

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

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

45-9 E C C S 系ポンプの高温耐性評価について

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

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		45-4 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 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	45-3 配置図	
		第 2 号	操作性		中央制御室操作	A
			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—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	45-3 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	防止設備一対象(代替対象 D B 設備有り)一屋内	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）

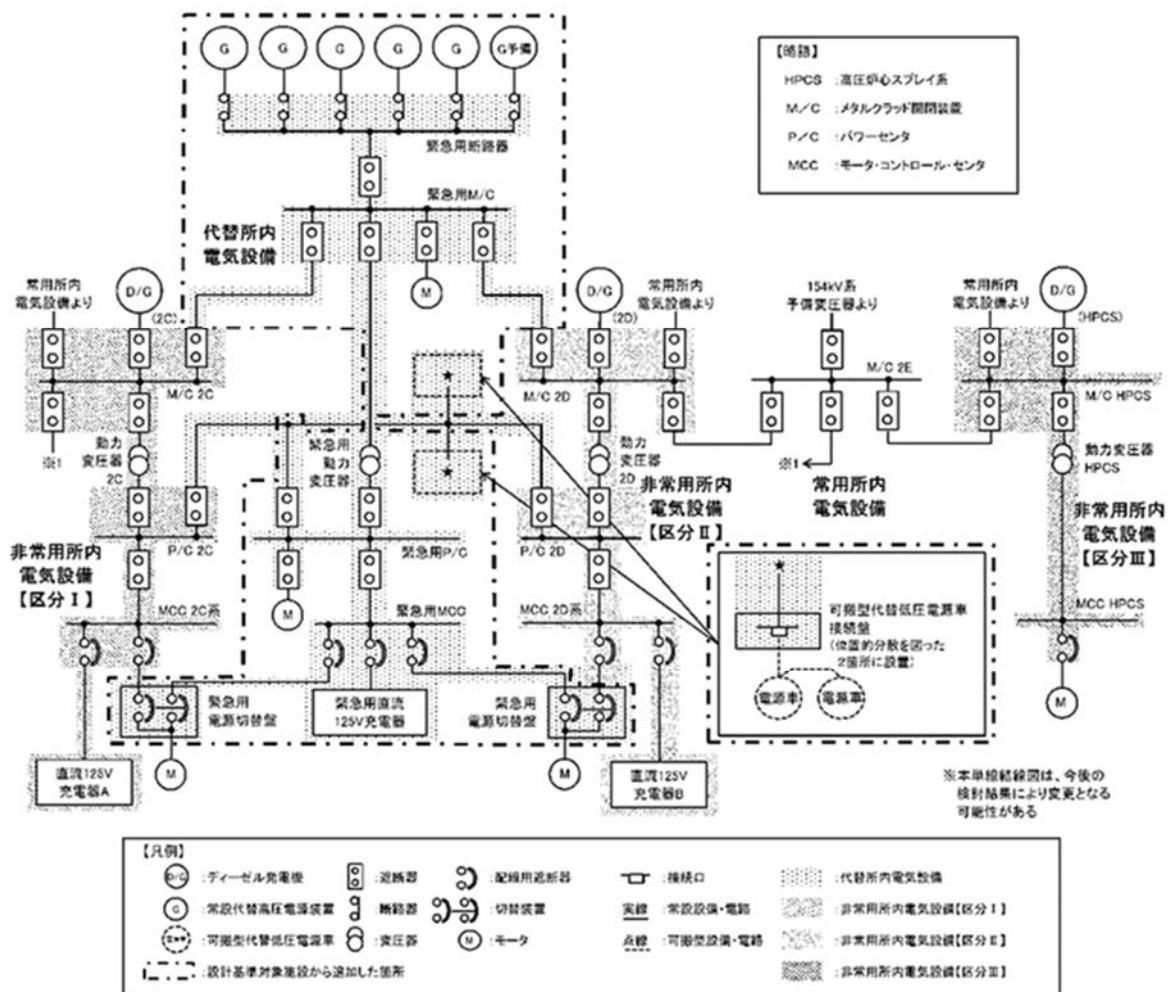
第45条:原子炉冷却材圧力バウンダ高压時に 発電用原子炉を冷却するための設備				原子炉隔離時冷却系ポンプ (設計基準拡張)		類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／屋外の天候／放射線		原子炉建屋原子炉棟内		B	
				荷重		(有効に機能を発揮する)		—	
				海水		(海水を通水しない)		対象外	
				他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)		—	
				電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)		—	
				関連資料		—			
		第2号	操作性		中央制御室操作 現場操作 (弁操作)		A, B f		
			関連資料		—				
		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		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		—			

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				高压炉心スプレイ系ポンプ (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

