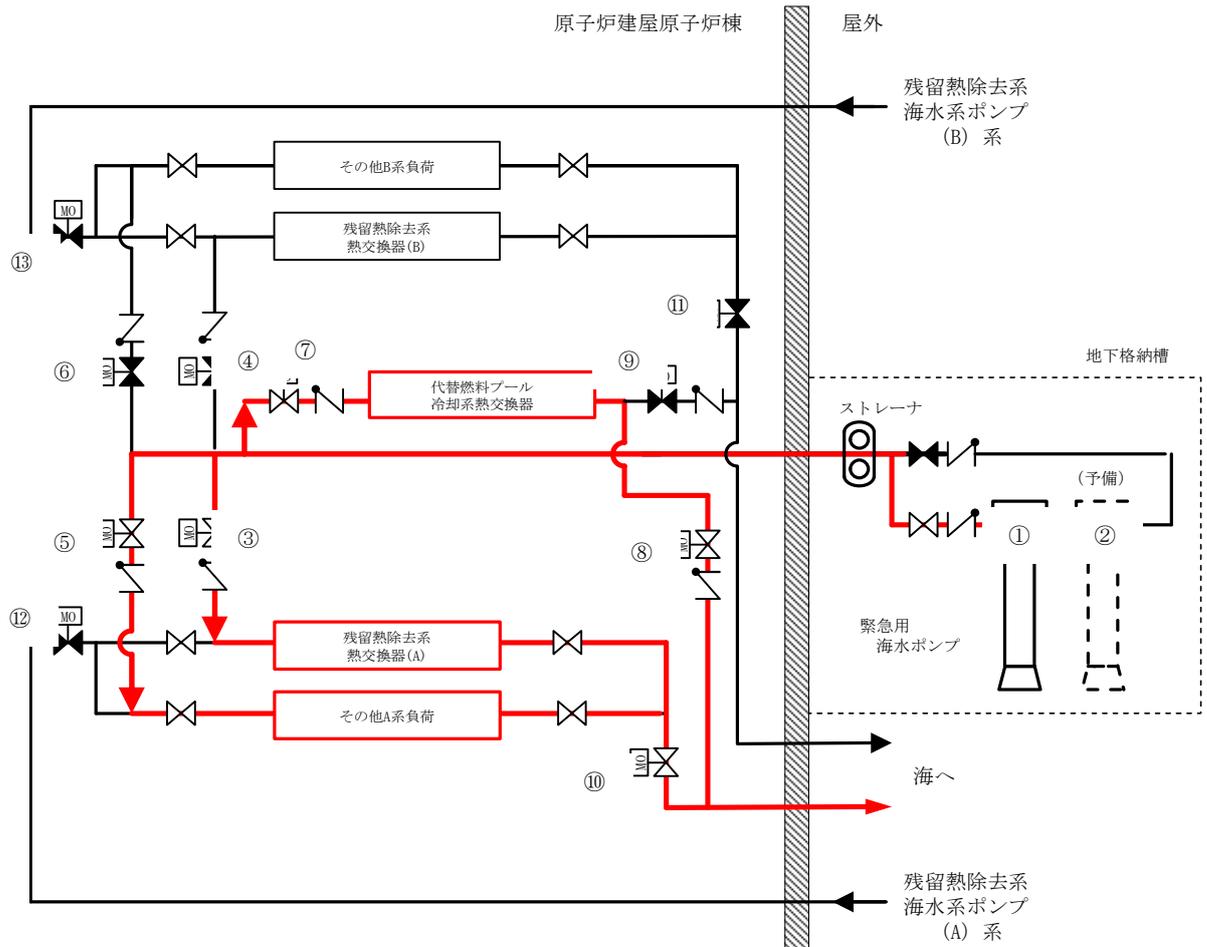
第 48-4-3 図 耐圧強化ベント系に関わる機器の配置を明示した図面（原子炉建屋 4 階）

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）

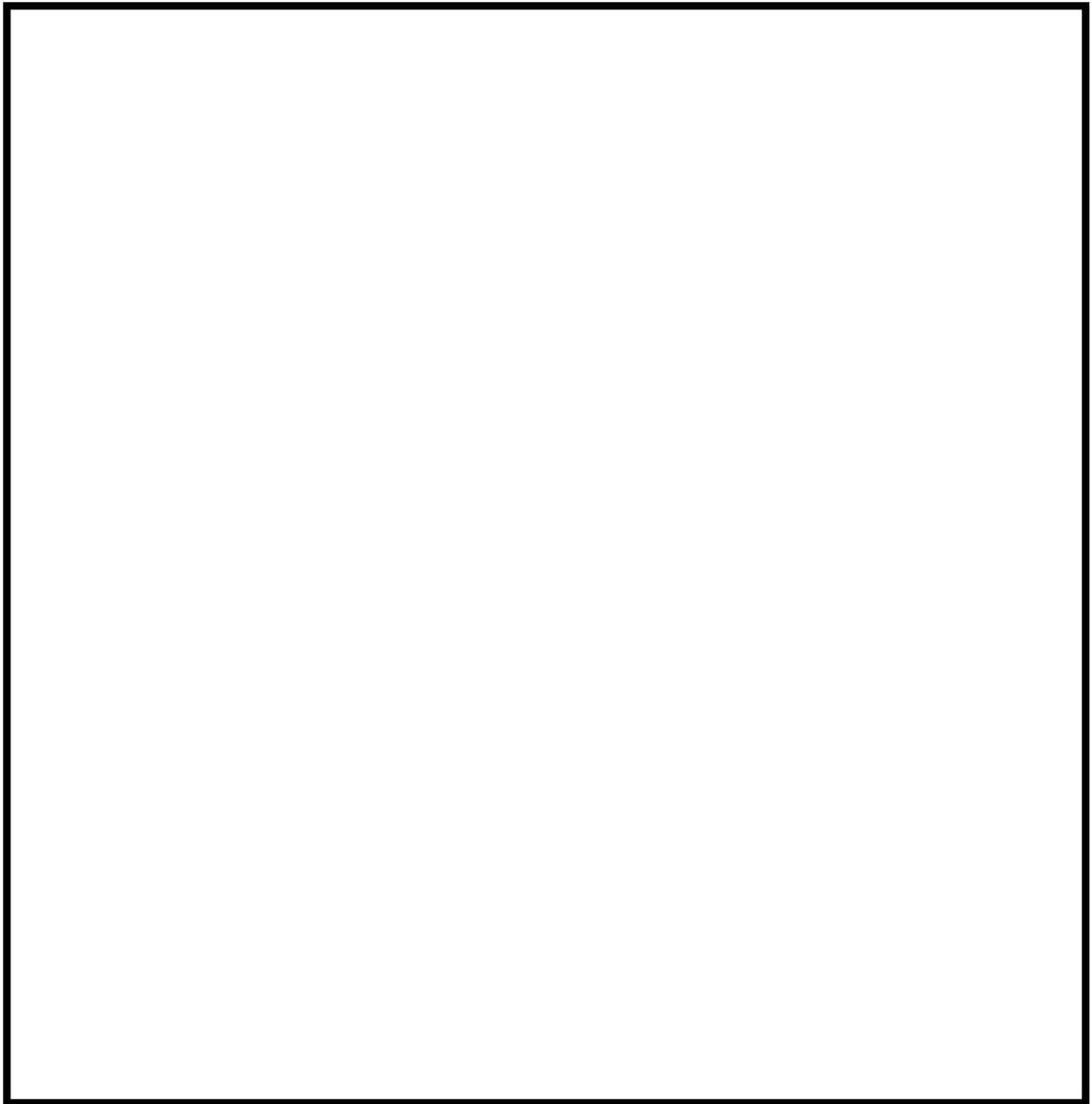
48-5 系統図



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 RHR (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 RHR (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 RHR (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 RHR (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		