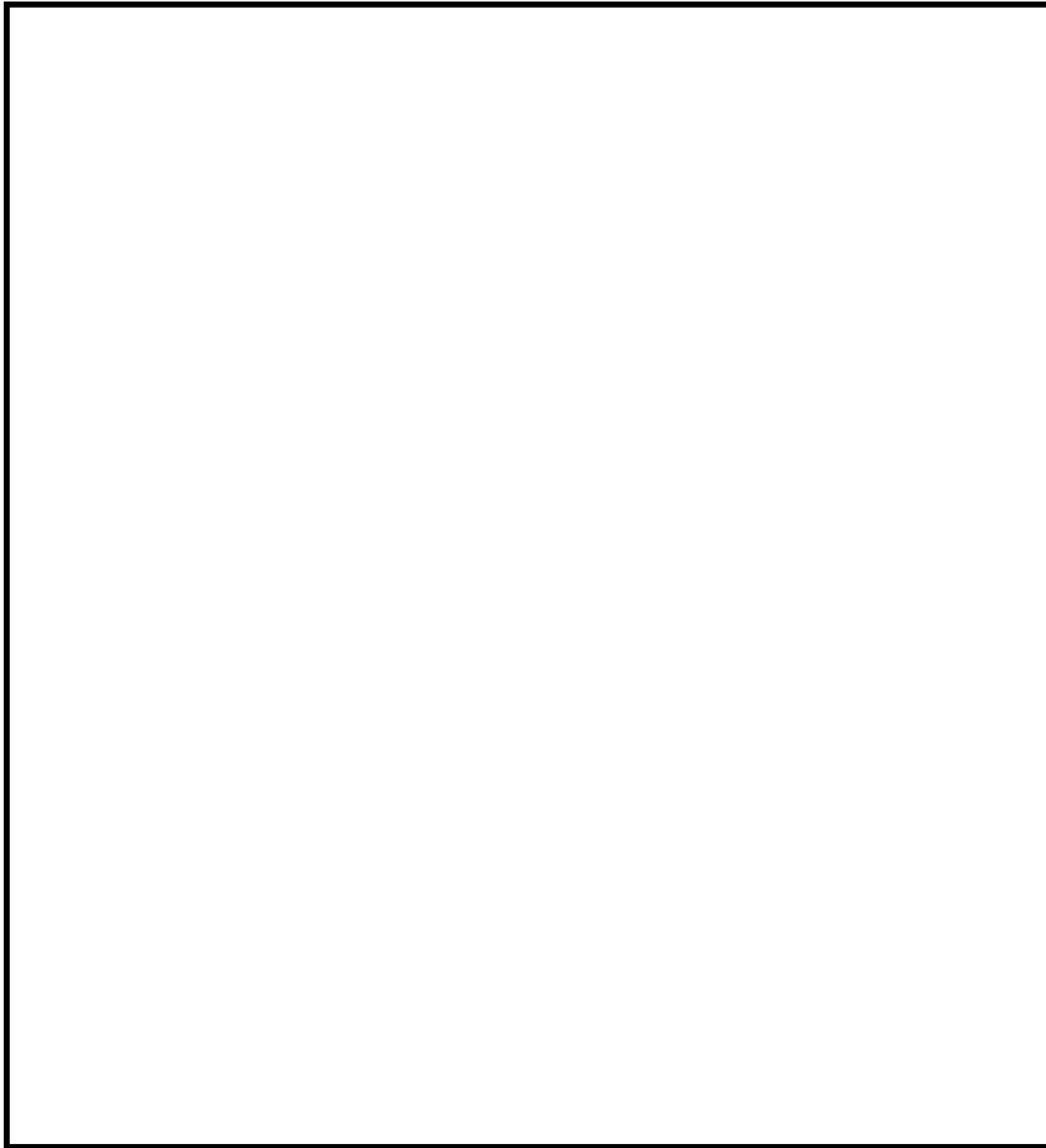
45-2-1



第 45-2-1 図 電源構成図（交流電源）（1／3）

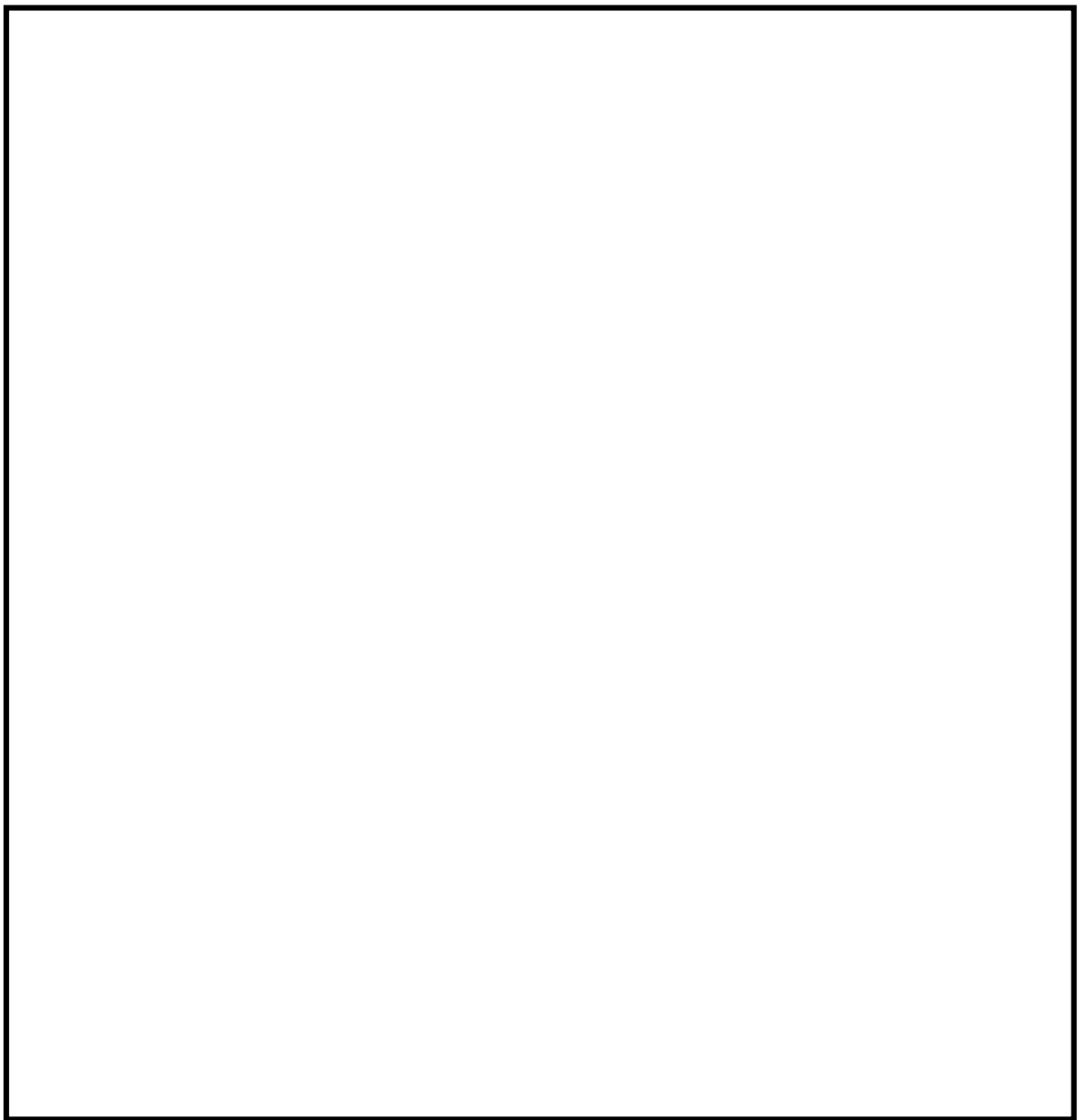
45-3 配置図

45-3-1



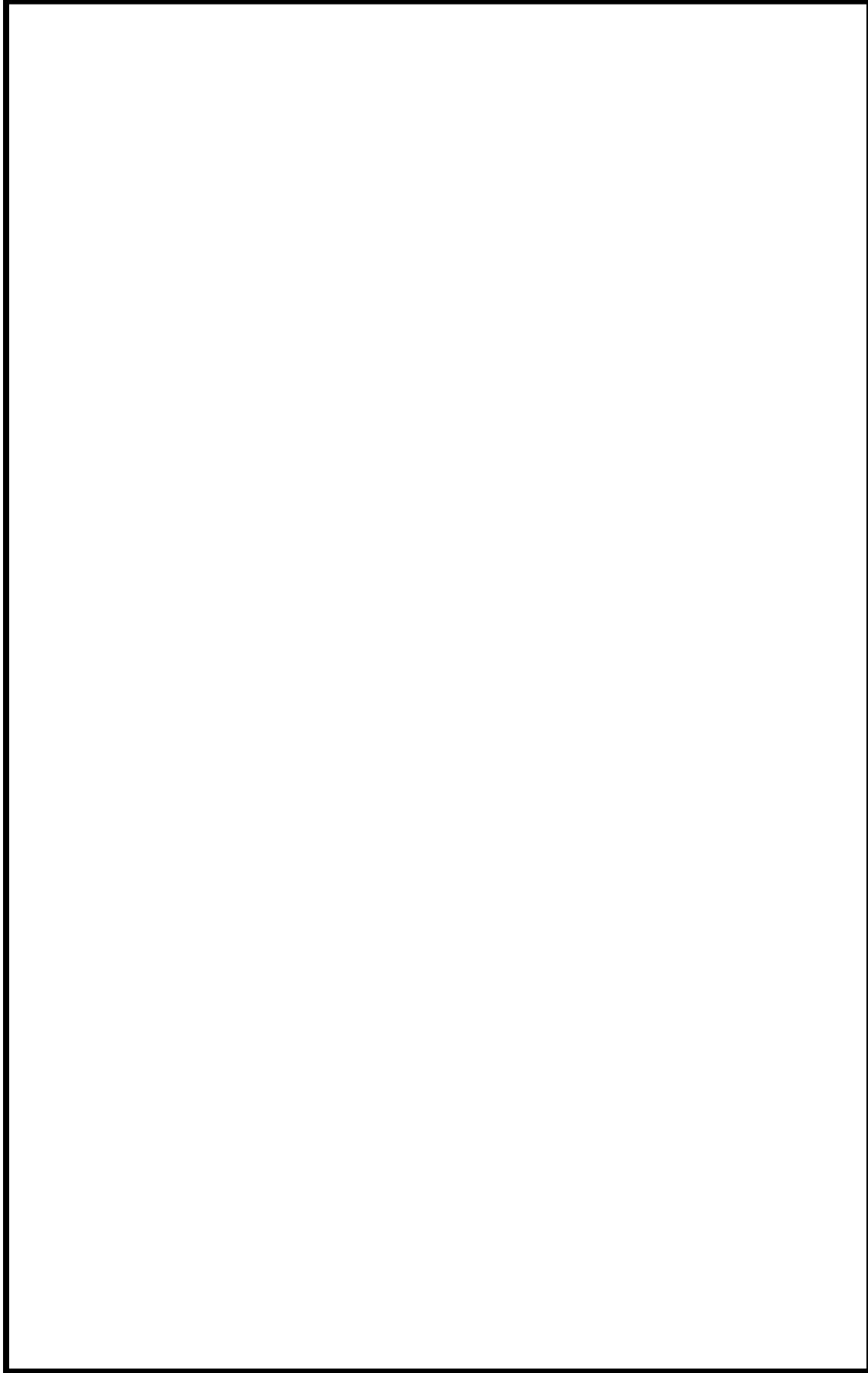
第 45-3-1 図 構内全体配置図

45-3-2

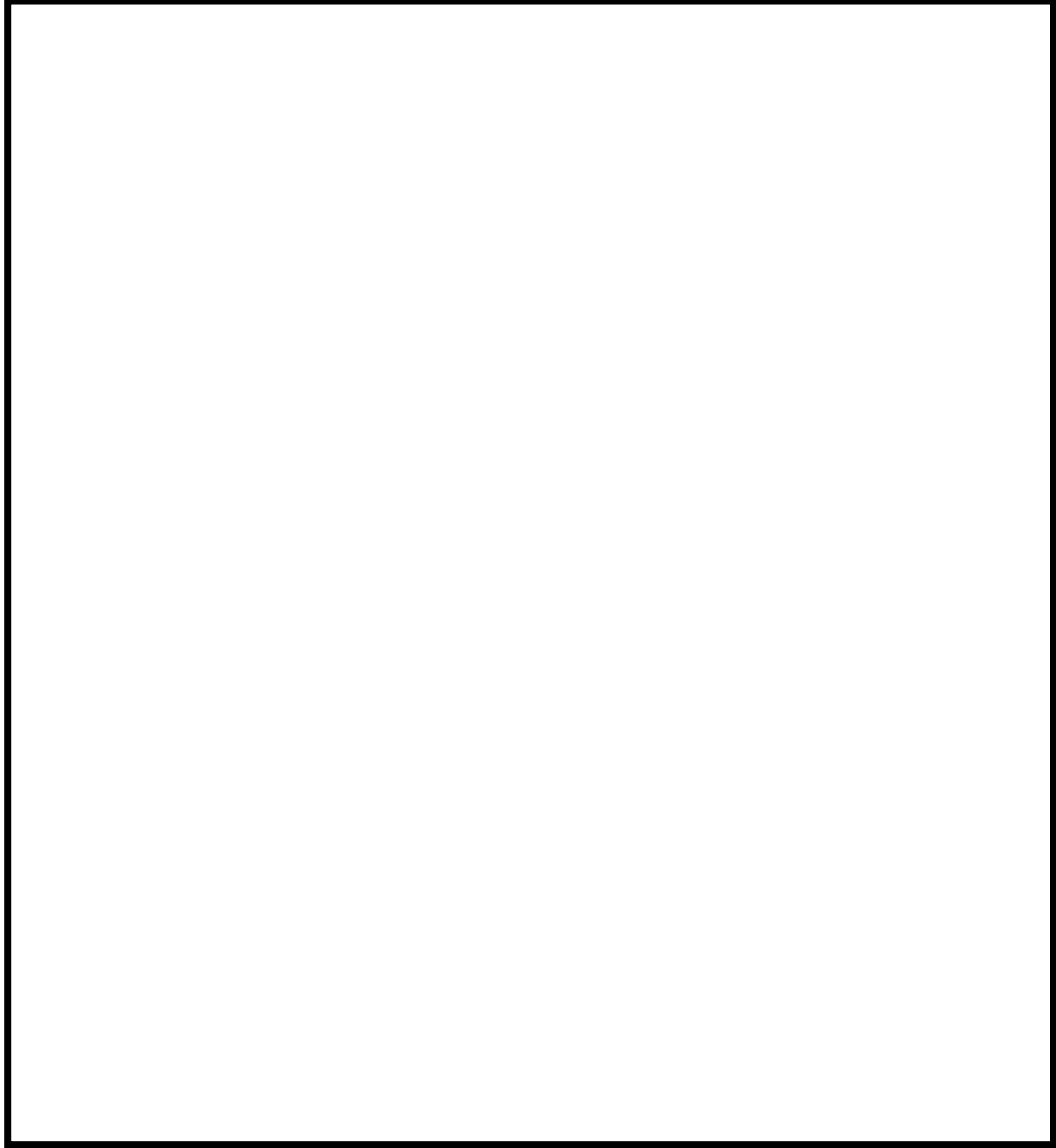


第45-3-2図 高圧代替注水系に係る機器配置図

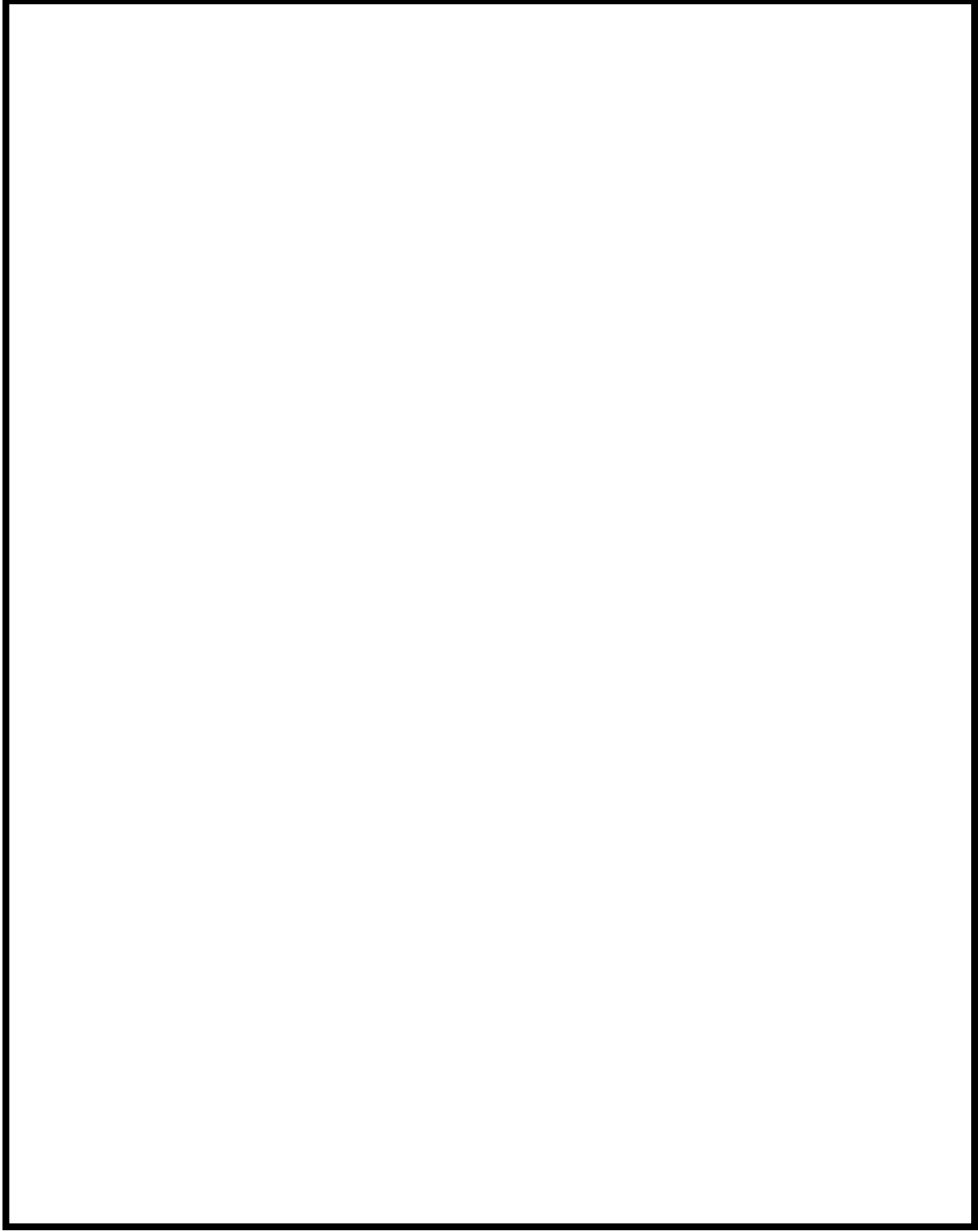
45-3-3



第 45-3-3 図 高圧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）



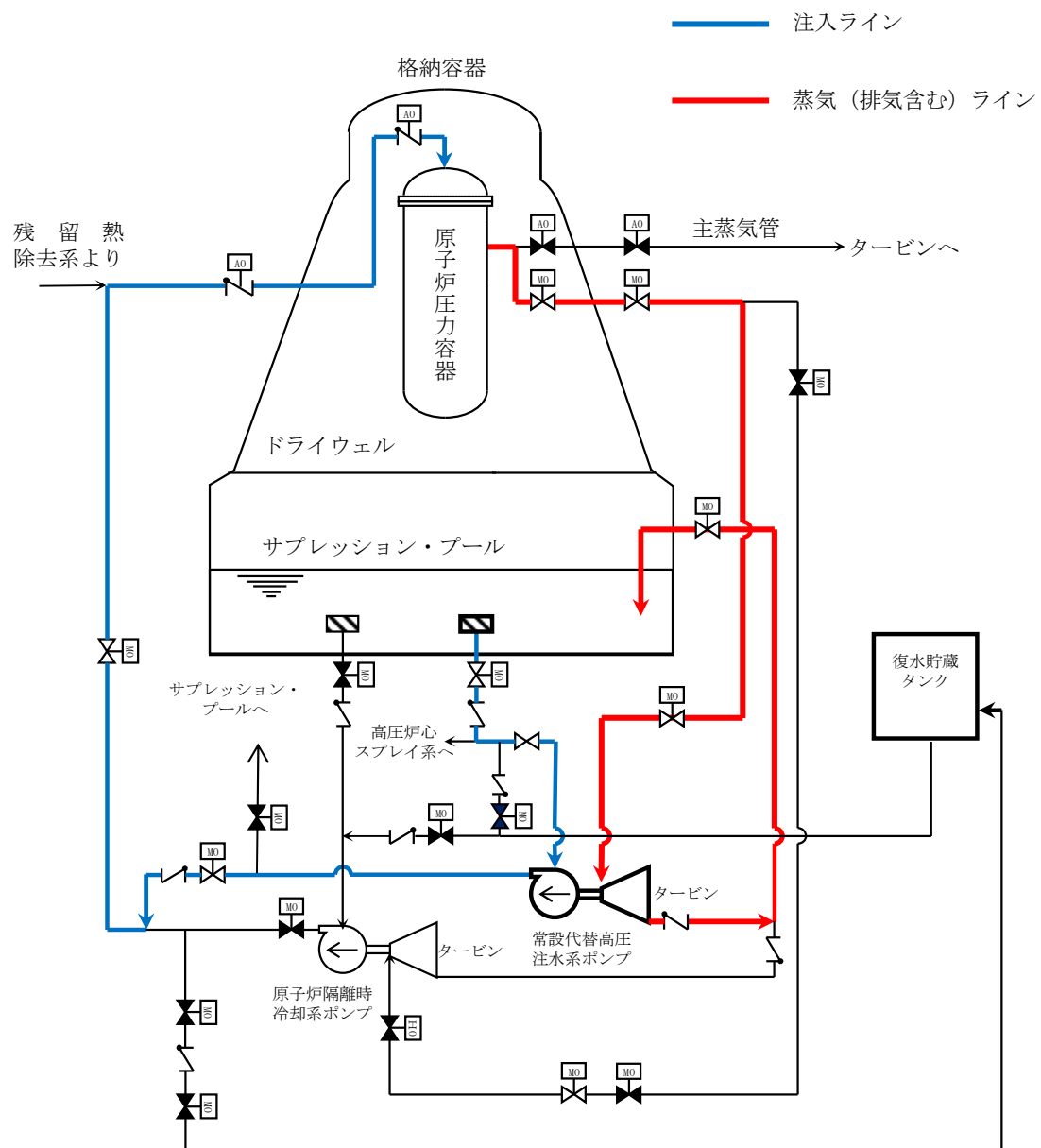
第 45-3-4 図 高压代替水系に係る機器配置図（原子炉建屋地下 1 階）



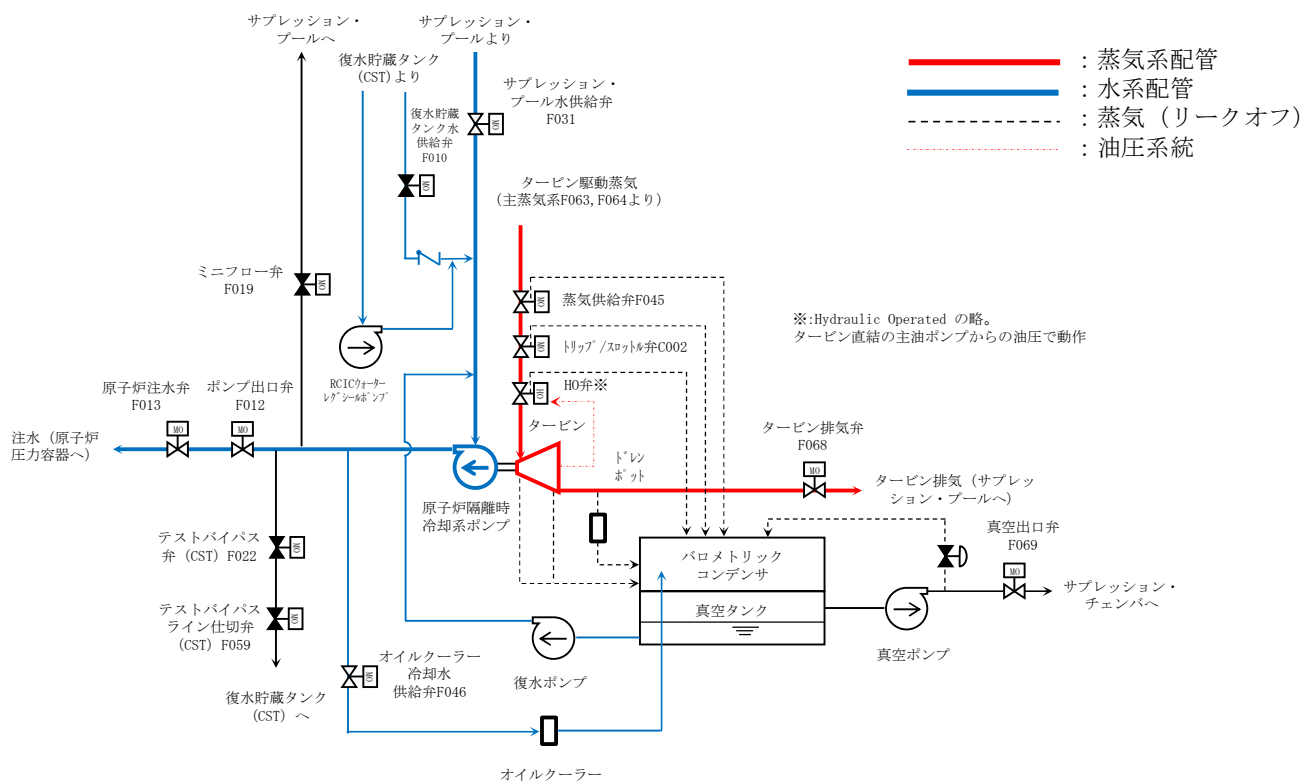
第 45-3-5 図 高压代替水系に係る機器配置図 (原子炉建屋 4 階)

45-4 系統図

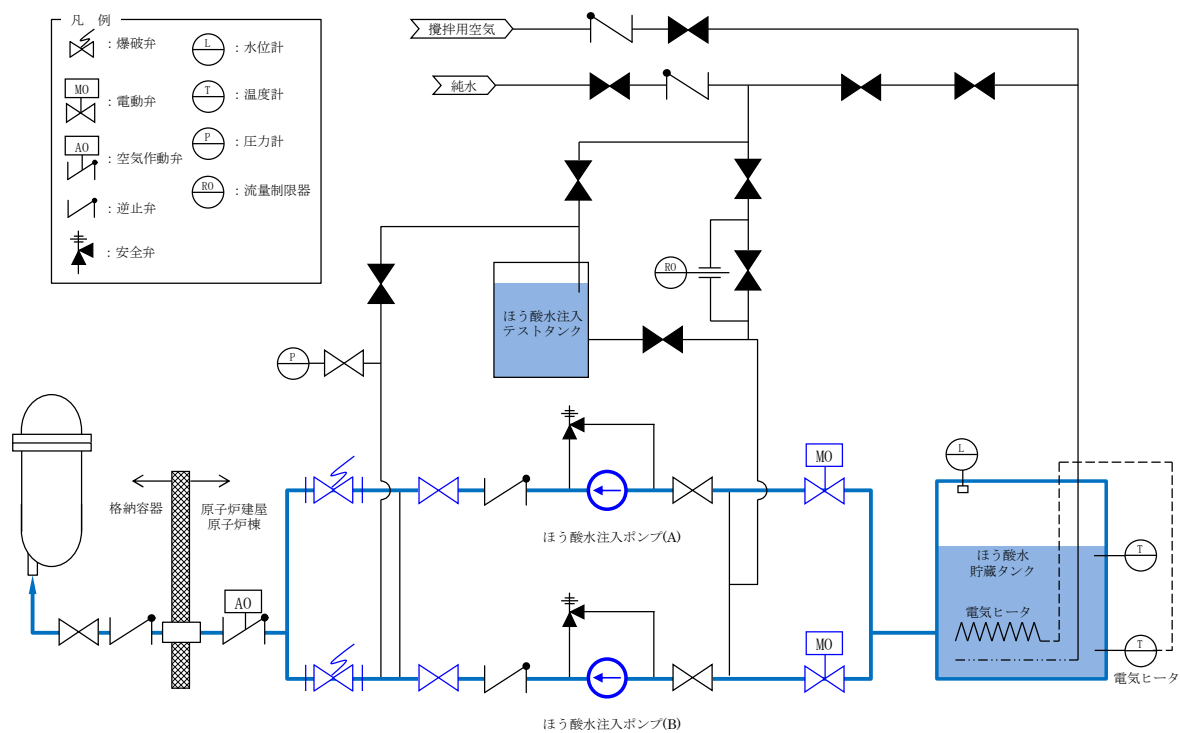
45-4-1



第 45-4-1 図 高圧代替注水系 系統概要図



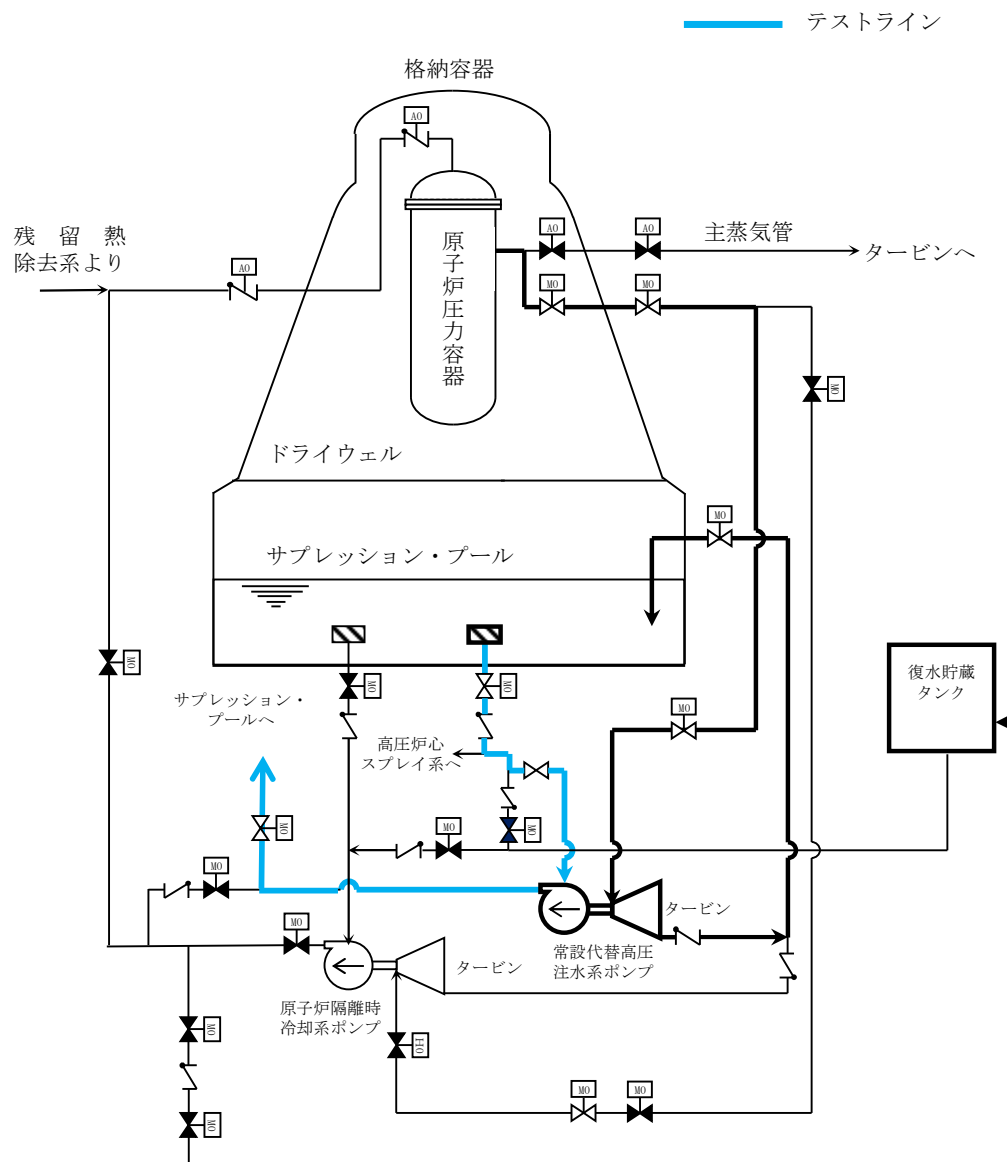
第 45-4-2 図 原子炉隔離時冷却系 補機系統概要図



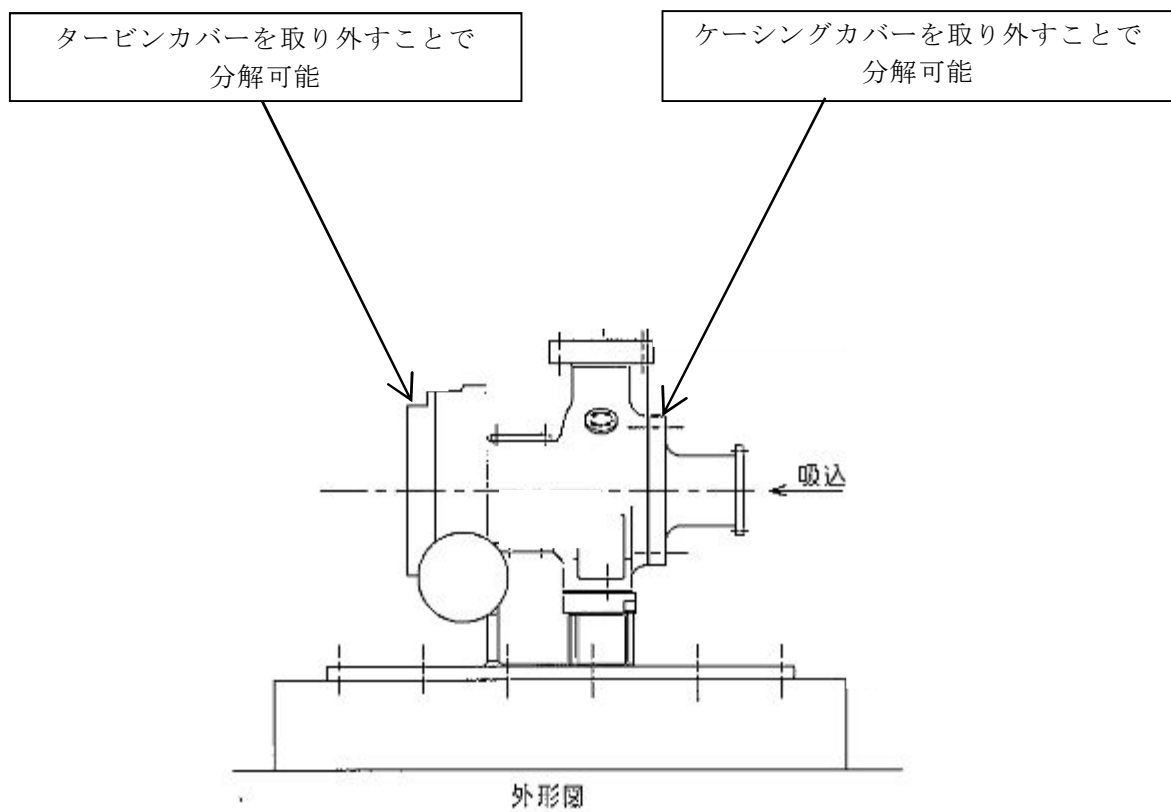
第 45-4-3 図 ほう酸水注入系 系統概要図

45-5 試験及び検査

45-5-1



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

45-6-1

名 称		常設高圧代替注水系ポンプ
容 量	m^3/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
【設定根拠】 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。 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。 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。 1. 容量 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 $136\text{m}^3/\text{h}$ とし、公称値を約 $142\text{m}^3/\text{h}$ とする。		