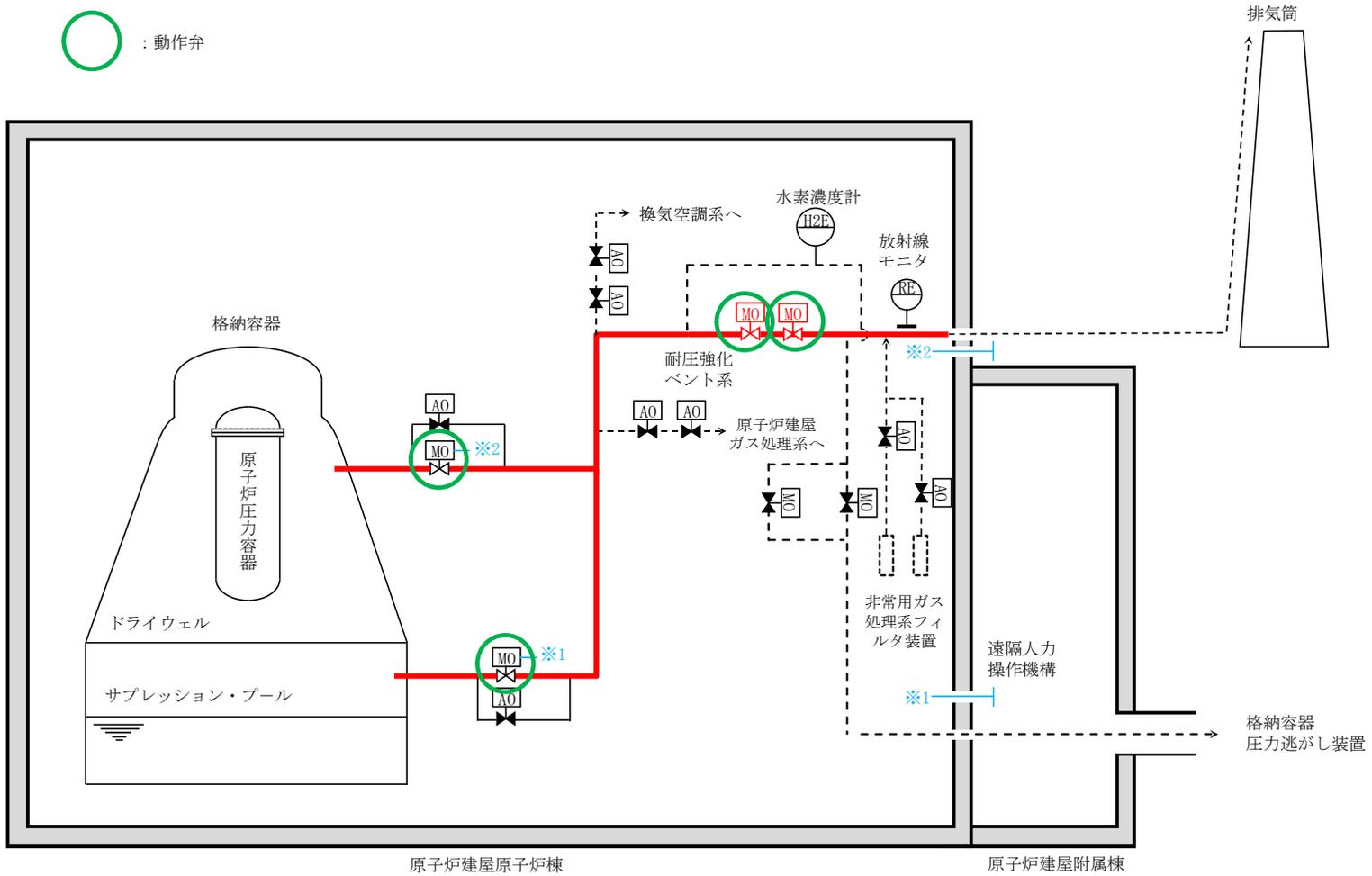
第 48-5-1 図 緊急用海水系 系統概要図

(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



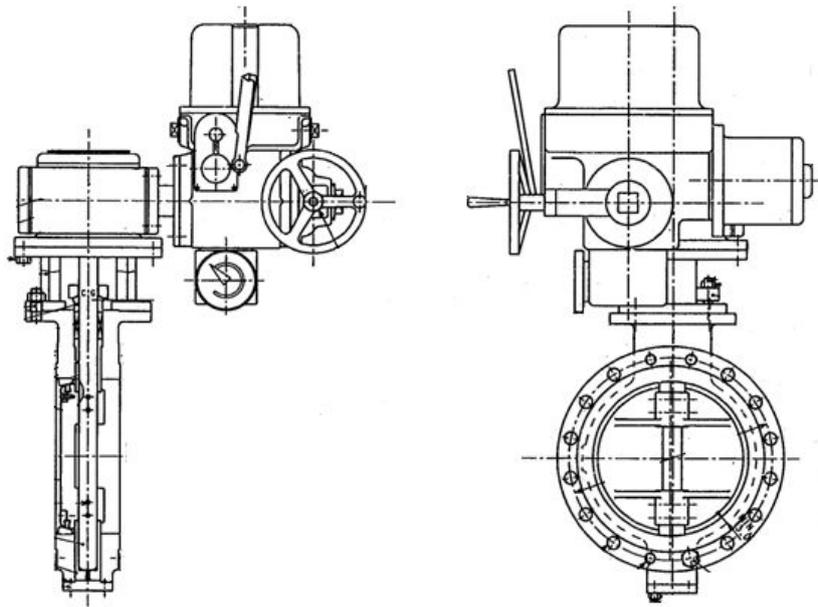
第 48-5-3 図 耐圧強化ベント系 概略系統図

#### 48-6 試験及び検査

【耐圧強化ベント系】

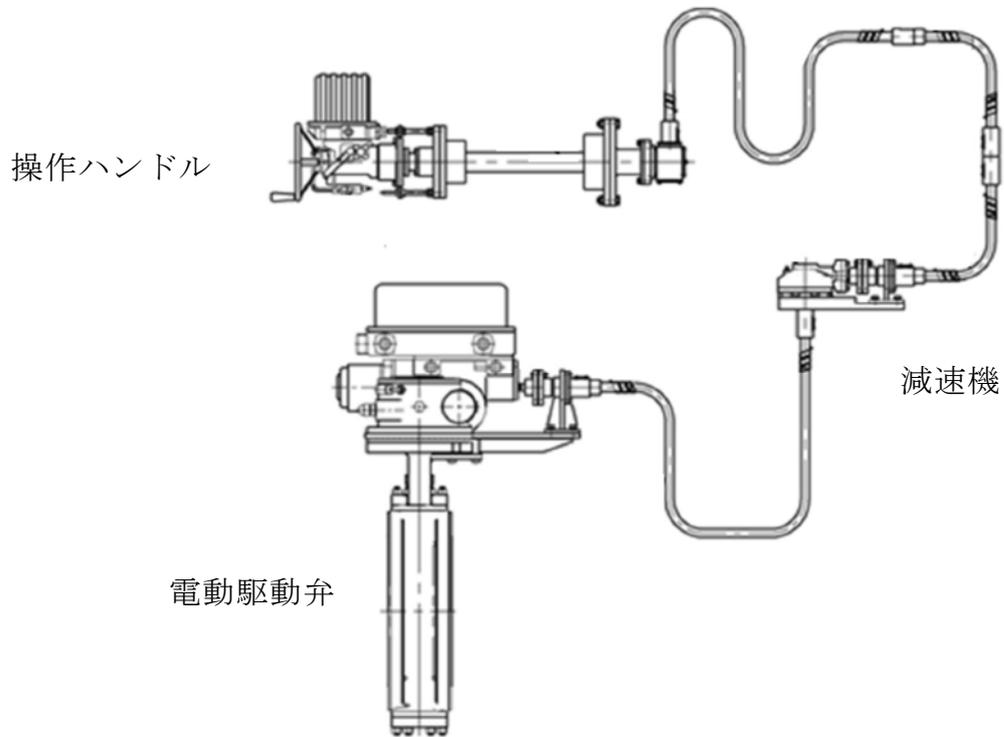
第48-6-1表 耐圧強化ベント系の試験及び検査

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	



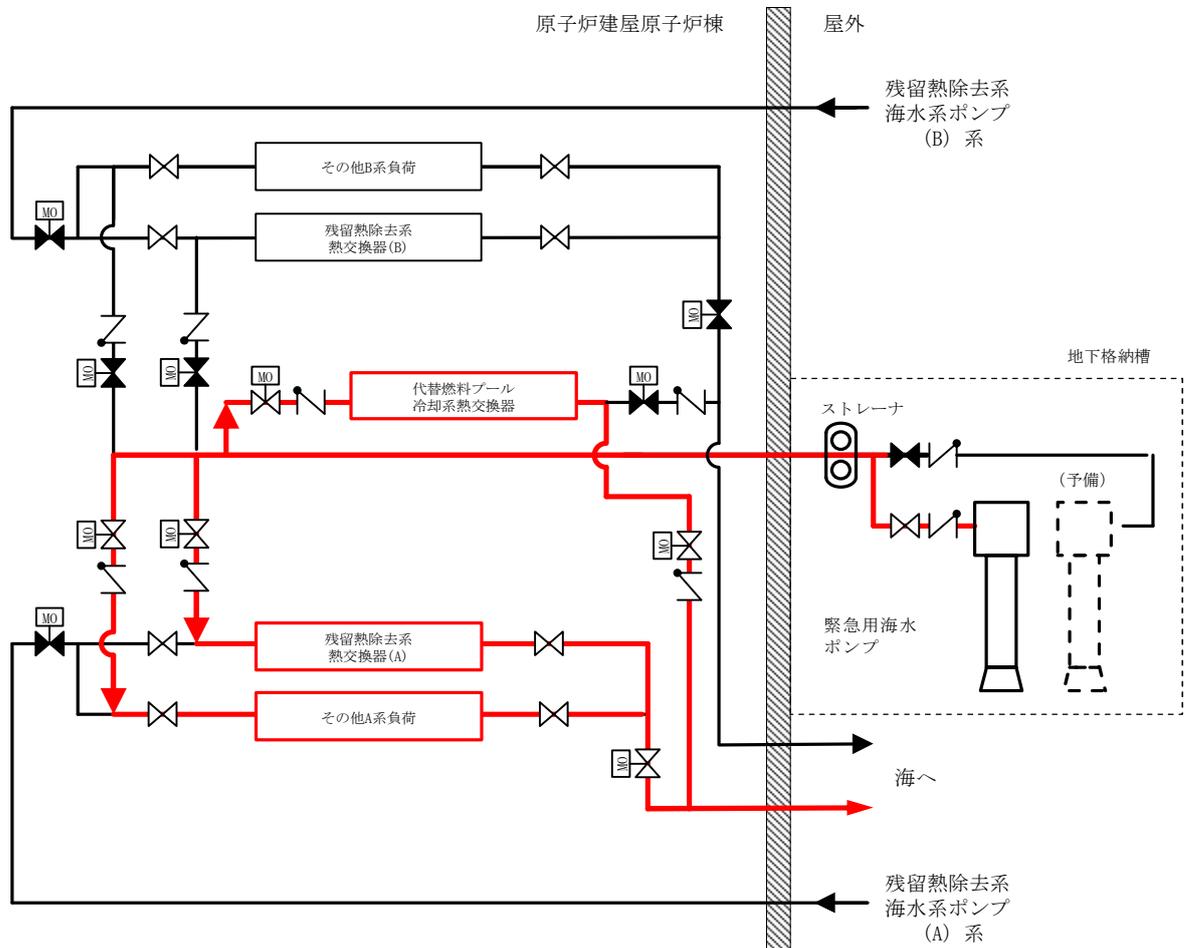
配管よりフランジを切り離す  
ことにより、弁の分解点検が可能

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 $834\text{m}^3/\text{h}/\text{台}$ 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 $834\text{m}^3/\text{h}$ 以上を供給可能な設計とし、一定の裕度を見込んだ約 $844\text{m}^3/\text{h}/\text{台}$ を公称値とする。

<要求値>

①残留熱除去系熱交換器他 :  $690\text{m}^3/\text{h}$ 以上

②代替燃料プール冷却系熱交換器 :  $144\text{m}^3/\text{h}$

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

### 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 $2.45\text{MPa}[\text{gage}]$

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 $2.45\text{MPa}[\text{gage}]$ とする。

①ポンプ締切揚程  $2.01\text{MPa}[\text{gage}]$

②静水頭  $0.05\text{MPa}[\text{gage}]$

合計  $2.06\text{MPa}[\text{gage}] \cong 2.45\text{MPa}[\text{gage}]$

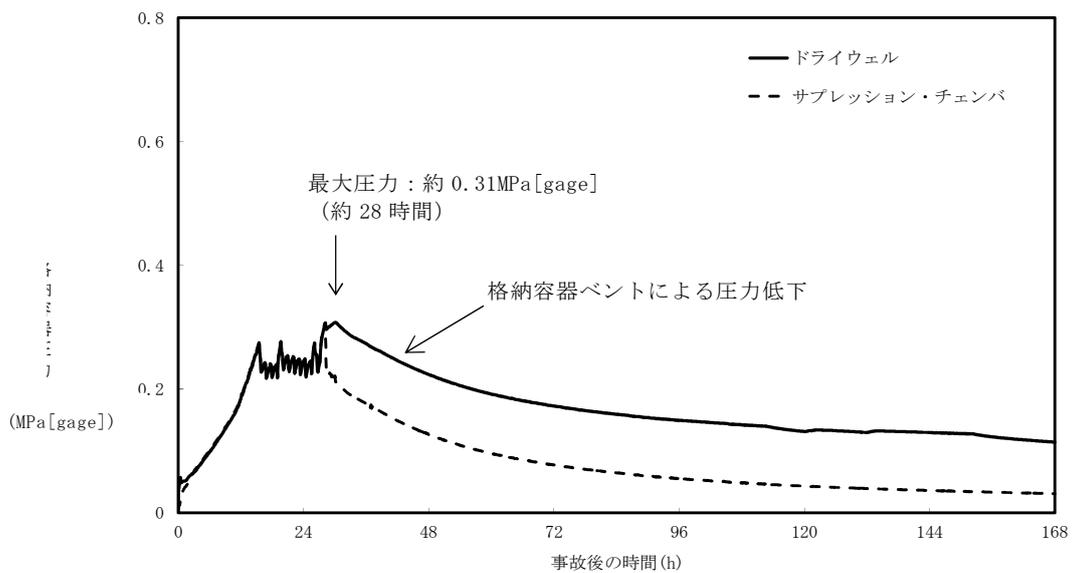
4. 最高使用温度 38℃

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（L O C A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

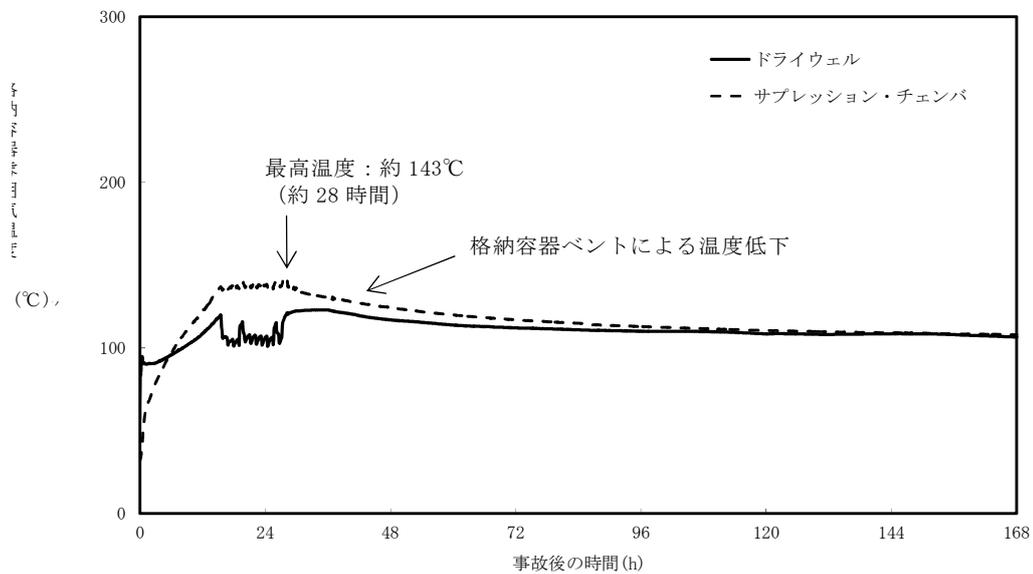
不活性ガス系との接続点から温度境界となる二次隔離弁までは、不活性ガス系配管の最高使用温度に合わせ、171℃とする。

### 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L O C A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。

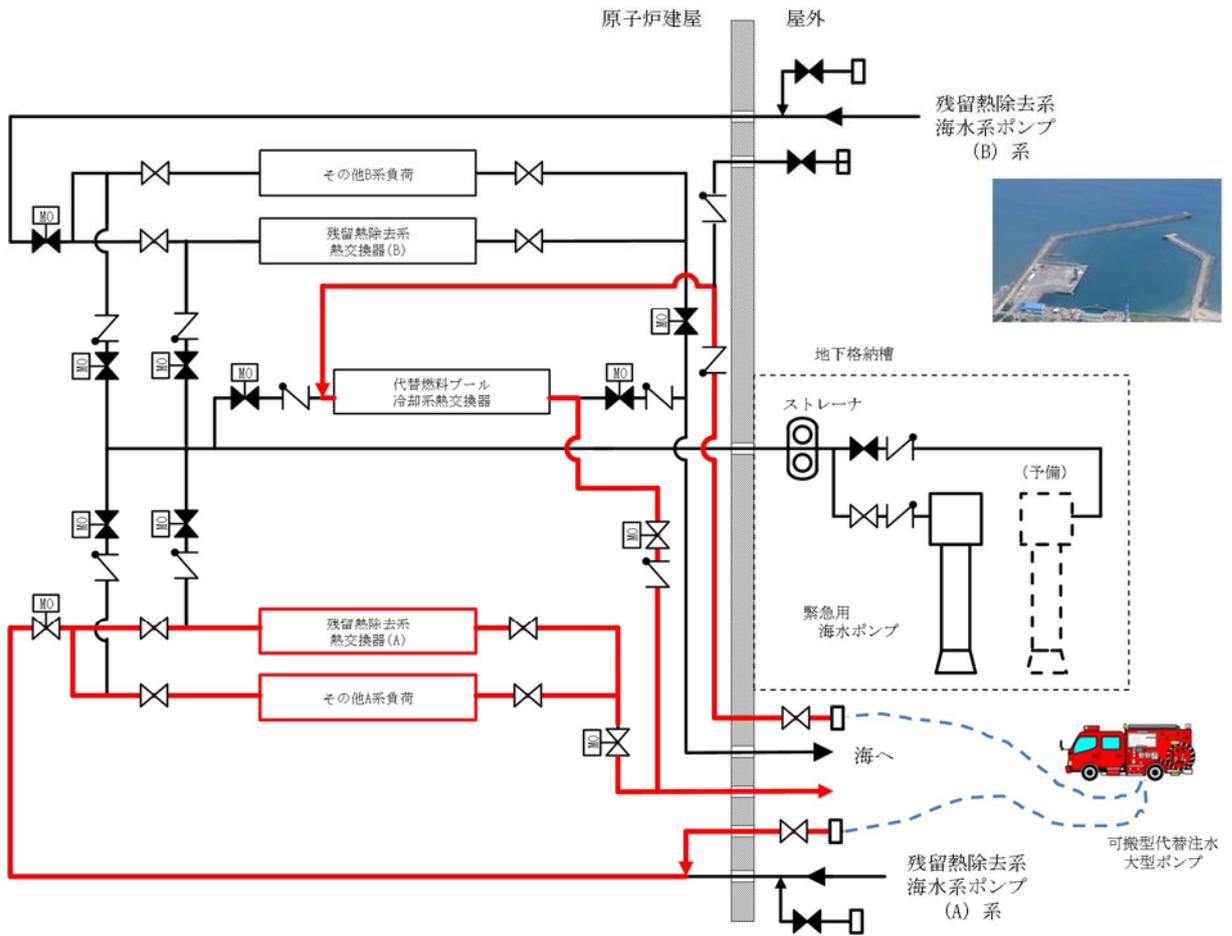
### (1) 代替残留熱除去系海水系（可搬型）

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。

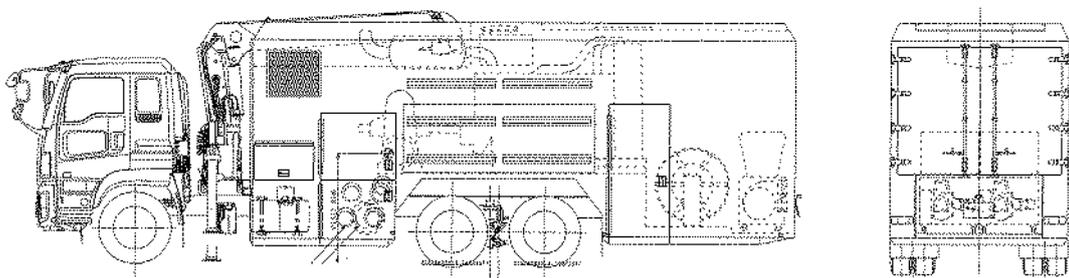
本系統は、可搬型代替注水大型ポンプ、燃料設備である可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ、流路であるホース、配管・弁、残留熱除去系熱交換器から構成される。