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136m³/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

$$\begin{aligned} & 7.86\text{MPa}[\text{gage}] \times 101.97 - 0.005\text{MPa}[\text{gage}] \times 101.97 \\ & = 801.48\text{m} - 0.51\text{m} = 800.97\text{m} \div 801\text{m} \end{aligned}$$

- 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

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

- ③ 配管・機器圧力損失：24.5m

- ④ ①～③の合計：871.4 $\div$ 872m

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 サブプレッション・プール：0.100MPa[gage]

- ② 静水頭：5.714m $\times$ 0.00980665 = 0.056MPa[gage]

5.714m：サプレッション・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： $1,036\text{m} \times 0.00980665 = 10.159\text{MPa}[\text{gage}] \div 10.16\text{MPa}[\text{gage}]$

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，サプレッション・プール水温度 100°C で停止することを考慮し， 120°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。

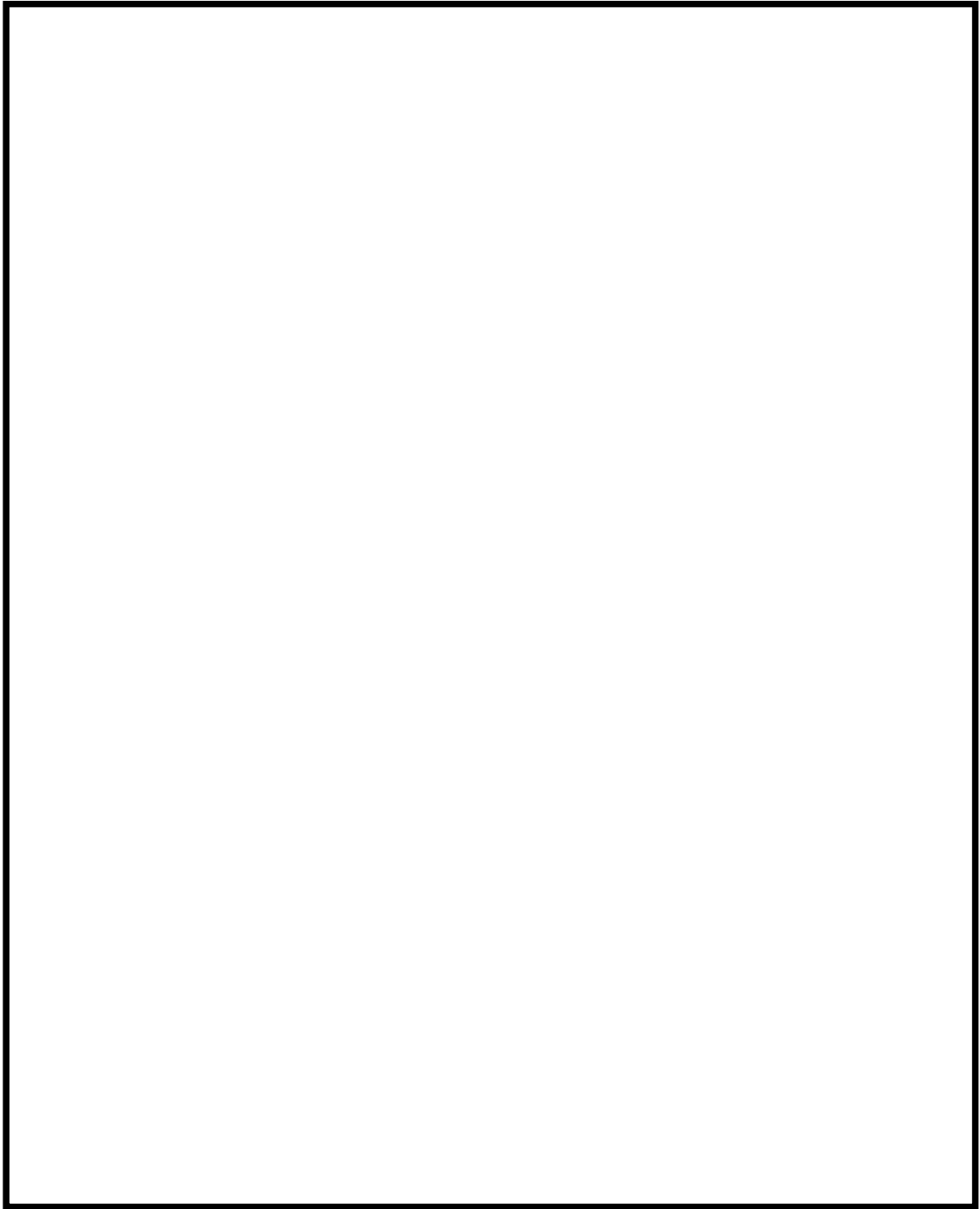
ポンプ吸込みラインは、高圧炉心スプレイ系ポンプの吸込みラインから分岐し、ポンプ吐出ラインは原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出ラインへ合流する設計とする。

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。



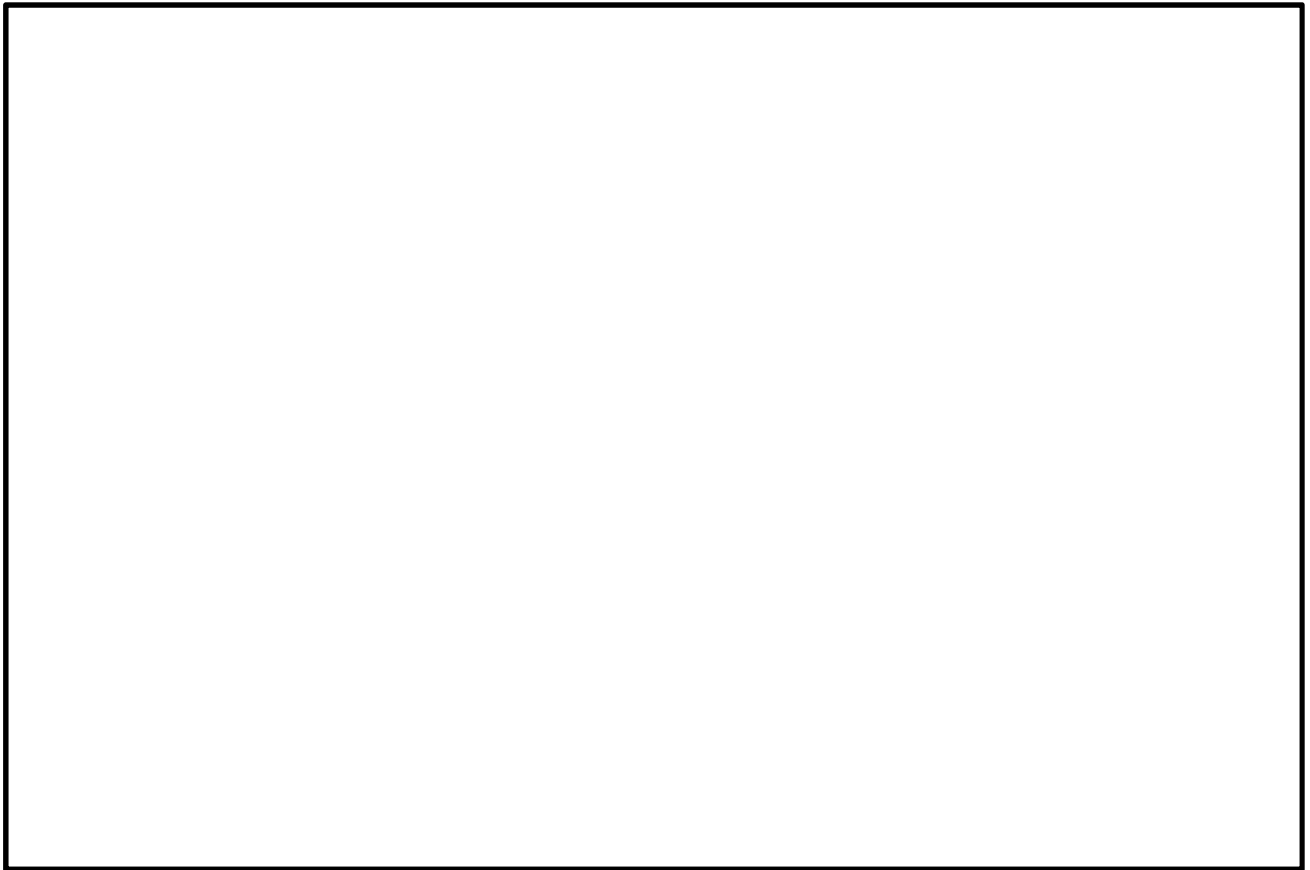
第 45-7-1 図 常設高圧代替注水系ポンプ 構造概要

＜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。



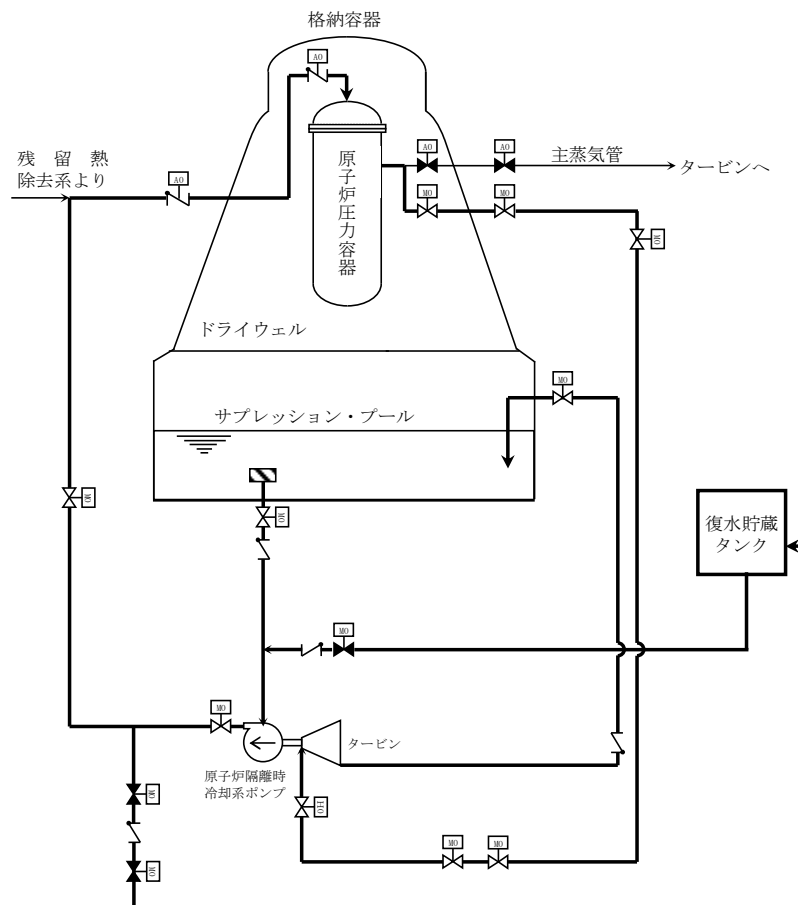
第 45-7-2 図 常設高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンの構造