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

49-1 SA設備基準適合性一覽表

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備		常設低圧代替注水系ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	その他の建屋内	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	淡水だけでなく海水も使用	II
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
				関連資料	49-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A, B	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁, 配管	A, B, F	
			関連資料	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	49-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	49-4 系統図	
		第6号	設置場所	中央制御室操作	A, B	
			関連資料	49-3 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十分	B
	関連資料			49-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
第3号	共通要因故障防止		環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象(代替対象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49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備		可搬型代替注水大型ポンプ		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力 /屋外の天候/放射線	屋外	D	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	淡水だけでなく海水も使用	I	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	
			関連資料	49-3 配置図, 49-10 その他設備		
		第2号	操作性	設備の運搬・設置 操作スイッチ操作	B	
			関連資料	49-4 系統図, 49-7 接続図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部 入力)	ポンプ, ホース	A, F	
			関連資料	49-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	(本来の用途として使用)	対象外	
			関連資料	49-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	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	49-4 系統図		
	第6号	設置場所	現場操作	A		
		関連資料	49-3 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	49-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬SAの接続性	より簡単な接続	C	
			関連資料	49-7 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保	複数の機能で同時に使用	Ab	
			関連資料	49-3 配置図		
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—	
			関連資料	49-3 配置図		
		第5号	保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
			関連資料	49-8 保管場所図		
第6号		アクセスルート	屋外アクセスルートの確保	B		
		関連資料	49-9 アクセスルート図			
第7号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象(代替対象DB設備有り)—屋外	Ab	
			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	Ca	
	関連資料	本文				

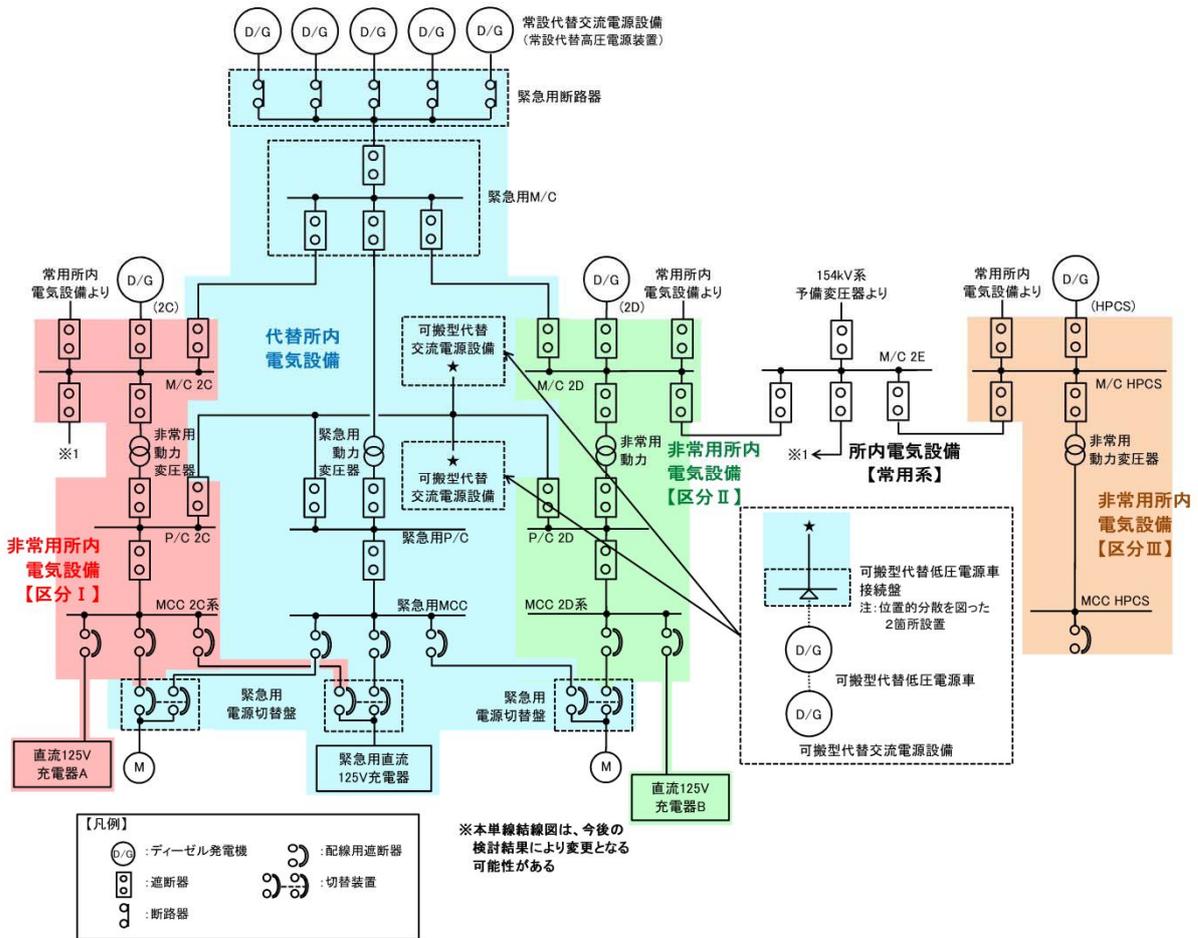
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備			残留熱除去系 (格納容器スプレィ冷却系) (設計基準拡張)	類型化区分		
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	—		
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁	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施設と同市用の容量で設計)	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—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		

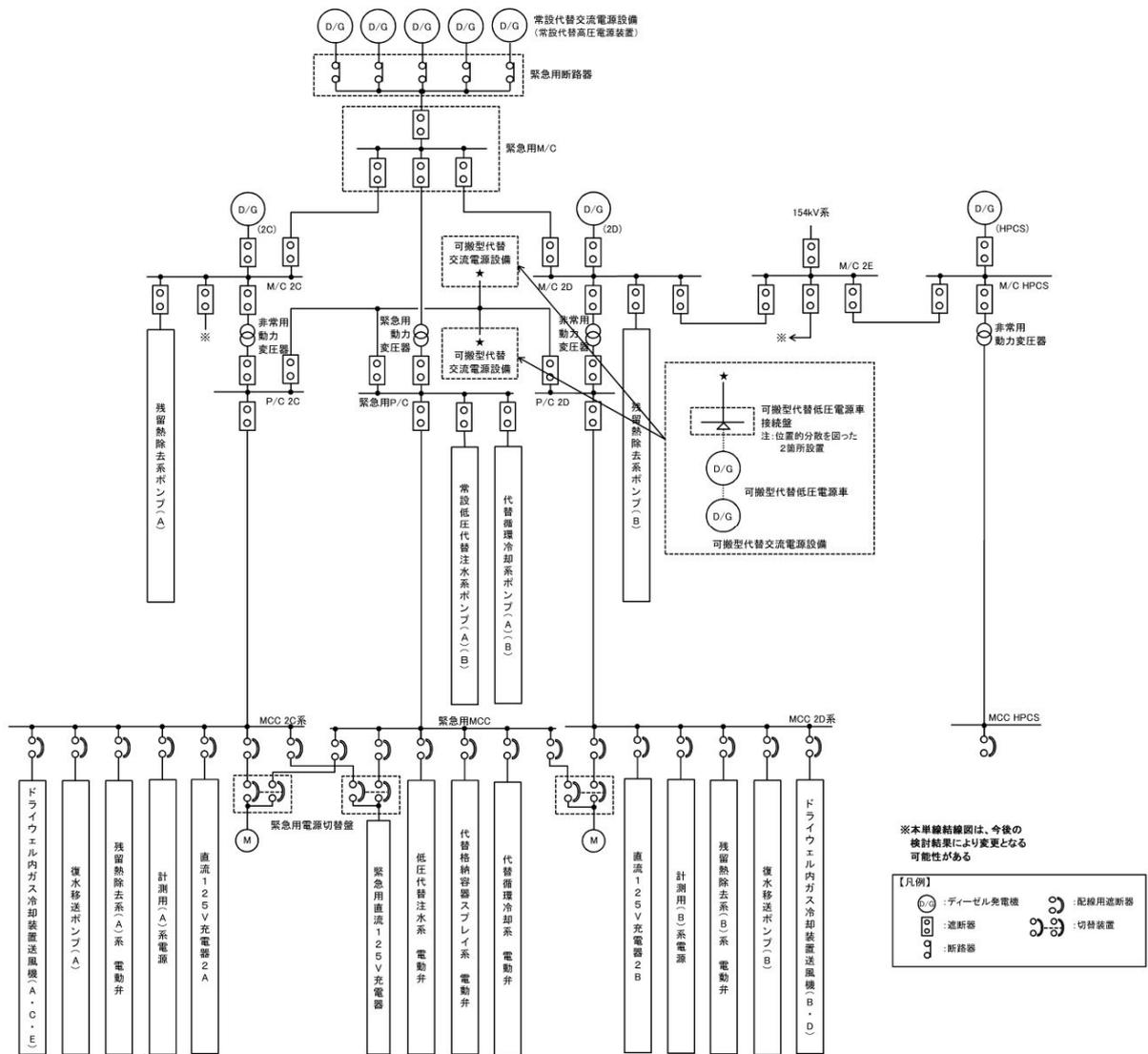
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備			残留熱除去系 (サプレッション・プール水冷却系) (設計基準拡張)	類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—
				関連資料	—	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	—		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁	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施設と同市用の容量で設計)	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—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		

49-2 単線結線図



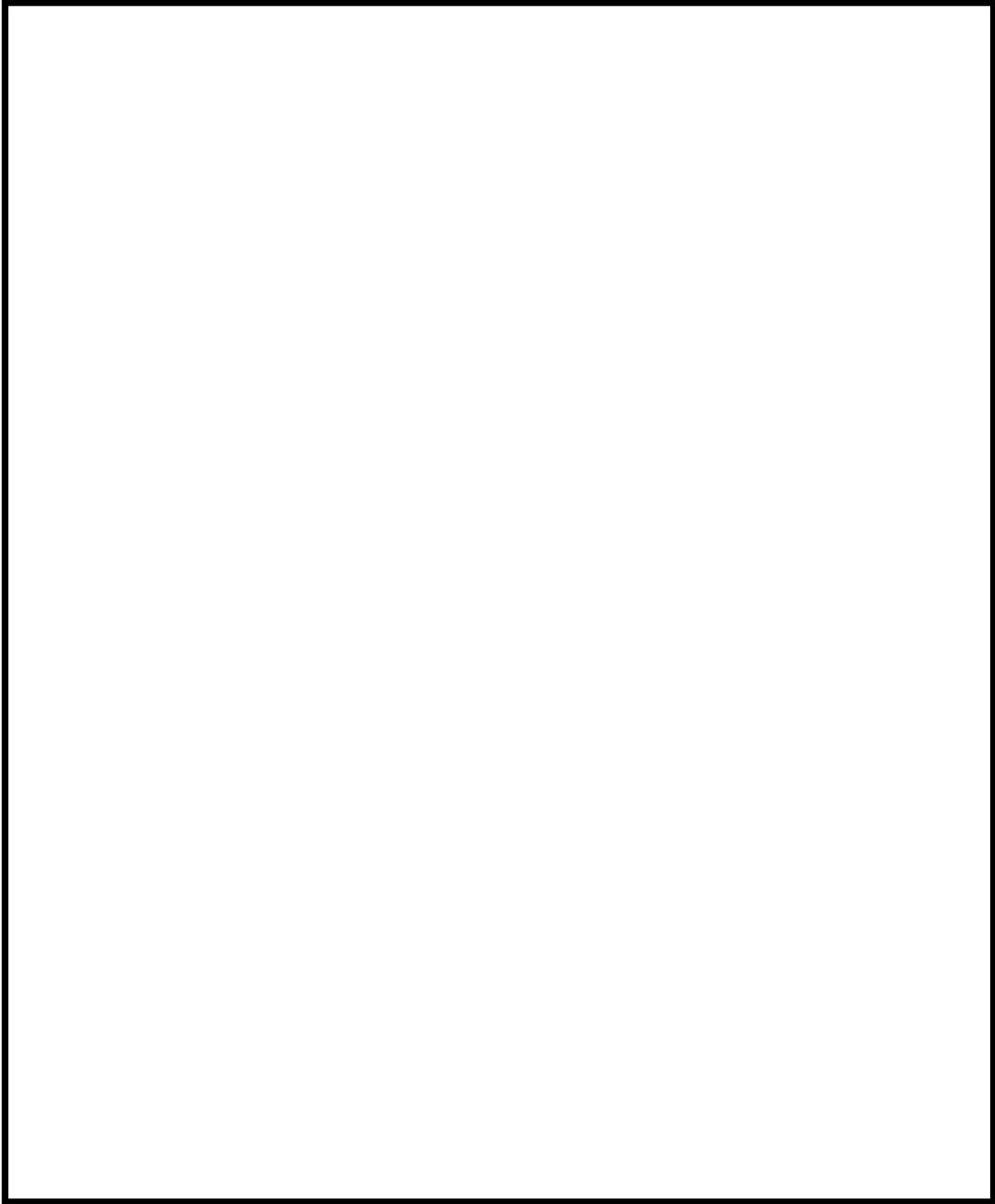
第 49-2-1 図 単線結線図 (1/2)