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）】

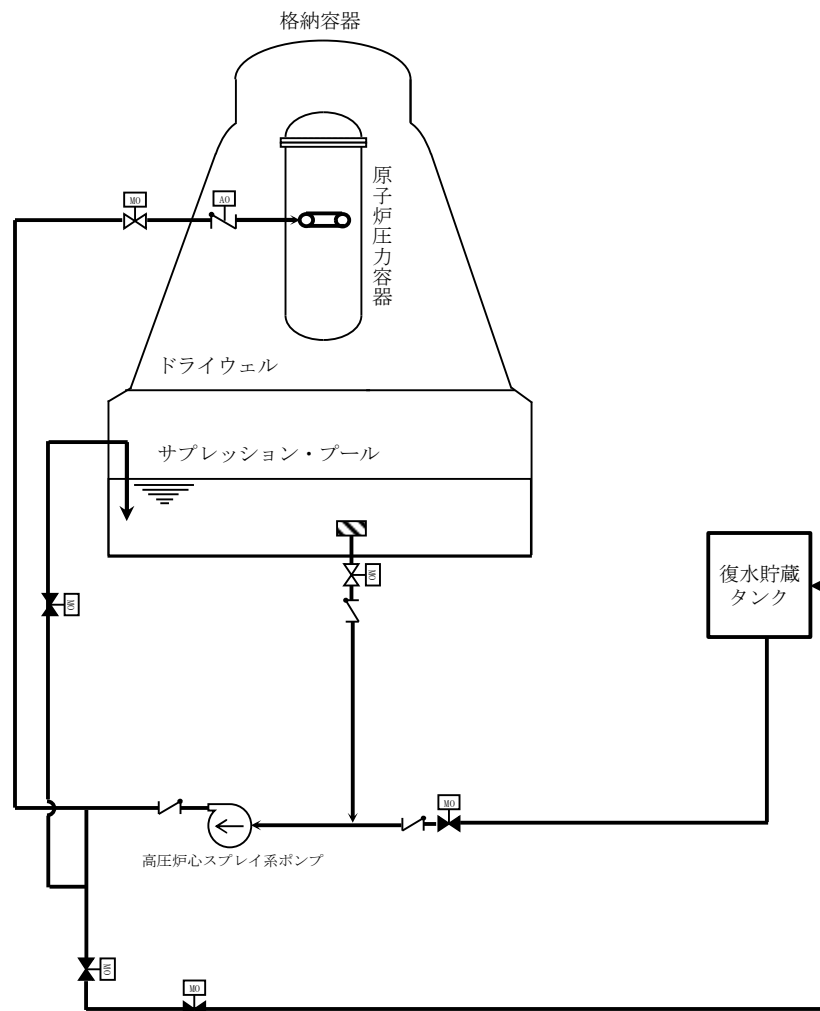
原子炉隔離時冷却系の設備概要を第 45-7-4 図に示す。原子炉隔離時冷却系は、原子炉停止後、何らかの原因で給水が停止した場合等に、原子炉蒸気の一部を用いてタービン駆動ポンプを作動させサプレッション・プールの水又は復水貯蔵タンクの水を原子炉に注水する施設であり、設計基準事故対処設備として既に設置済みの設備であるが、想定される重大事故等時においてその機能を考慮するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。蒸気駆動タービン、タービン駆動ポンプ、配管・弁類及び計測制御装置からなり、主蒸気ラインからの主蒸気を用いて蒸気駆動タービンを回し、これを駆動源としたポンプにより、サプレッション・プー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

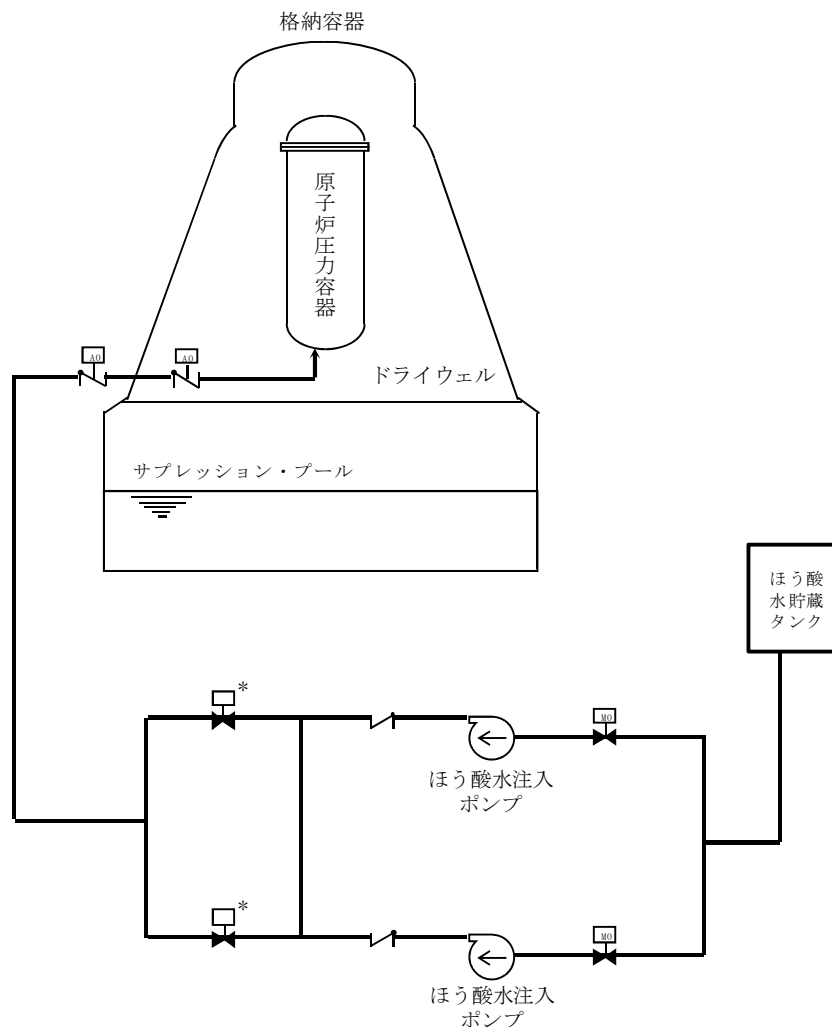
高圧炉心スプレイ系の設備概要を第 45-7-5 図に示す。高圧炉心スプレイ系は、非常用炉心冷却設備の 1 つであり，設計基準事故対処設備として既に設置済みの設備であるが，想定される重大事故時等においてその機能を考慮するため，重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。電動機駆動ポンプ 1 個，スパージャ，配管・弁及び計測制御装置からなり，サプレッション・プールの水又は復水貯蔵タンクの水を炉心上部に取付けられたスパージャのノズルから燃料集合体上に注水する。



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，高压炉心スプレイ系，原子炉隔離時冷却系及び高压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压の状態であっても，原子炉への注水が可能である。

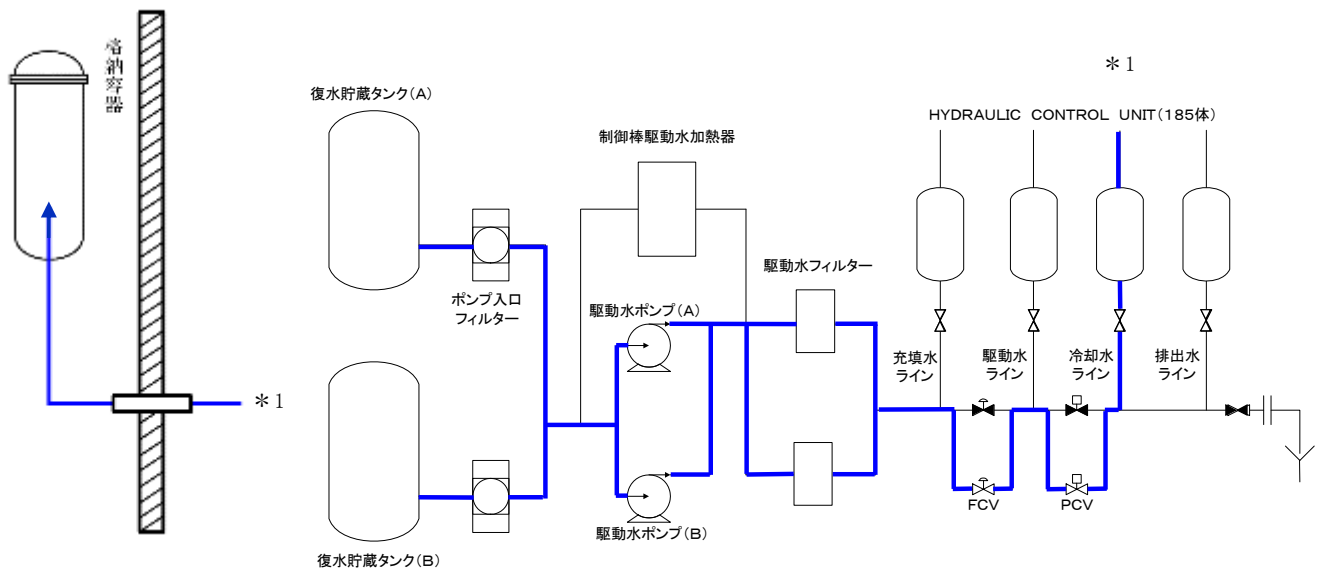


第 45-7-6 図 ほう酸水注入系ポンプ設備概要（原子炉注水時）

(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ümüレータ充てん水及び制御棒駆動機構のパーシ水として供給する。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压の状態であっても、原子炉への注水が可能である。

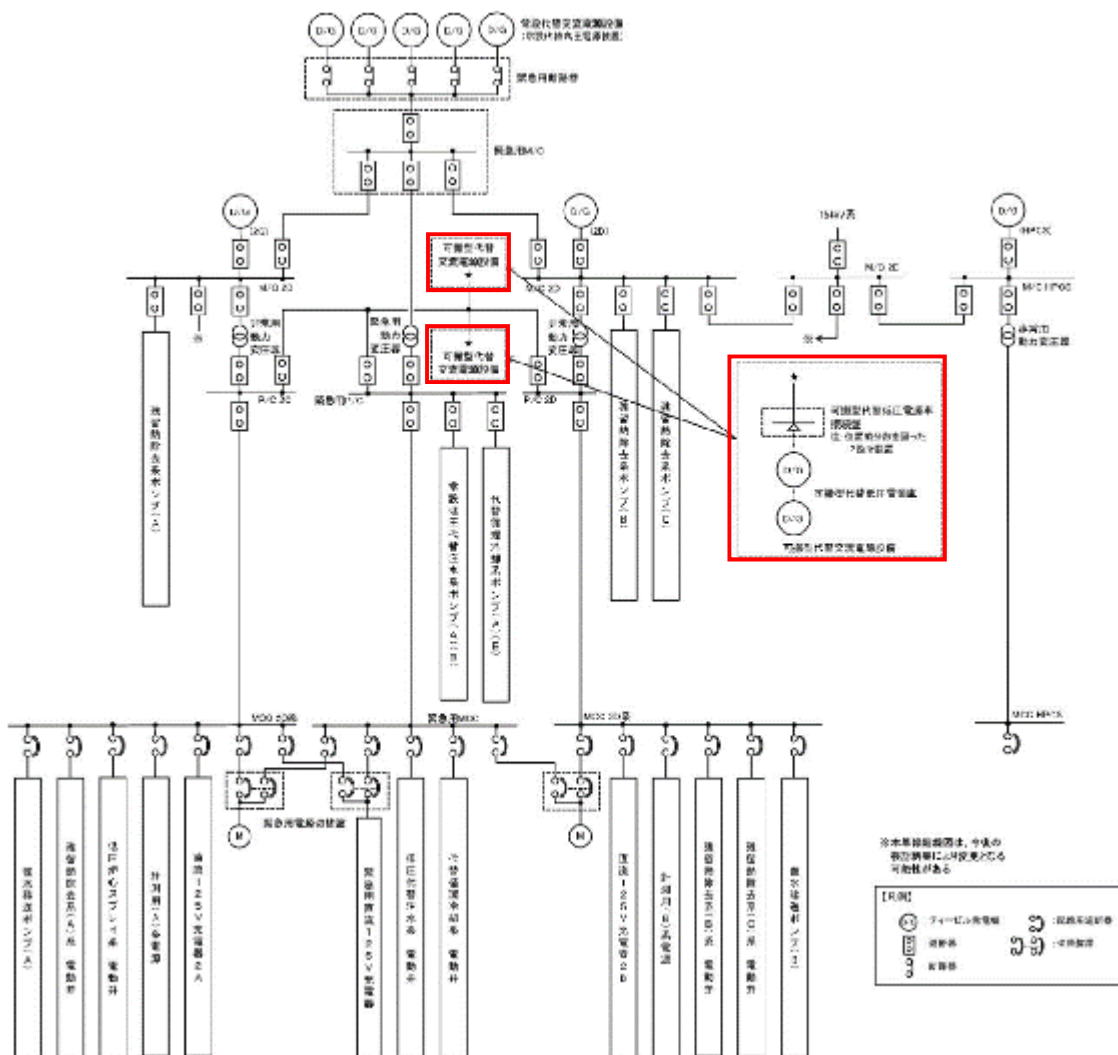
重大事故等発生時に使用可能である場合は、復水貯蔵タンクの水を制御棒駆動機構の冷却水ラインを通じて原子炉へ注水する。



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）

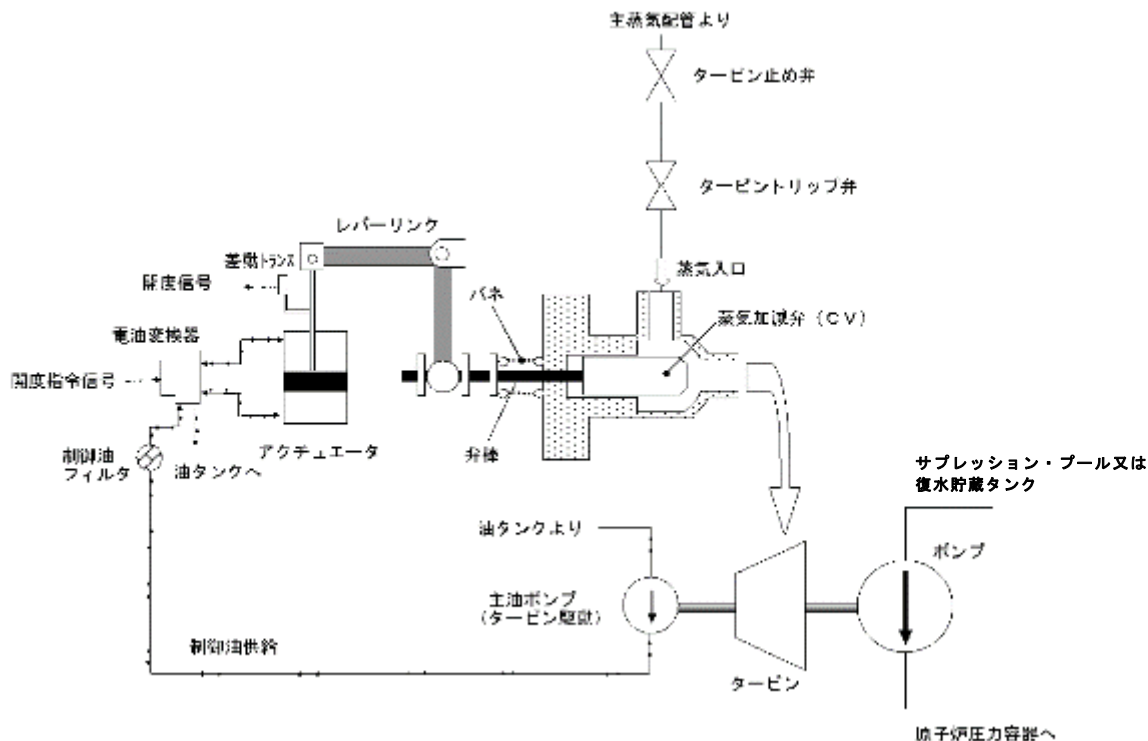
45-8 原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁（H0弁）に関する説明書

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少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 T B）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 T B）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では換気空調系が停止するため、中央制御室室温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 T B）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

46-1 SA設備基準適合性 一覧表

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	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	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	46-11 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	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	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	防止設備一対象(代替対象D B設備有り)一屋内	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）

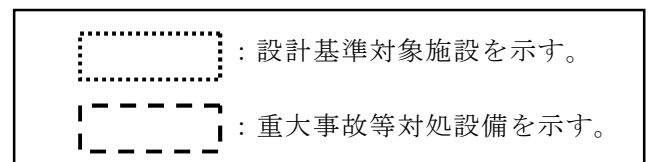
第46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備				逃がし安全弁用可搬型蓄電池		類型化区分				
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線		その他の建屋内		C		
				荷重		(有効に機能を発揮する)		—		
				海水		(海水を通水しない)		対象外		
				他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)		—		
				電磁波による影響		(電磁波により機能は損なわれない)		—		
				関連資料		46-3 配置図				
		第2号	操作性		中央制御室操作			A		
			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				

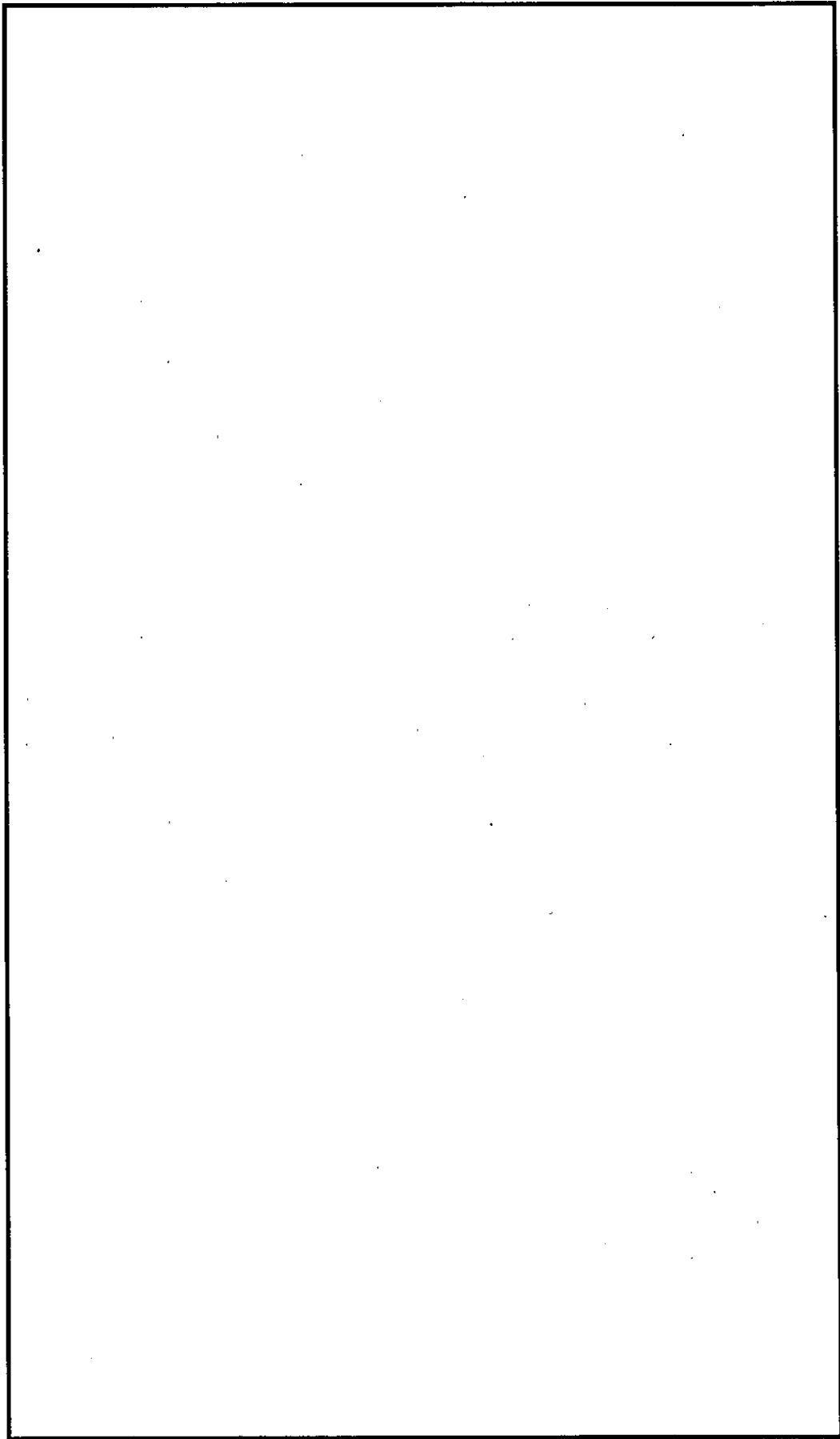
東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（可搬）

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				高圧窒素ガスボンベ		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	