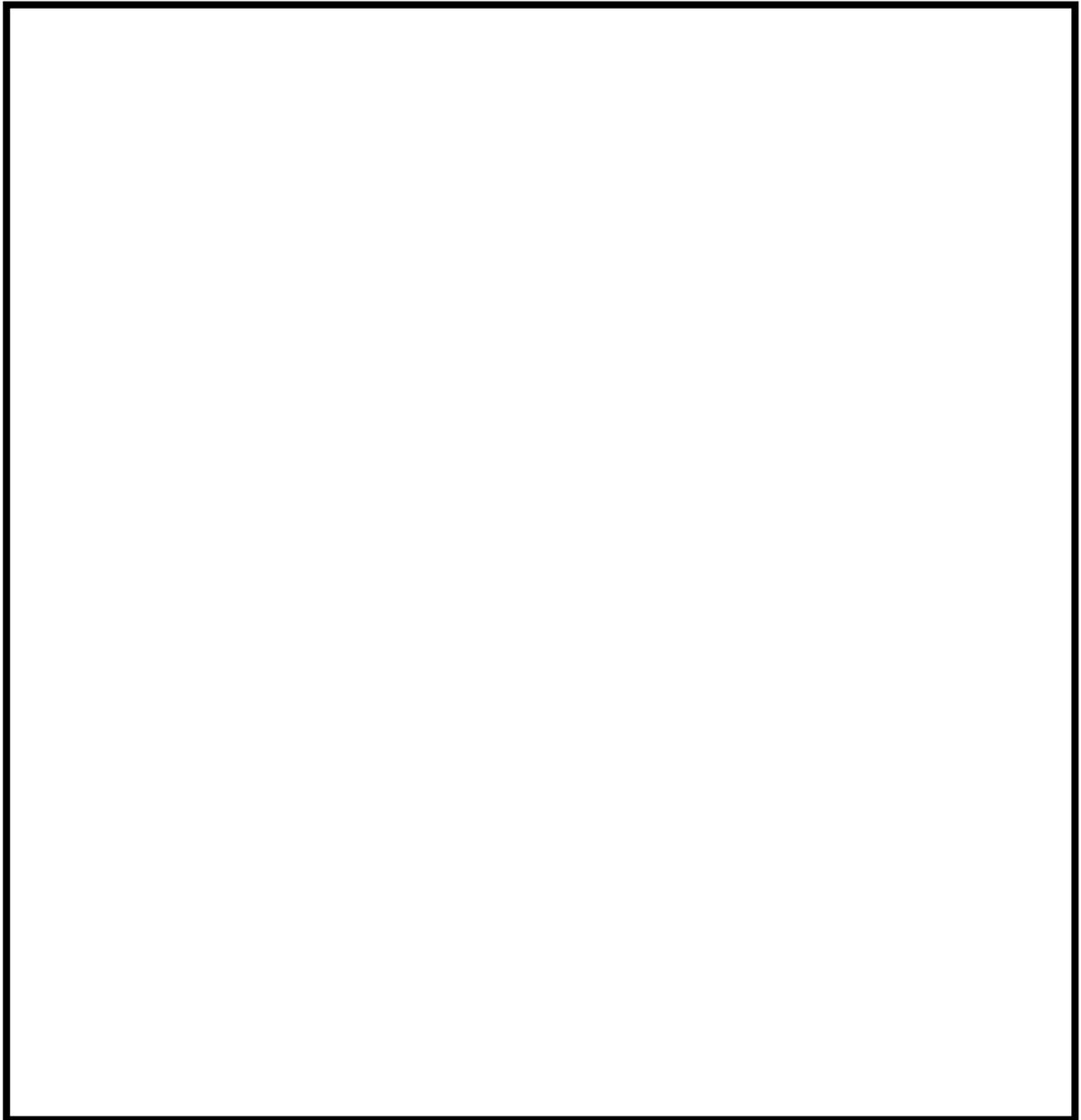
第 49-2-2 図 単線結線図 (2/2)

49-3 配置図

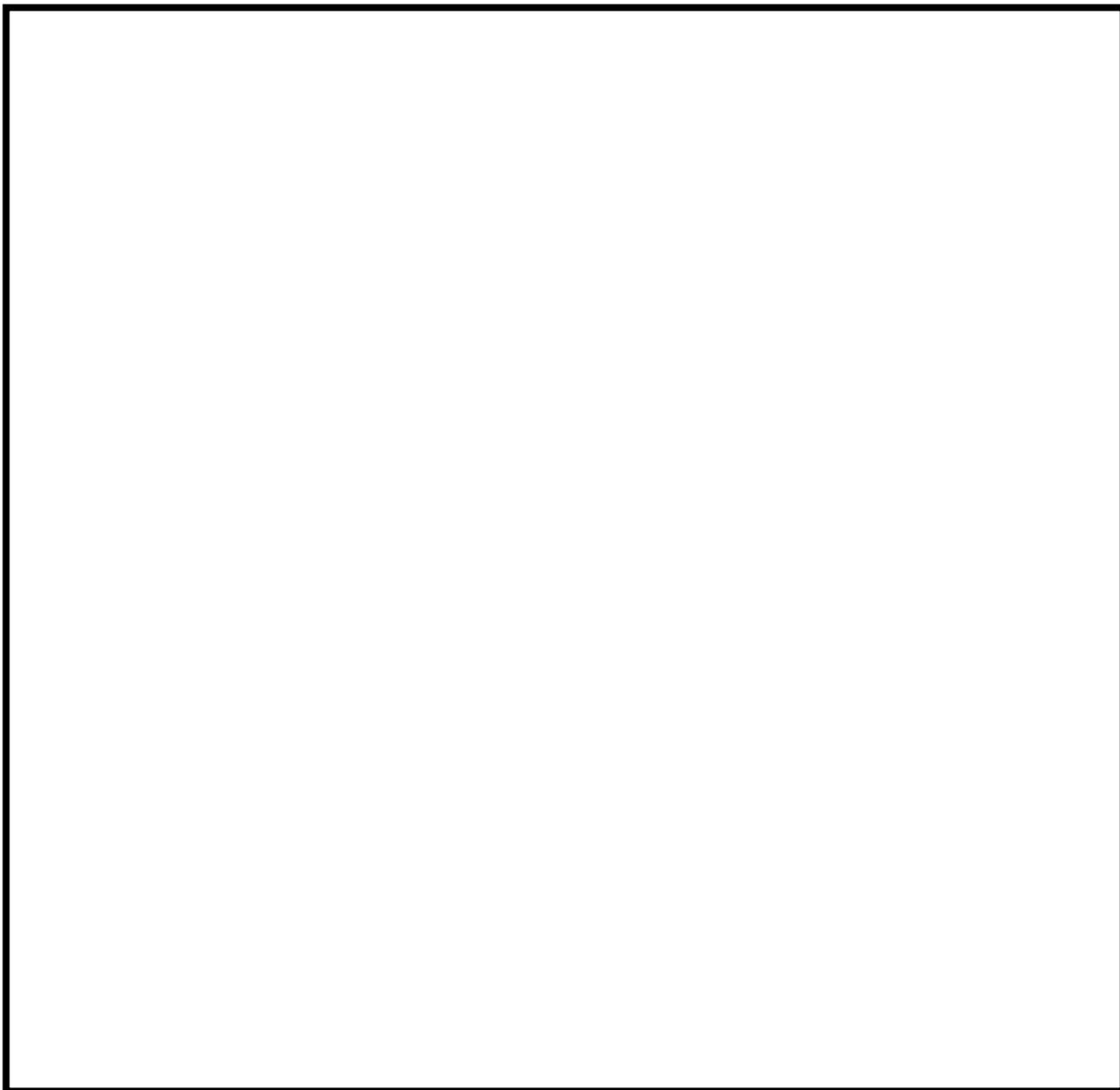
 : 重大事故等対処設備を示す。



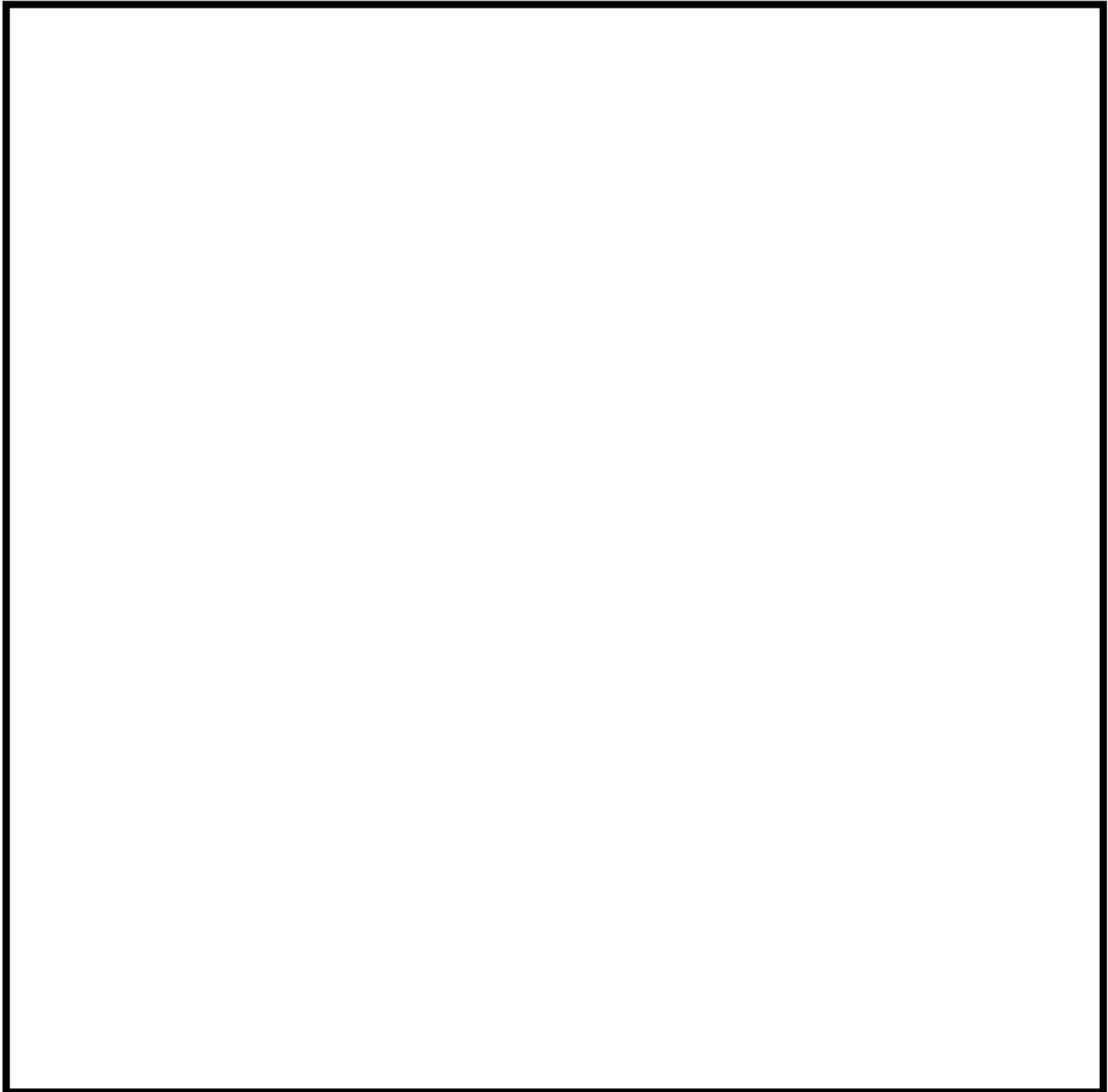
第 49-3-1 図 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に係る機器配置図  
（常設低圧代替注水系格納槽）



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

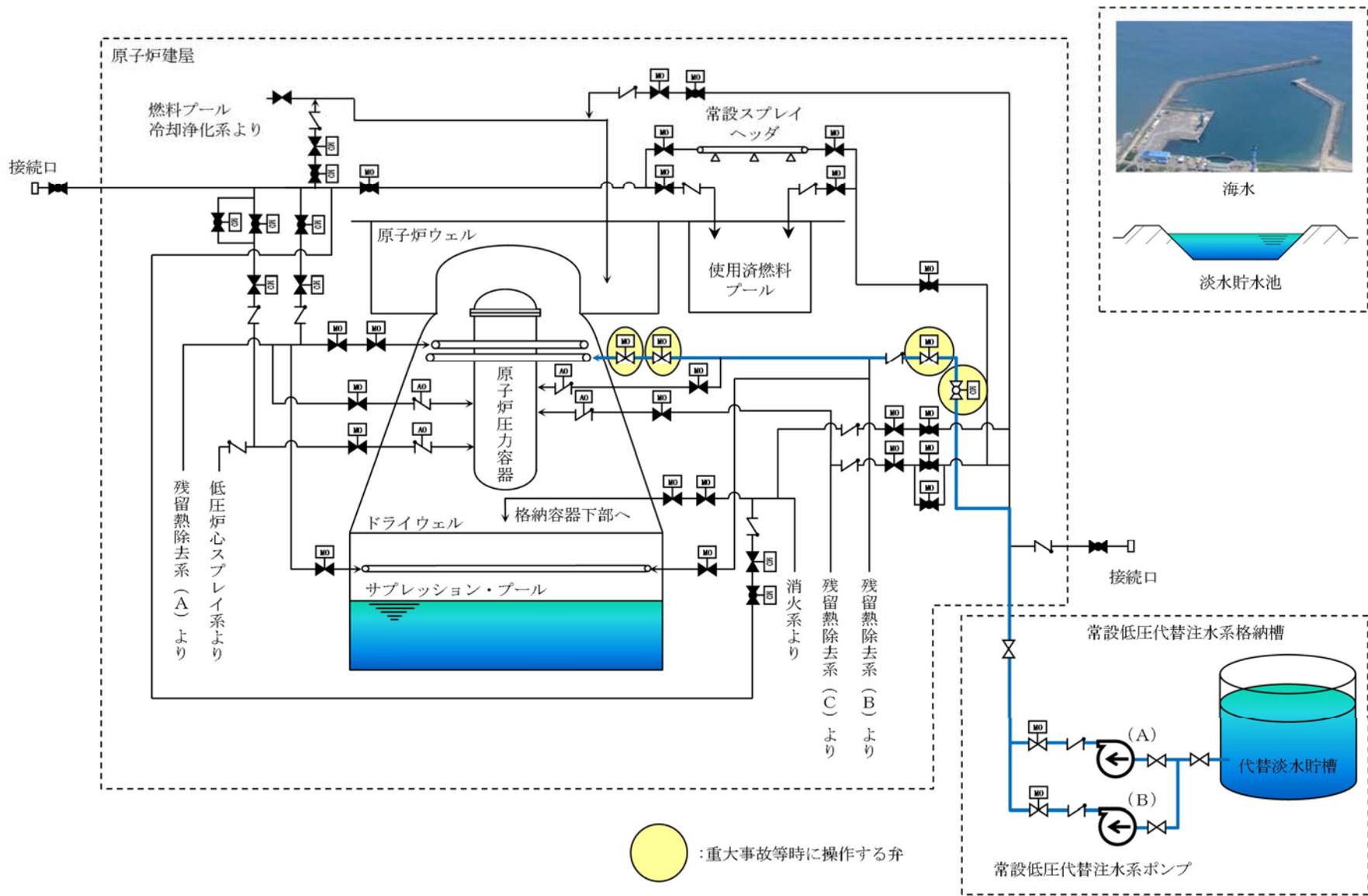


第 49-3-3 図 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に係る  
中央制御室操作盤の配置図（原子炉建屋 2 階）