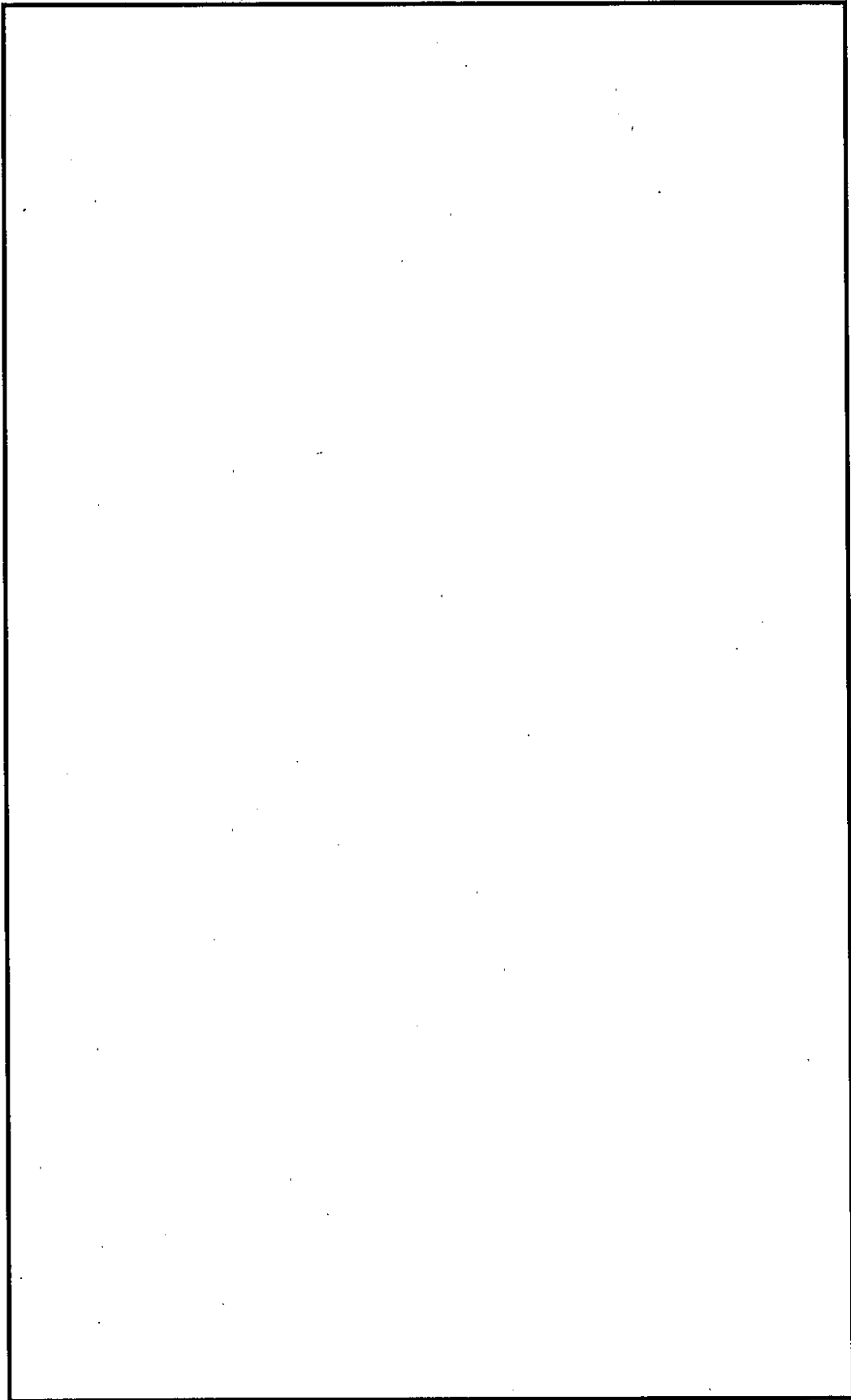
46-2 単線結線図

46-3 配置図

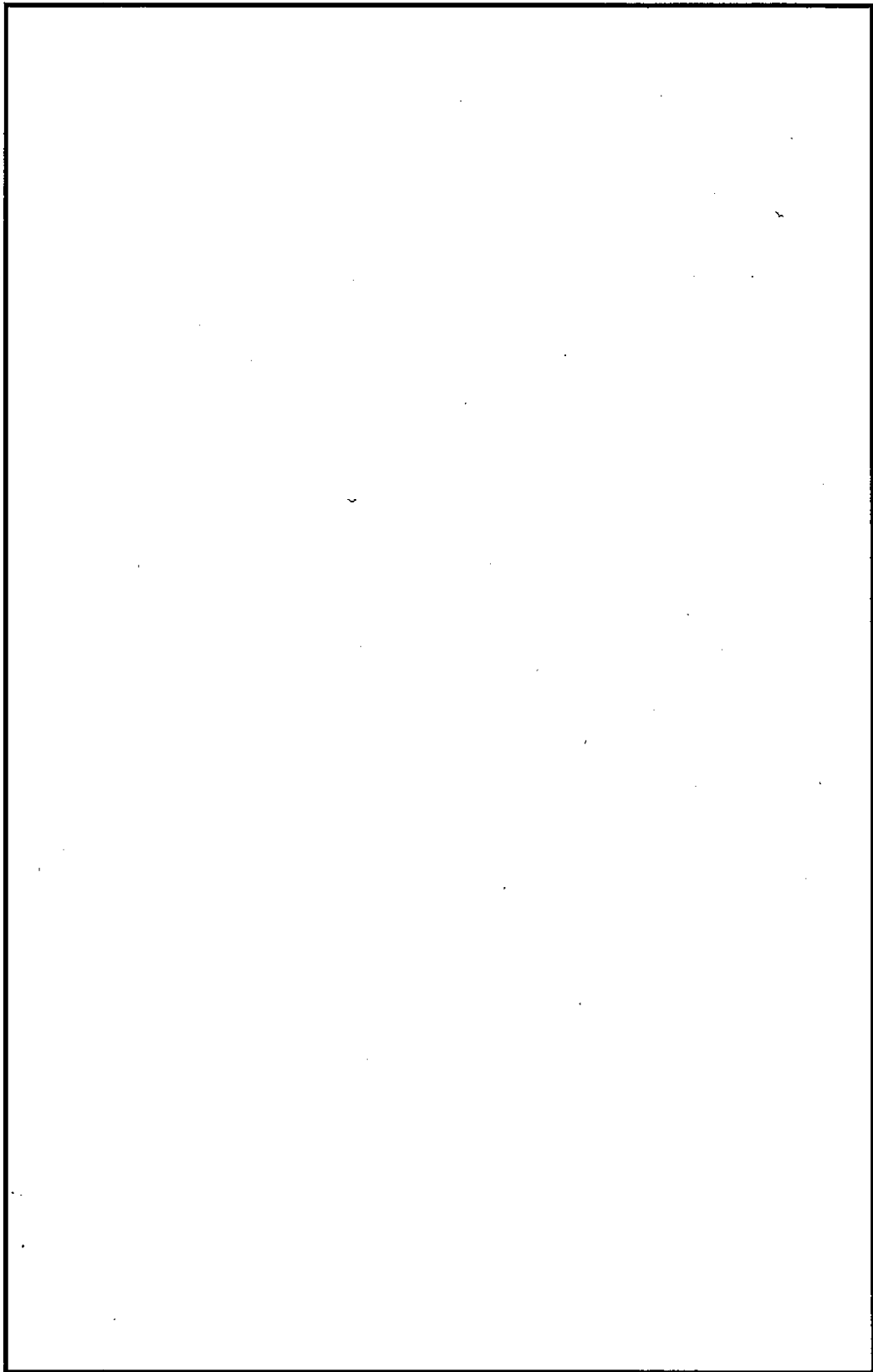




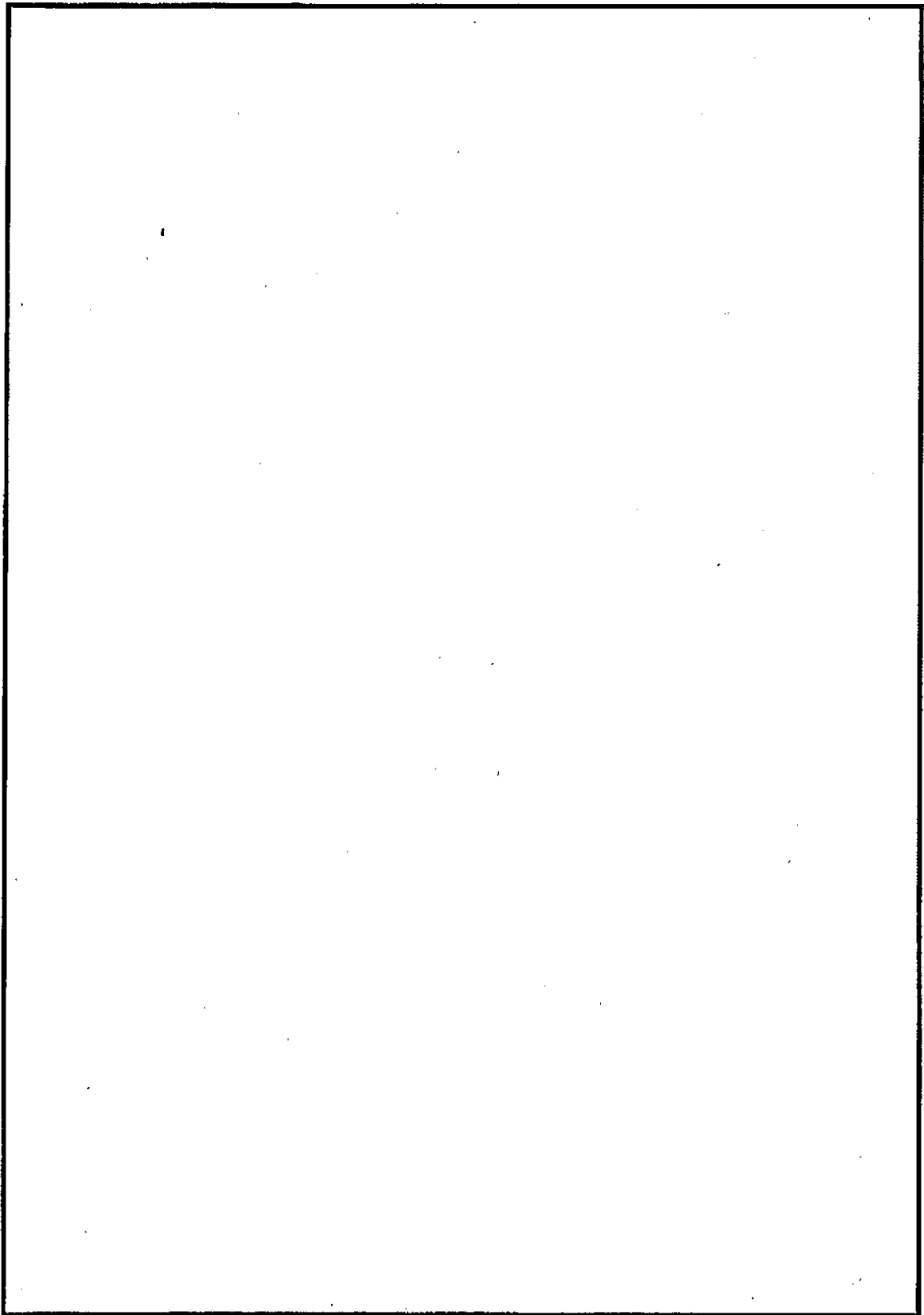
第 46-3-1 図 過渡時自動減圧機能（計器）の配置図



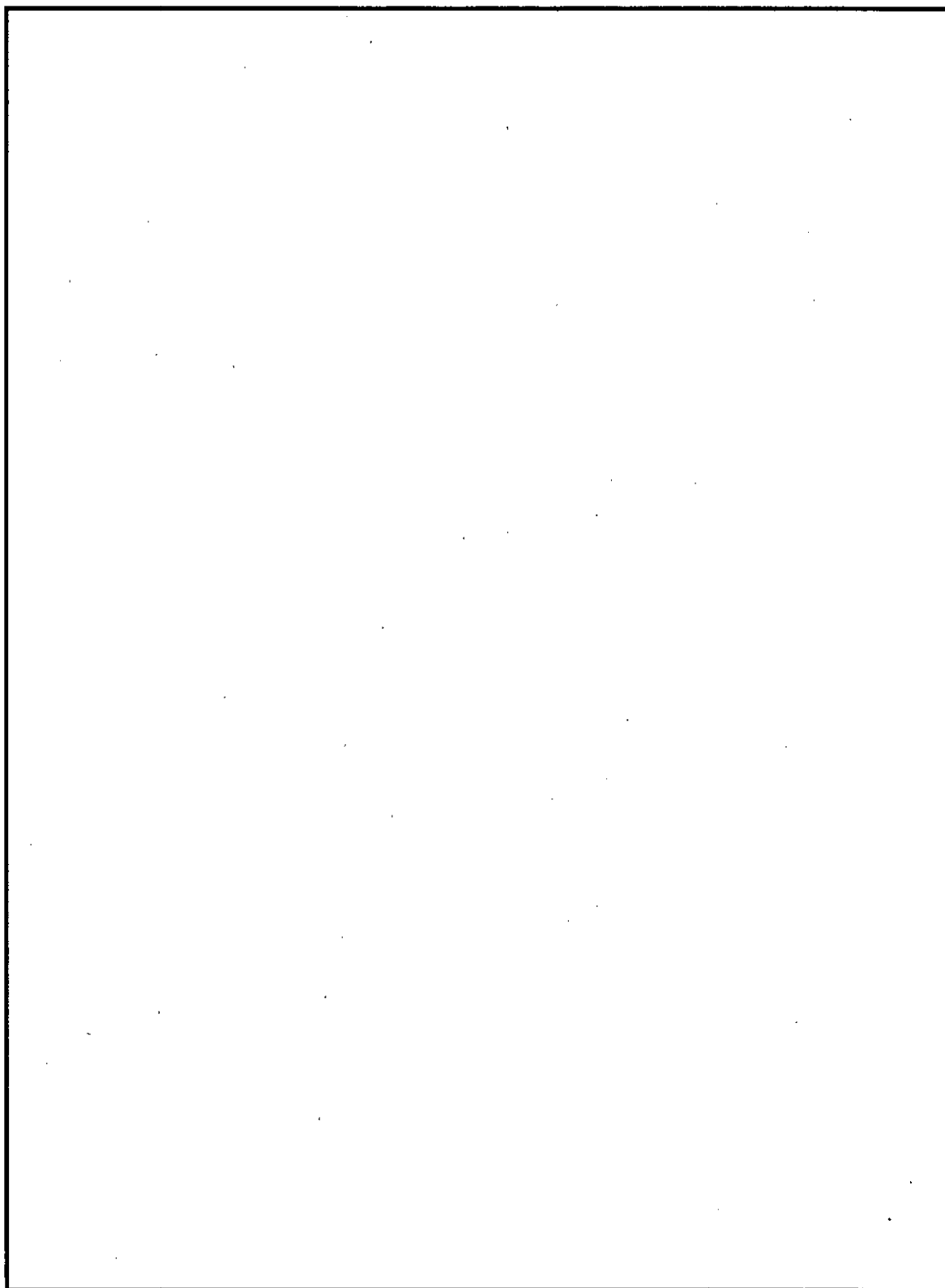
第 46-3-2 図 過渡時自動減圧機能に係る中央制御室操作盤の配置図
(原子炉建屋附属棟 3階)



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（ポンペ・弁）
の配置図（原子炉建屋原子炉棟 3 階）

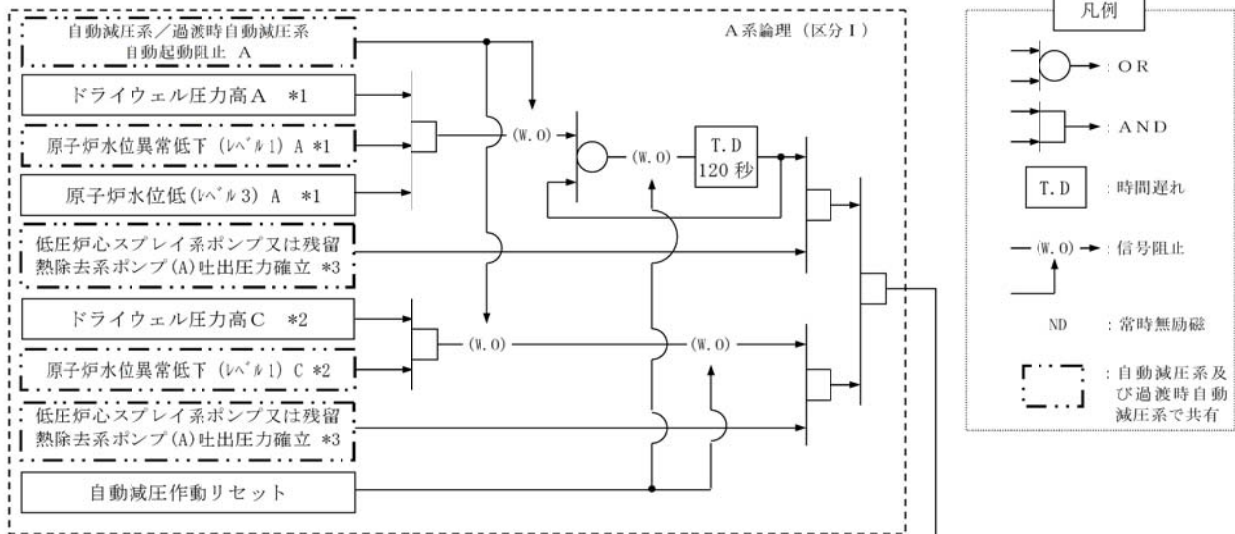


第 46-3-5 図 主蒸気逃がし安全弁の配置図
(格納容器内)