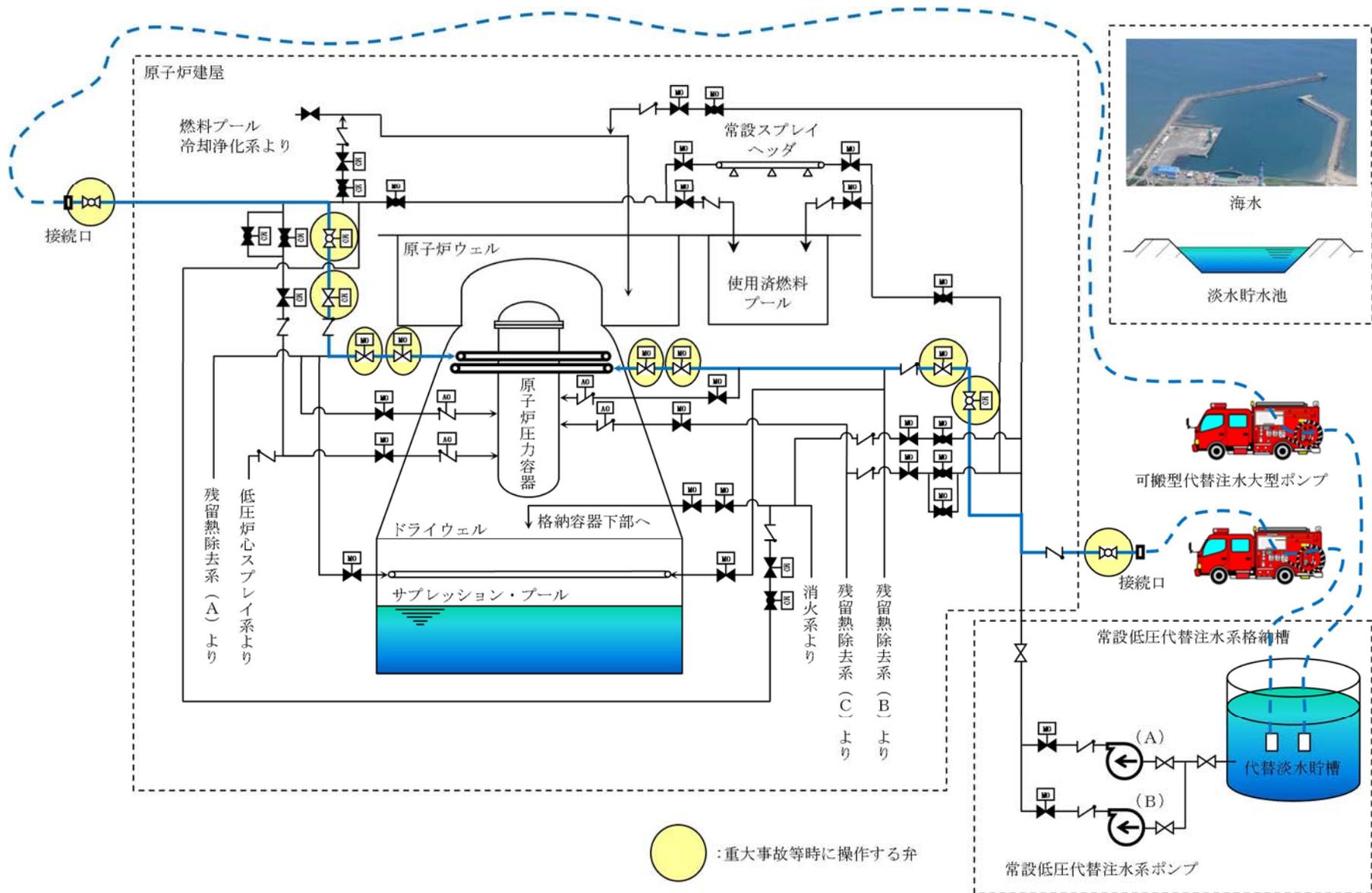


第 49-3-4 図 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に係る機器（弁）配置図  
（原子炉建屋 4 階）

49-4 系統図



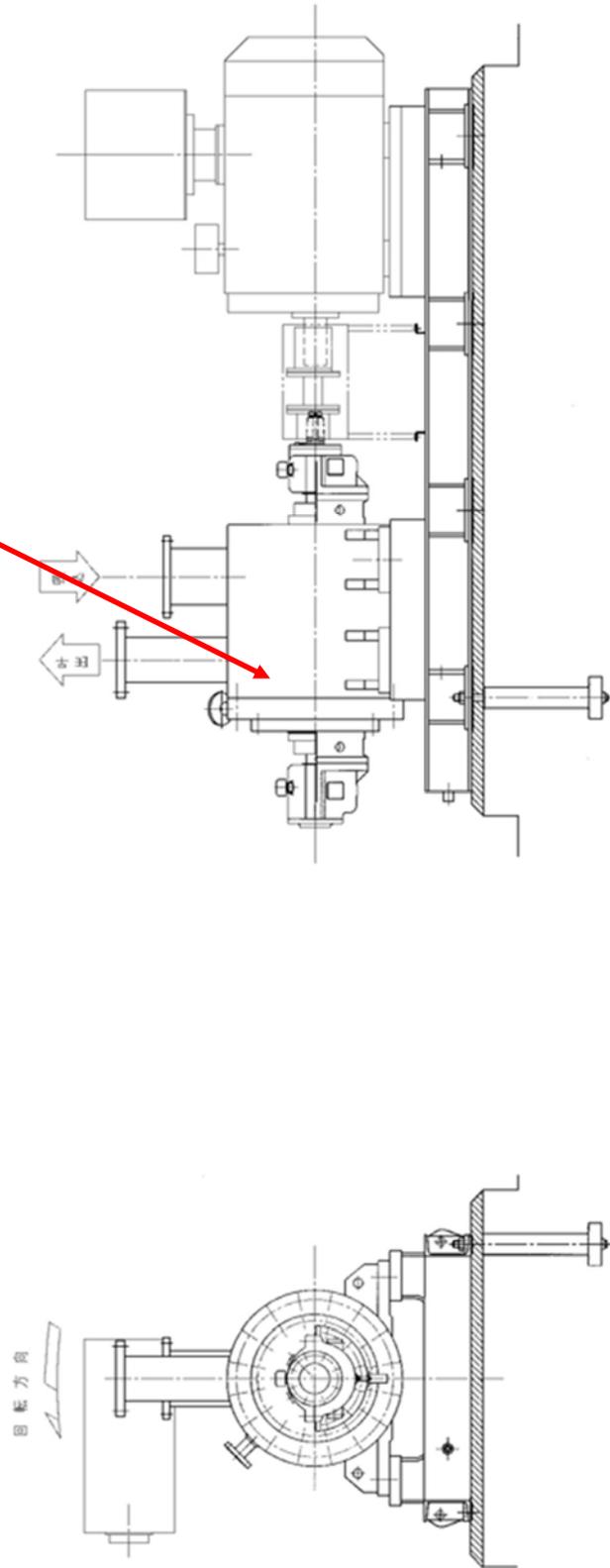
第 49-4-1 図 代替格納容器スプレイ冷却系（常設） 系統概要図



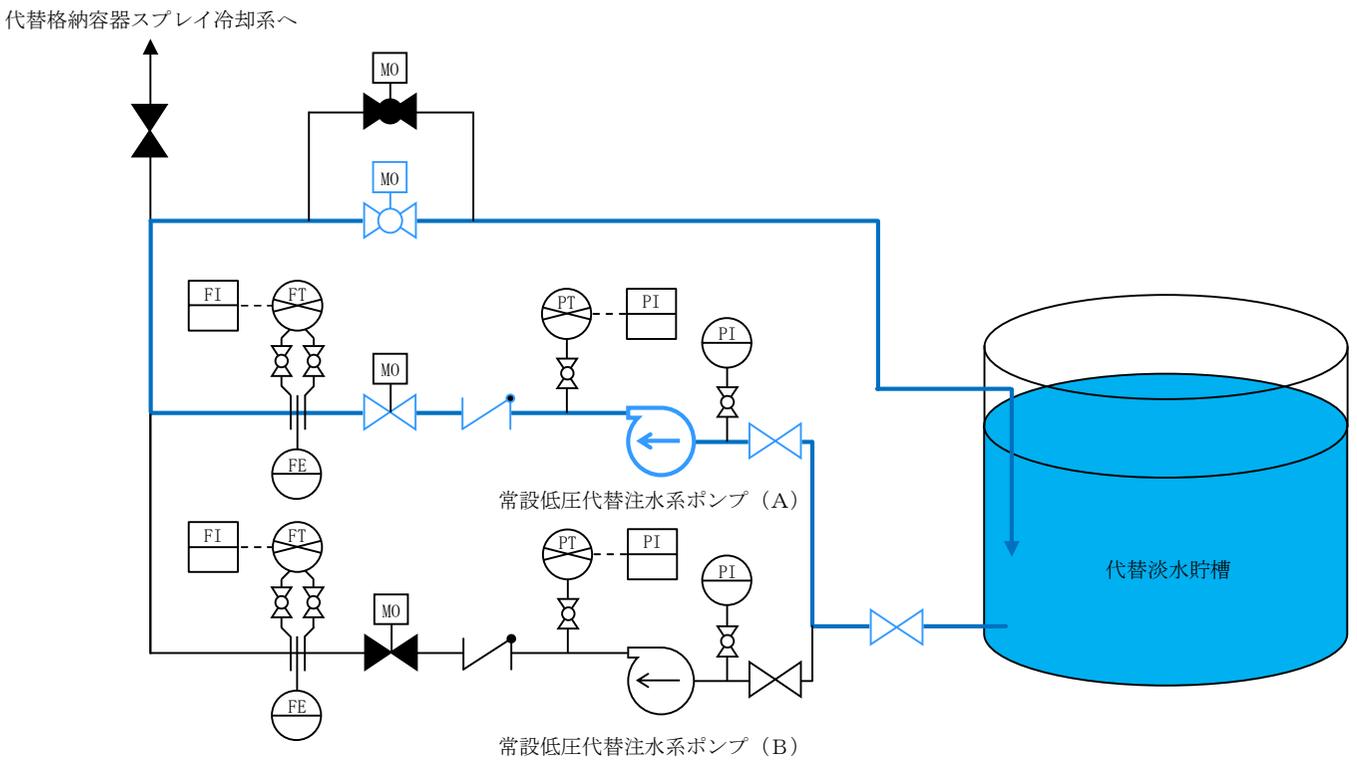
第 49-4-2 図 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） 系統概要図

#### 49-5 試験及び検査

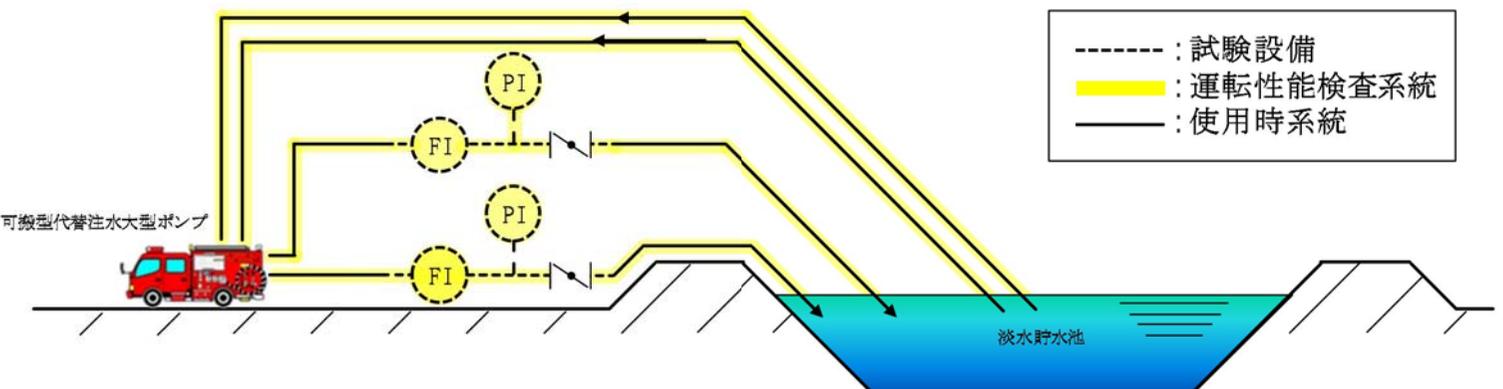
ケーシングカバーを取り外すことで、  
分解点検が可能である。



第 49-5-1 図 常設低圧代替注水系ポンプ 構造図



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



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

49-6 容量設定根拠

名称		常設低圧代替注水系ポンプ
容量	m <sup>3</sup> /h/台	150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]	3.50
最高使用温度	℃	66
電動機出力	kW/台	190
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

**【設定根拠】**

常設低圧代替注水系ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。

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

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために使用する。

これらの系統構成は、代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプより、残留熱除去系配管を經由して、格納容器内にあるスプレイリングのスプレイノズルより格納容器内にスプレイすることにより炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する設計とする。

なお、重大事故等対処設備の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプは2台設置する。

## 1. 容量 150m<sup>3</sup>/h/台

格納容器内にスプレイする場合の常設低圧代替注水系ポンプの容量は、炉心損傷防止の重要事故シーケンスのうち、高圧・低圧注水機能喪失、崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が喪失した場合）、L O C A時注水機能喪失及び格納容器破損防止対策に係る有効性評価（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、格納容器へのスプレイ流量を常設代替低圧注水系ポンプ2台で最大300m<sup>3</sup>/hであり、ポンプ1台当たり150m<sup>3</sup>/hが必要となることから、公称値を約200m<sup>3</sup>/hとする。

## 2. 全揚程 144m

格納容器内にスプレイする場合の常設低圧代替注水系ポンプの全揚程は、格納容器内にスプレイする場合の水源と移送先の圧力（大気開放である代替淡水貯槽と格納容器の圧力0.604MPaの圧力差）、静水頭、機器圧損、配管・及び弁類圧損を基に144mとなることから、公称値を約200mとする。

### ・移送先の圧力約0.604MPa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、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用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。

また、代替格納容器スプレイ冷却系は、格納容器下部注水系と同時に使用す

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。

### 3. 最高使用圧力 3.50MPa[gage]

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプの最高使用圧力は、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19.7m（約0.19MPa[gage]）を加えた約3.43MPa[gage]を上回る圧力として3.50MPa[gage]とする。

### 4. 最高使用温度 66℃

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプの最高使用温度は、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 163kW

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプの容量 $200\text{m}^3/\text{h}$ 、全揚程 $200\text{m}$ の時の必要軸動力は、下記の式より約 $163\text{kW}$ となる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{-3} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta/100) \\ &= 10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((200/3,600) \times 200) / (67/100) \\ &= 162.63\text{kW} \doteq 163\text{kW} \end{aligned}$$

$P$  : 必要軸動力 (kW)

$P_w$  : 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 (第49-6-1図参照)

$\eta$  : ポンプ効率 (%) = 約67 (第49-6-1図参照)

(参考文献 : 「ターボポンプ用語」 (JIS B 0131-2002))



第49-6-1図 常設低圧代替注水系ポンプ性能曲線

以上より，常設低圧代替注水系ポンプの必要動力は163kW／台であり，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する常設低圧代替注水ポンプの電動機仕様は，190kW／台とする。

名称		可搬型代替注水大型ポンプ
容量	m <sup>3</sup> /h/台	130以上（注1）（約1,440（注2））
吐出圧力	MPa[gage]	1.28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/台	847
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す。 注2：公称値を示す。
<p><b>【設定根拠】</b></p> <p>可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時に以下の機能を同時に使用できる設計とする。</p> <p>可搬型代替注水大型ポンプは、設計基準対処設備の残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却系）の機能喪失又はサプレッション・プール水を水源として使用できない場合においても、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、可搬型重大事故対処設備として設置する。</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）として使用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格納容器内の圧力及び温度を低下させ炉心の著しい損傷を防止するため使用する。</p> <p>可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯槽等を水源として、原子炉建屋の異なる面の隣接しない位置に設置する複数の接続口に接続し、残留熱除去系配管を経由して、格納容器へスプレイすることにより炉心の著しい損傷を防止する設計とする。</p>		

なお、可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時において、原子炉への注水及び格納容器へのスプレイに必要な流量を確保するために1セット1台使用する。保有数は2セットで2台と、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。

#### 1. 容量 130m<sup>3</sup>/h/台

可搬型代替注水大型ポンプの必要容量は、可搬型代替注水大型ポンプを用いて残留熱除去系配管（C）又は低圧炉心スプレイ系配管から原子炉へ注水する場合の容量であり、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130m<sup>3</sup>/hとしている。

また、残留熱除去系配管から格納容器へスプレイする場合の容量は、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、全交流動力電源喪失（長期TB）に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において、格納容器へのスプレイ流量を130m<sup>3</sup>/hとしている。

代替原子炉注水機能及び代替格納容器スプレイ機能を同時に使用することを考慮し、130m<sup>3</sup>/hが必要となることから、公称値を1,440m<sup>3</sup>/hとする。

## 2. 全揚程

可搬型代替注水大型ポンプを用いて残留熱除去系配管から格納容器へスプレイする場合の可搬型代替注水大型ポンプの揚程は、淡水又は海水を格納容器にスプレイする場合の、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設定する。

<残留熱除去系（B）配管からの低圧代替注水>

・低圧注水系接続口（東）の場合

水源と移送先の圧力差 約 0.604MPa[gage]

静水頭 約 0.265MPa[gage]

ホース圧損 約 0.052MPa[gage]

配管及び弁類圧損 約 0.357MPa[gage]

合計 約 1.278MPa[gage]

≒1.28MPa[gage]

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1,440m<sup>3</sup>/hにおける吐出圧力である約1.20MPa[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℃

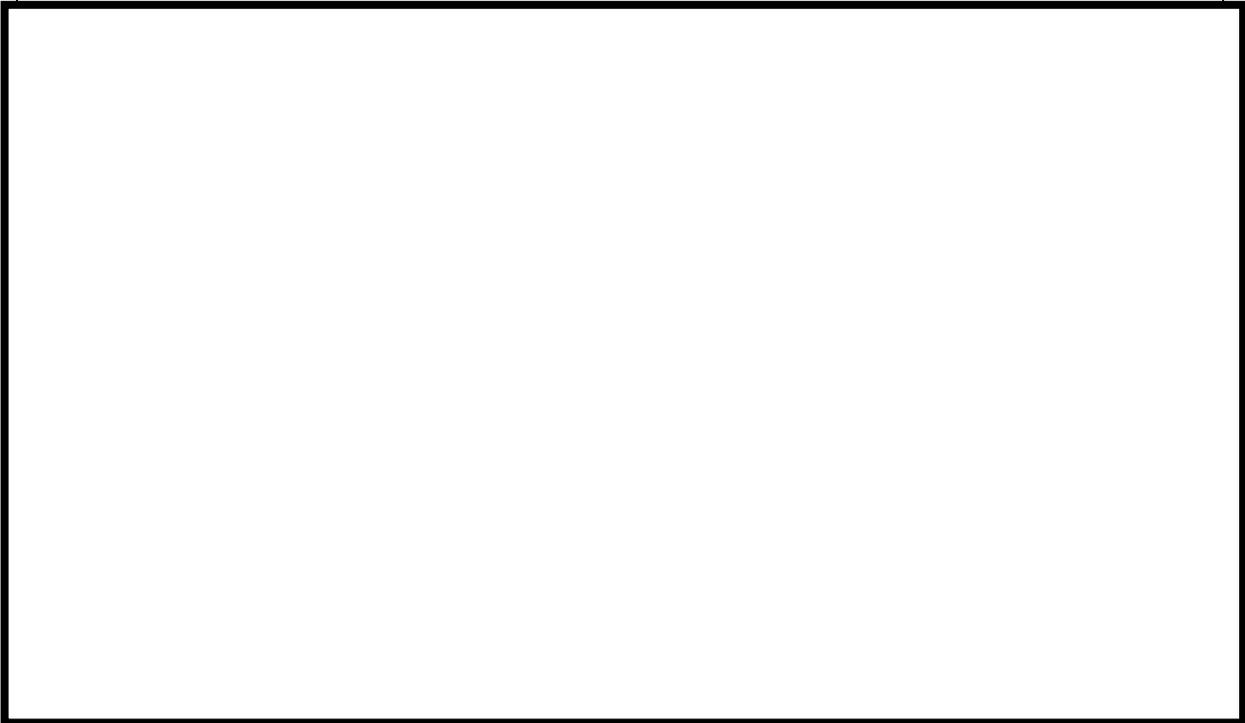
可搬型代替注水大型ポンプの最高使用温度は、供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である60℃とする。

5. 原動機出力 847kW／台

代替格納容器スプレイ系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの原動機については，メーカー設計値である847kW／台とする。

6. 可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線を以下に示す。



第49-6-2図 可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線

## 常設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 L O C A 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（ドライウエル部）への注水

大破断 L O C A 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、原子炉注水が崩壊熱相当の注水流量、ペDESTAL（ドライウエル部）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。

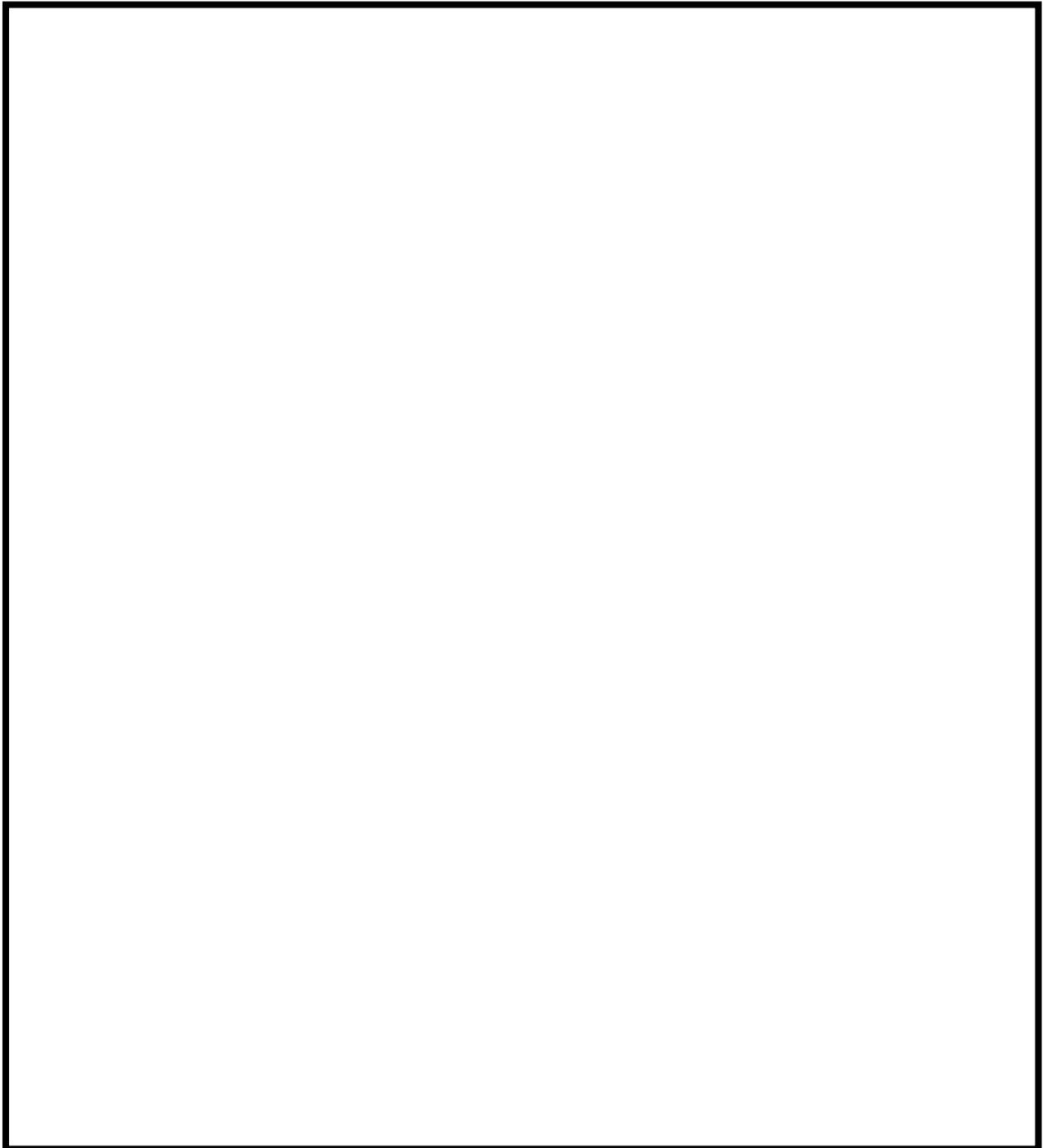
なお、可搬型代替注水大型ポンプを使用した注水系についても、複数箇所への注水先を有しているが、以下のとおり想定する同時注水の組み合わせでも、必要流量が確保できるよう設計する。

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。

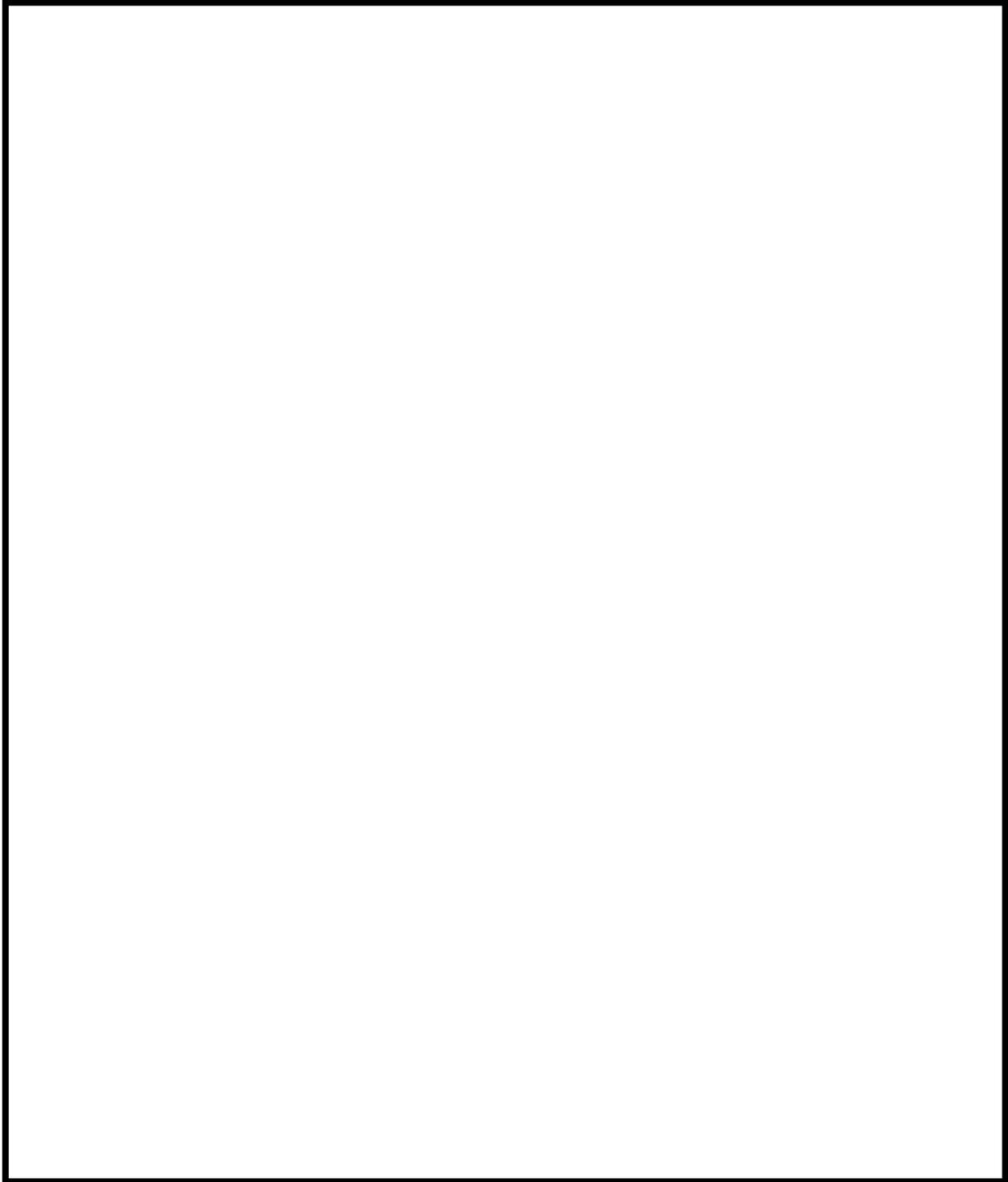
#### ①原子炉への注水と格納容器スプレイ

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。

49-7 接続図

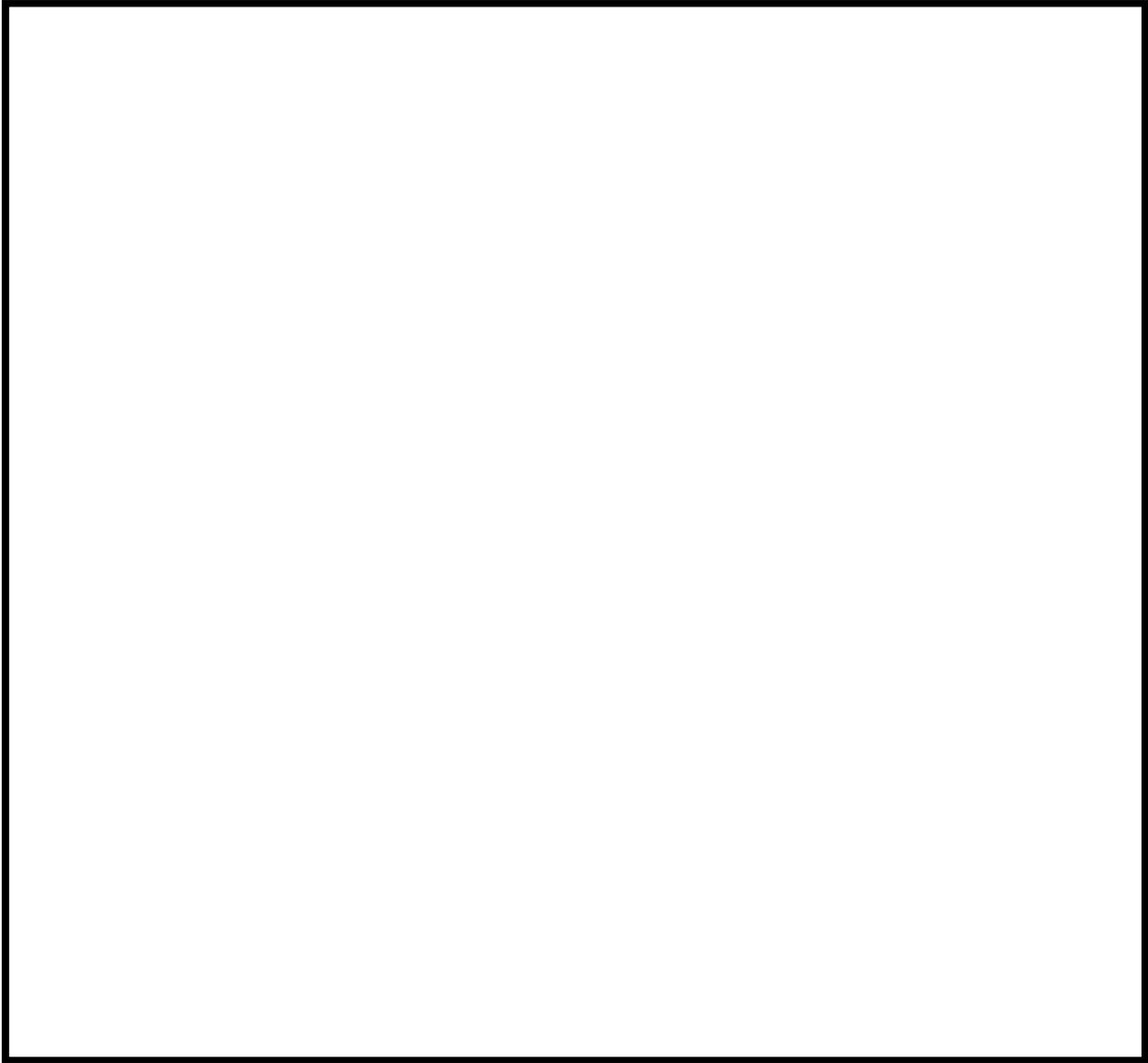


第 49-7-1 図 接続図（淡水貯水池から接続口）



第49-7-2図 接続図（代替淡水貯槽から接続口）

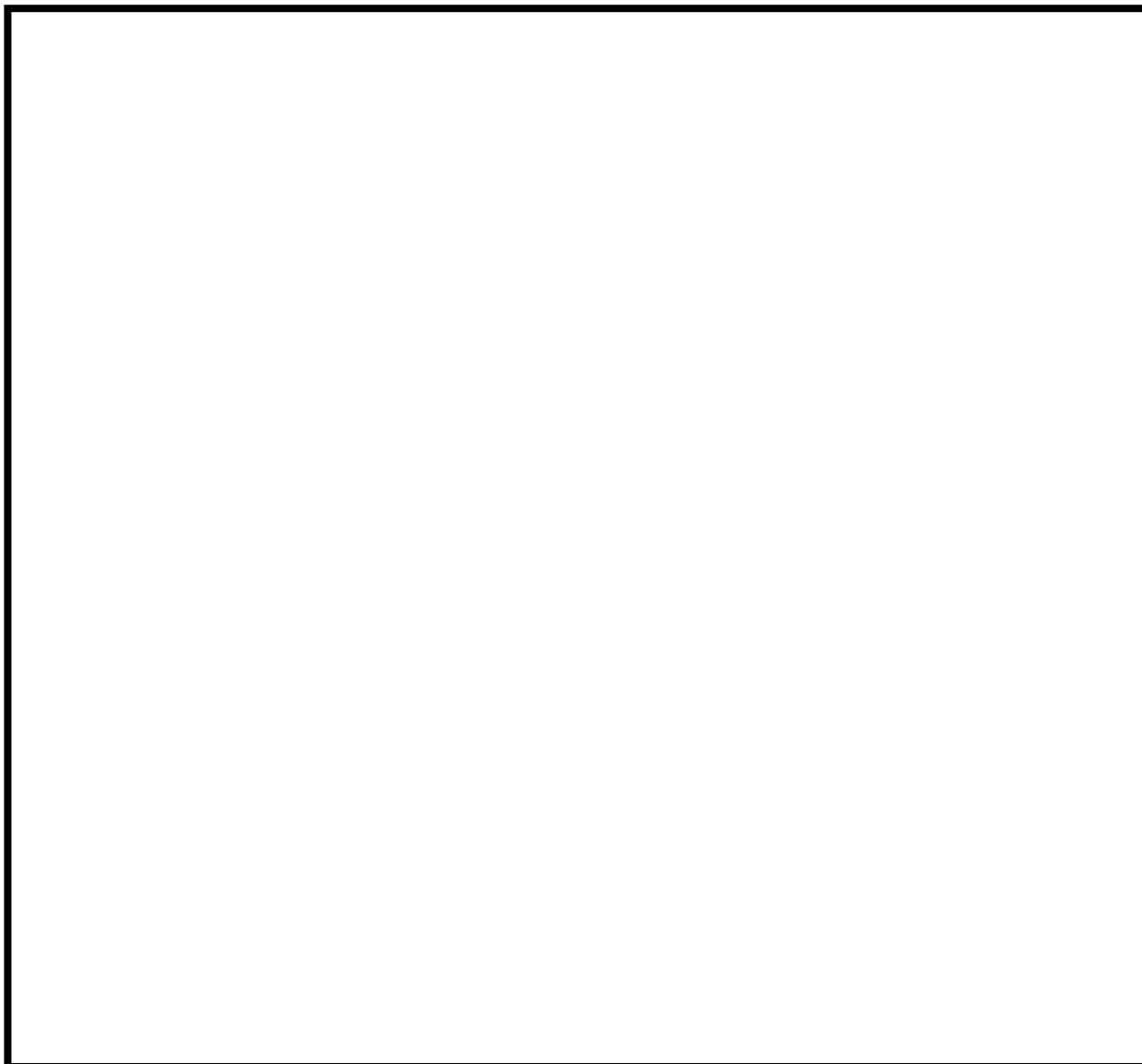
49-8 保管場所図



第 49-8-1 図 保管場所図（位置の分散）

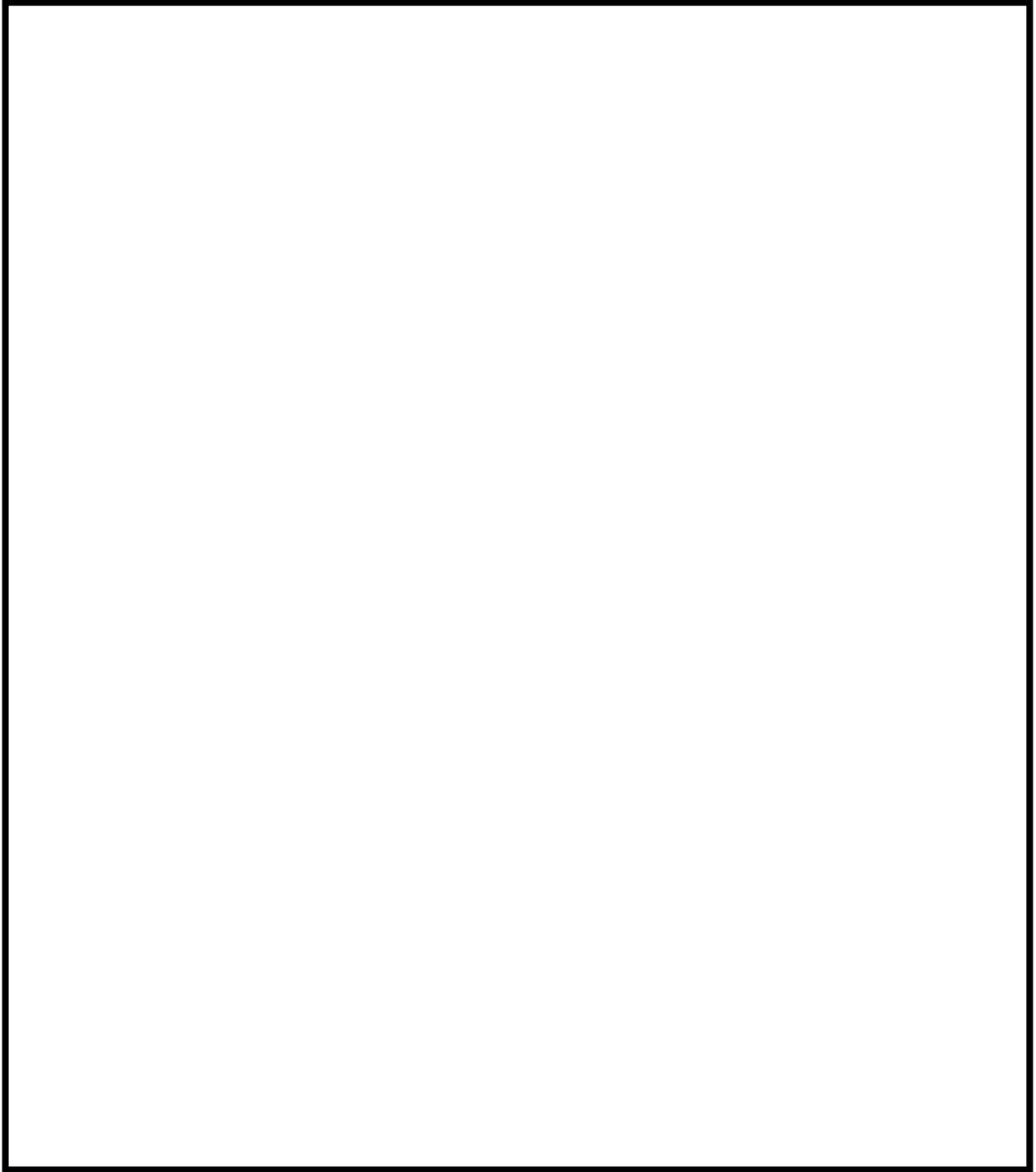
49-8-1

49-9 アクセスルート図



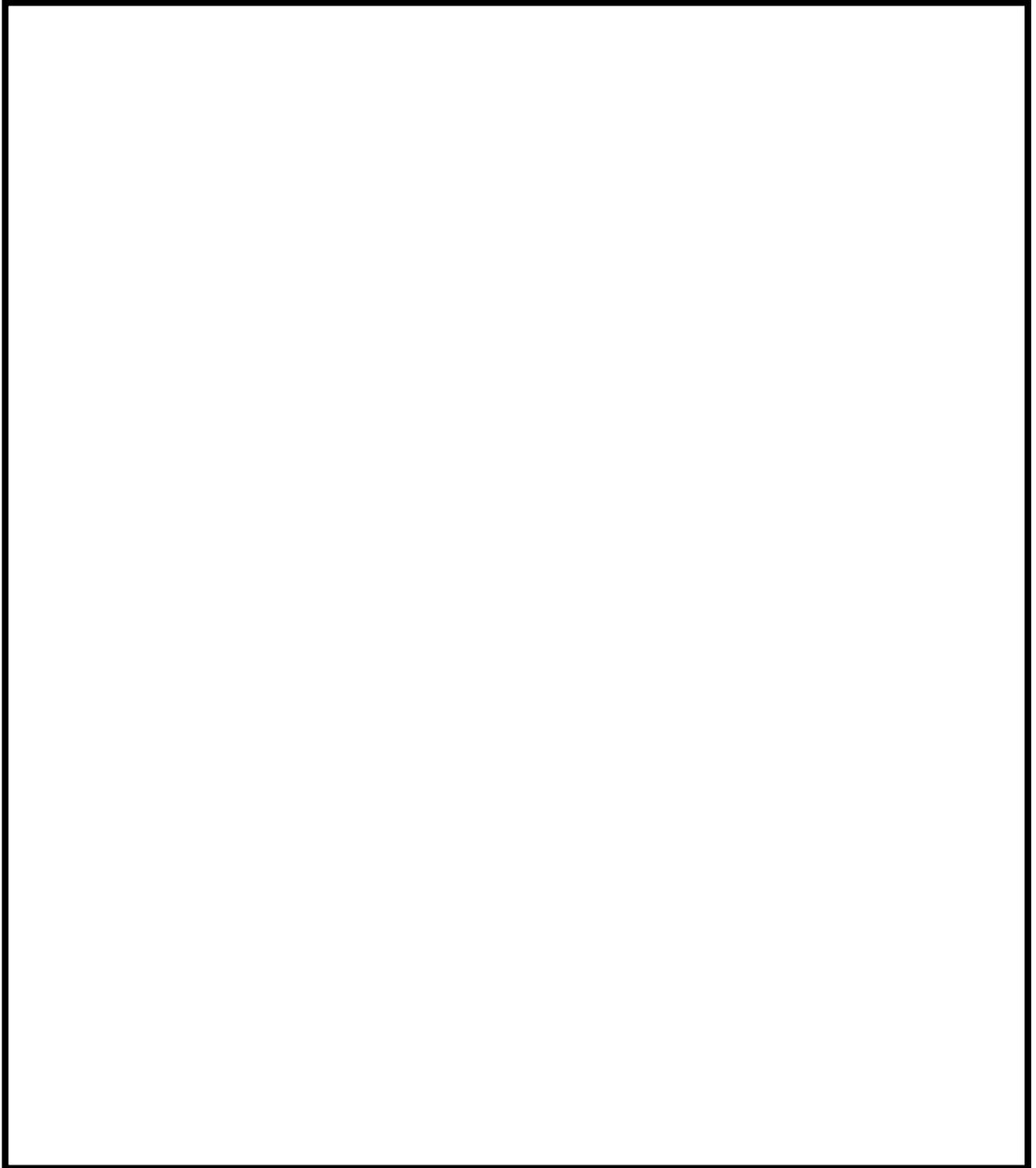
第 49-9-1 図 保管場所およびアクセスルート図

49-9-1

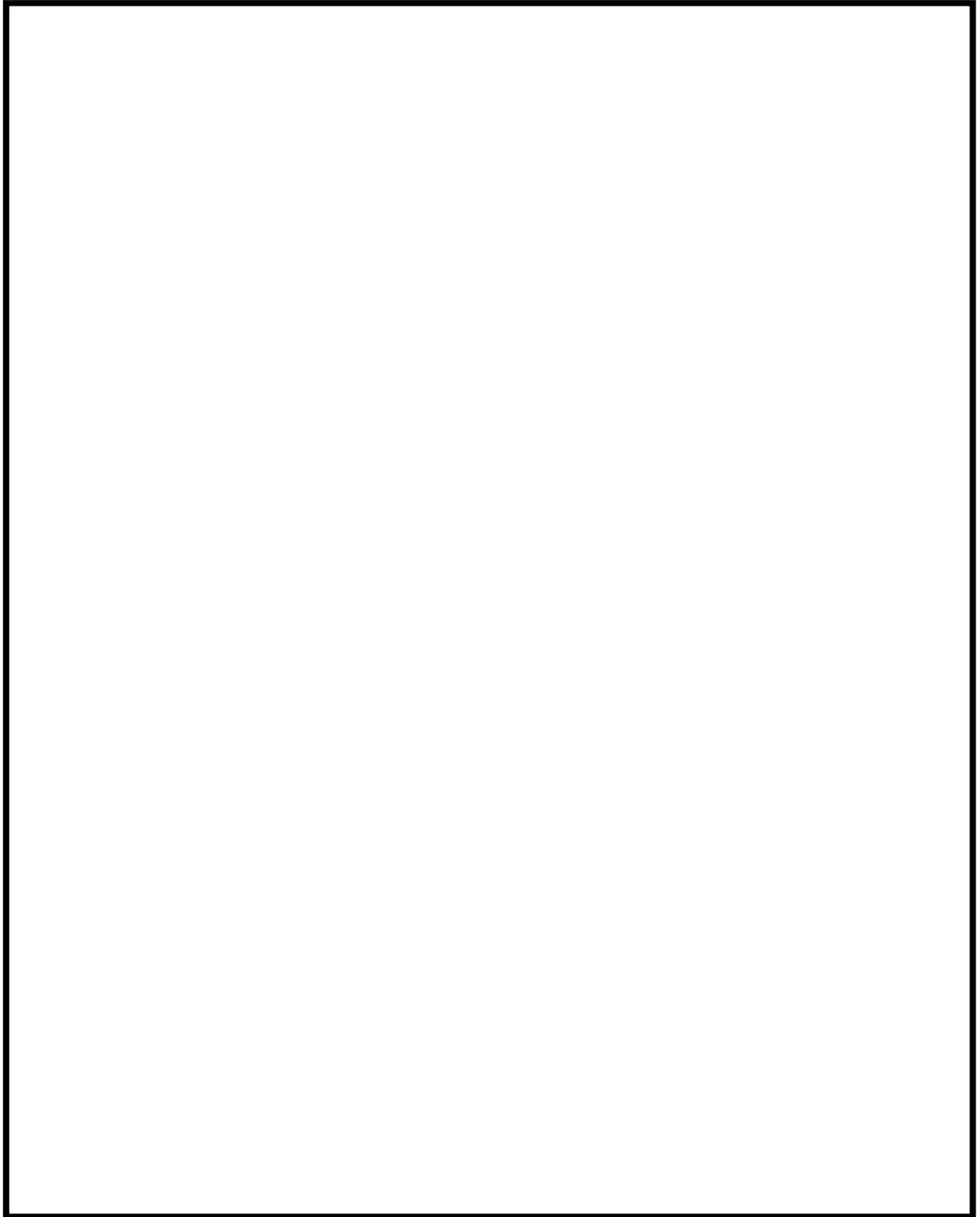


第 49-9-2 図 保管場所及びアクセスルート図

49-9-2



第 49-9-3 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 49-9-4 図 保管場所～淡水貯水池～接続口までのアクセスルート図

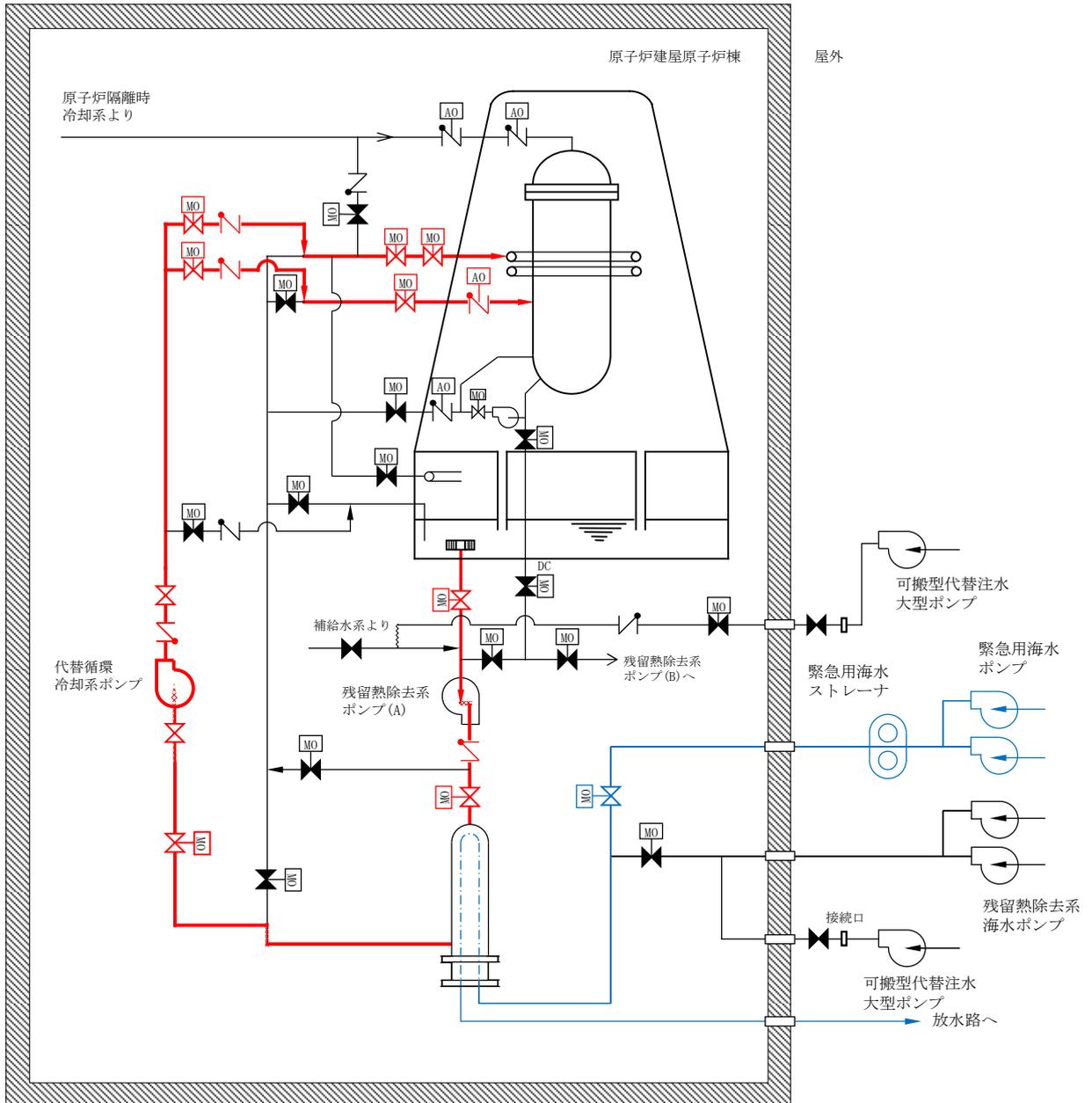
49-10 その他設備

原子炉格納容器内を冷却するための自主対策設備として、以下を整備する。

① 代替循環冷却系

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ(格納容器スプレイ冷却系)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、自主対策設備として代替循環冷却系を設ける。

代替循環冷却系は、サプレッション・プールを水源とし、代替循環冷却系ポンプを用い格納容器スプレイが可能な設計とする。



緊急用海水系使用時の図を示す。

第 49-10-1 図 代替循環冷却系 系統概要図

## ② 消火系を用いた代替格納容器スプレイ冷却の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ(格納容器スプレイ冷却系)、常設低圧代替注水系ポンプが喪失した場合、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、自主対策設備として消火系を用いた格納容器スプレイ手段を整備している。

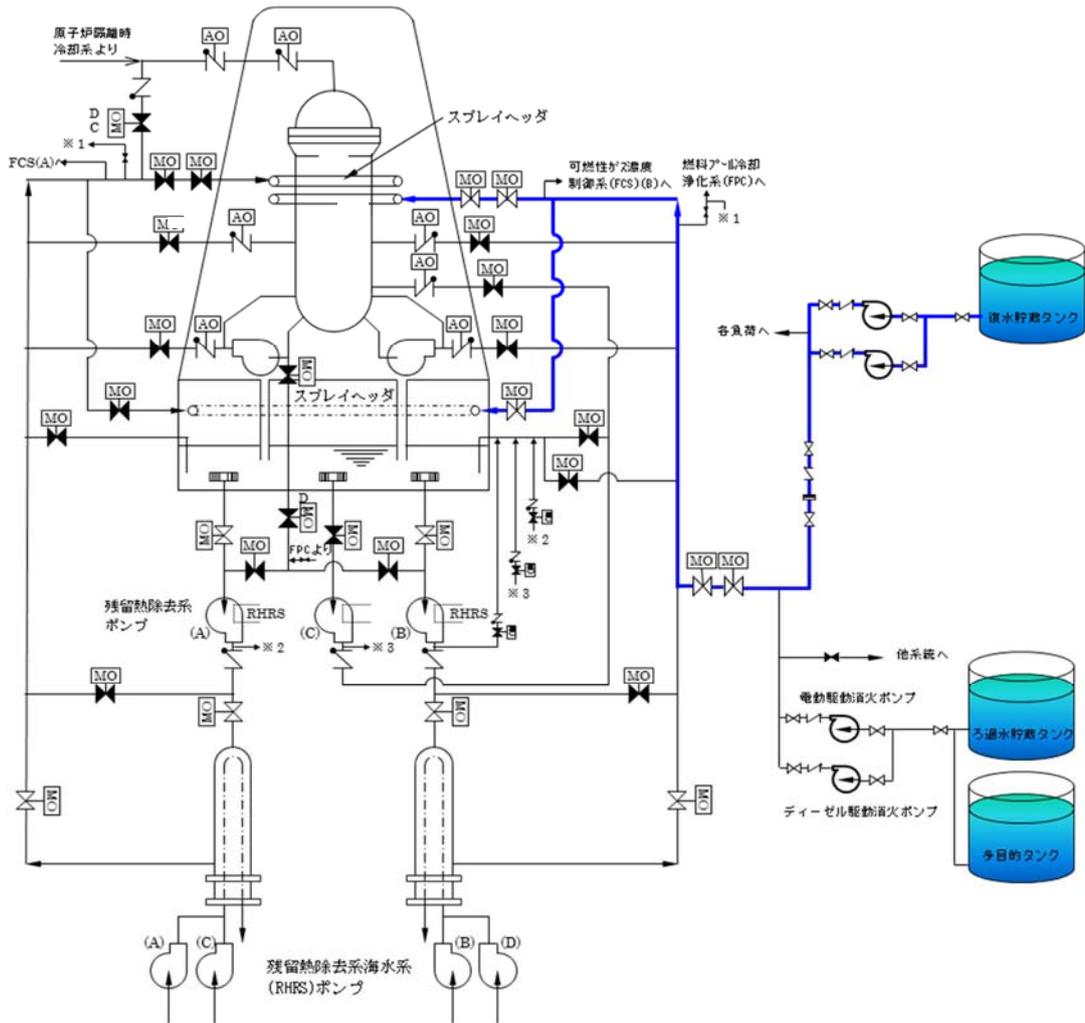
消火系を用いた格納容器スプレイ手段については、電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを用い、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)とは異なる淡水タンク(多目的タンク、ろ過水貯蔵タンク、純水貯蔵タンク、原水タンク)を水源として消火系、残留熱除去系を通じて格納容器スプレイを行う手順を整備している。

第49-10-2図 消火系による格納容器スプレイ手順の概要図

③ 補給水系を用いた代替格納容器スプレイ冷却の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ(格納容器スプレイ冷却モード), 常設低圧代替注水系ポンプが喪失した場合, 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため, 自主対策設備として補給水系を用いた格納容器スプレイ手段を整備している。

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

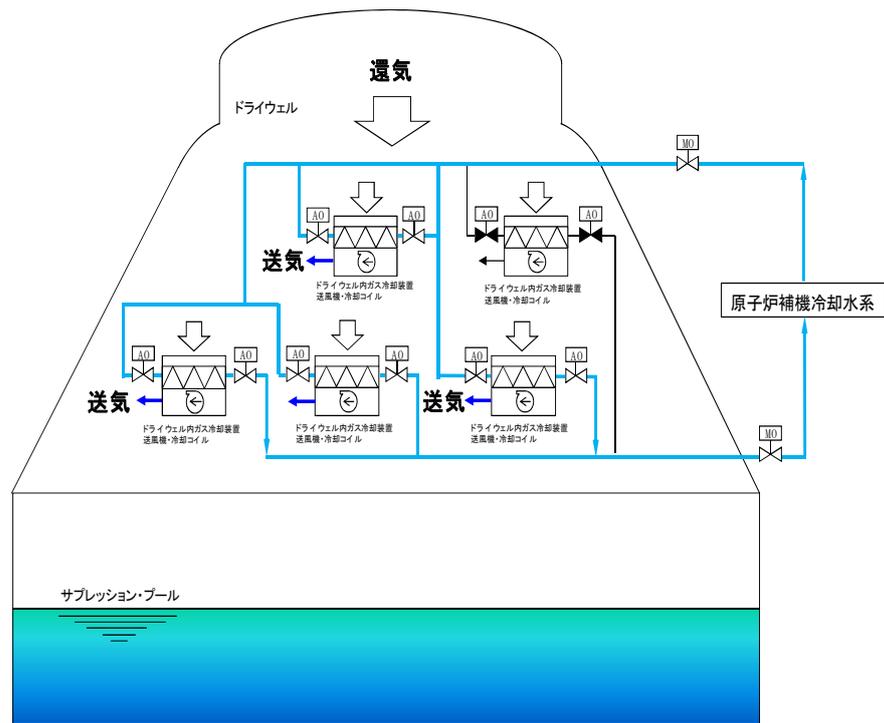


第49-10-3図 補給水系による格納容器スプレイ手順の概要図

④ ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器除熱

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

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



第49-10-4図 ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器除熱概略図