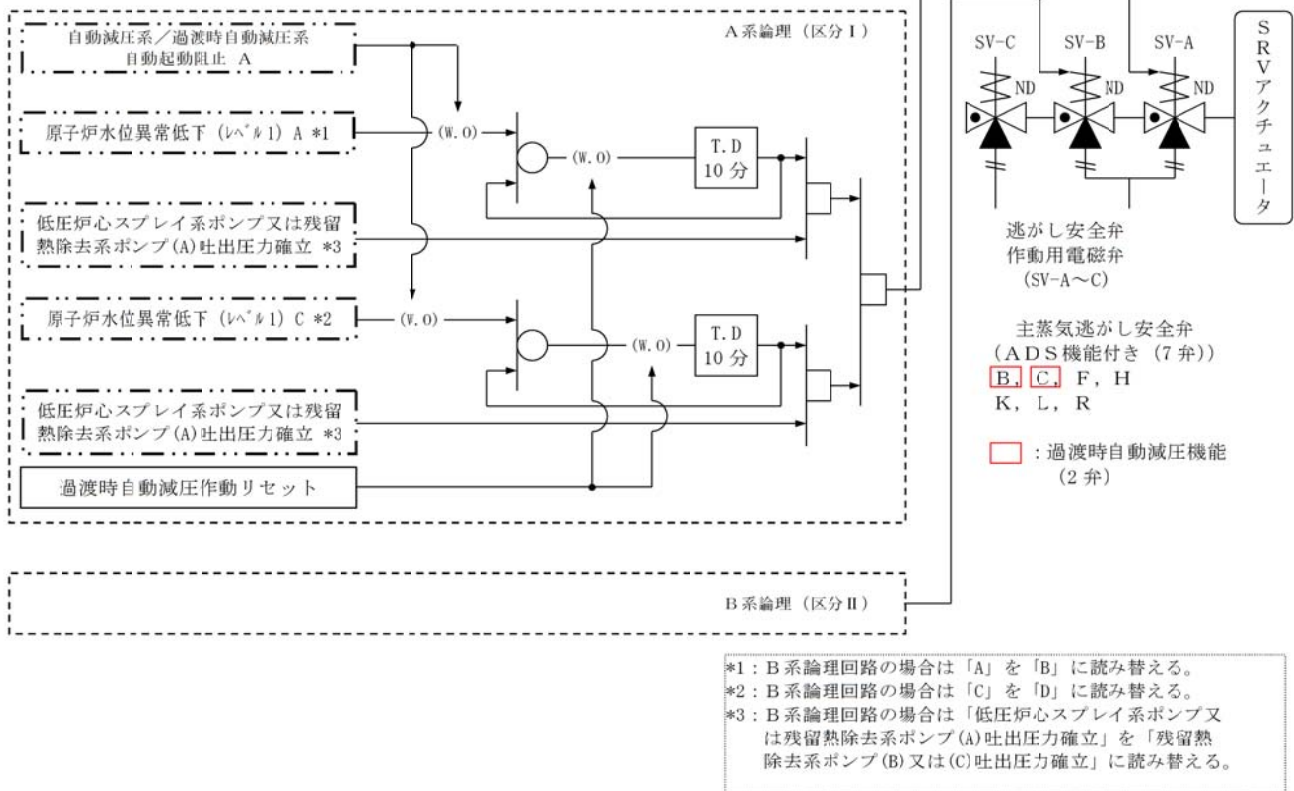
46-3-6

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



第 46-4-1 図 過渡時自動減圧機能の概略回路構成

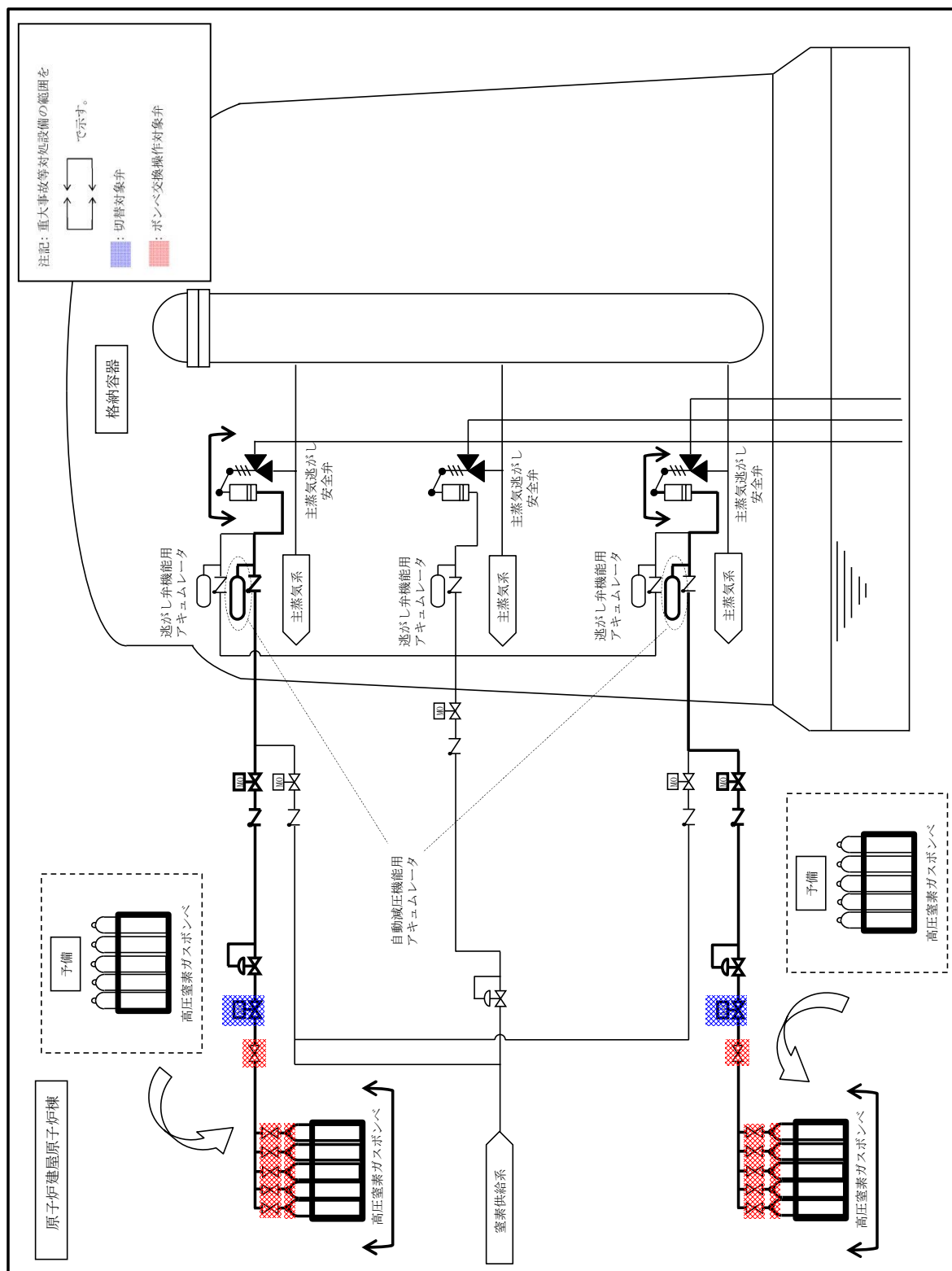


図 46-4-2 高圧窒素ガス供給系（非常用） 系統概要図

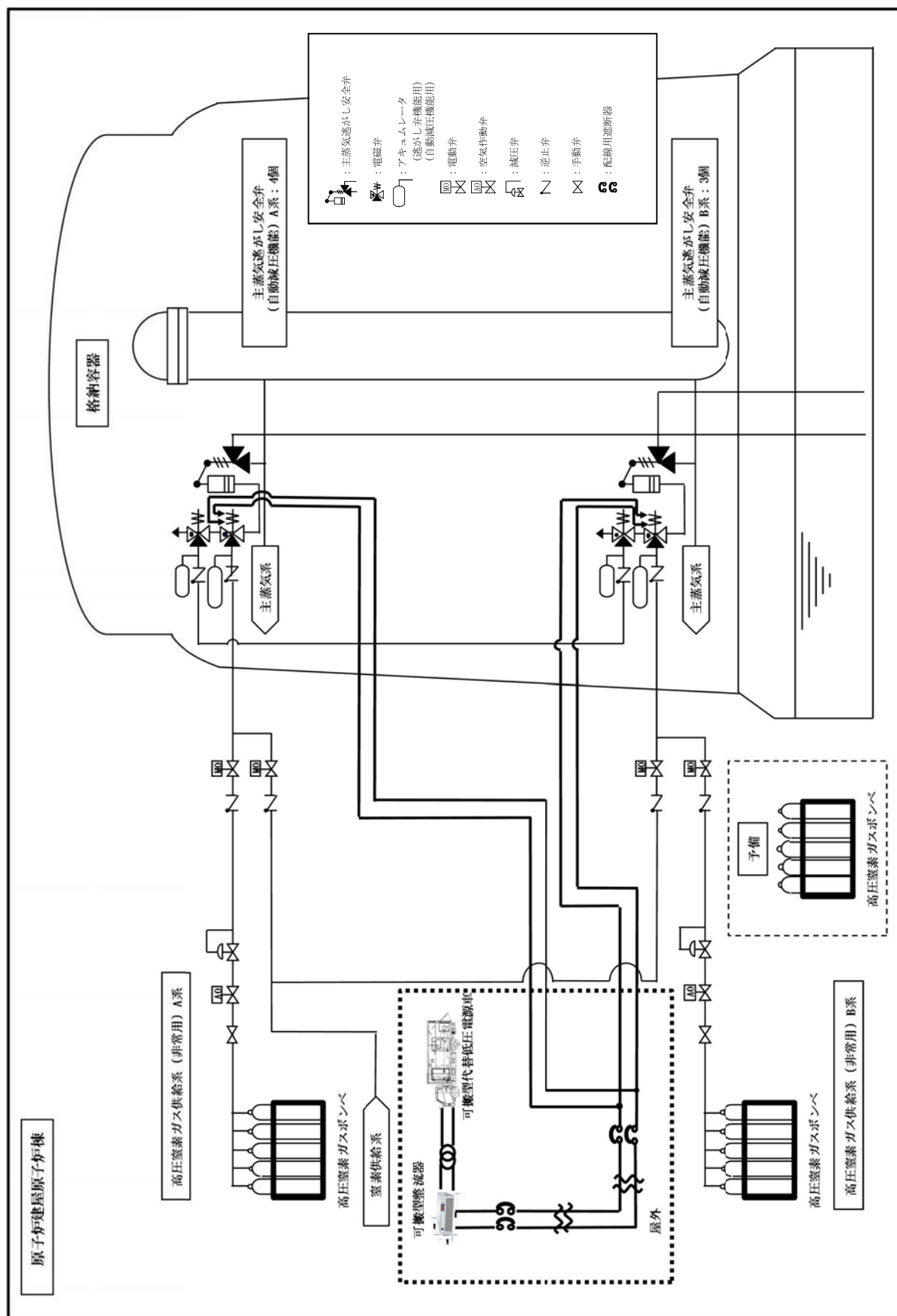


図 46-4-3 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能) 開放 概略図

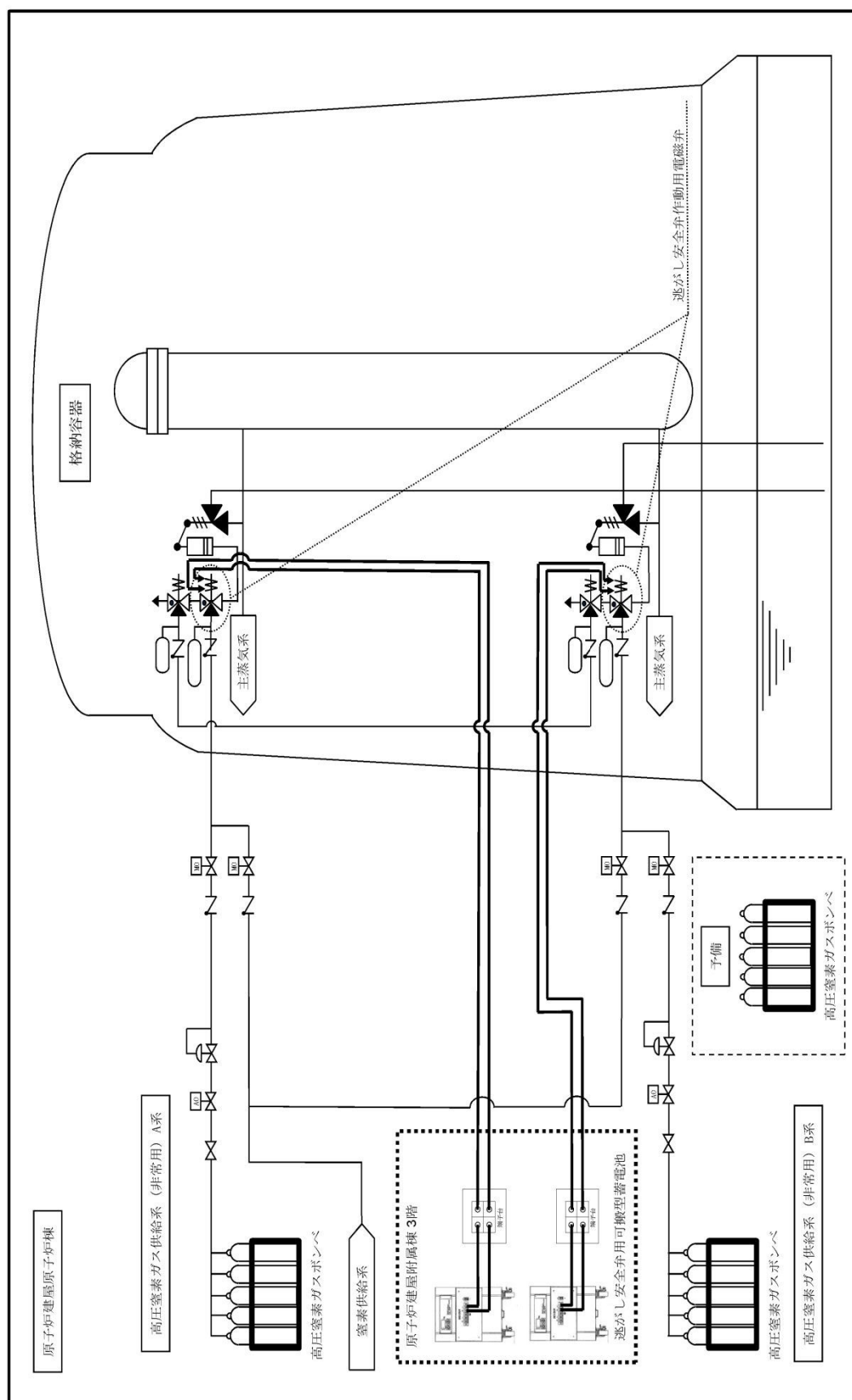


図 46-4-4 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁 (自動減圧機能付) 開放 概要図

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	実施級(機器名)	点検及び試験 ・検査の項目	保安の 重要度	保安方式 又は頻度	検査名	備 考
原子炉系	主蒸気隔離弁第2弁用7キュムレータ 一式	外觀点検	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7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	主蒸気送りがし安全弁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、ブランド運転中(定 期検査検査は定検停止中) ISIプログラムによる。
原子炉系	主蒸気送りがし安全弁 一式	分解点検	B	13M	—	定検停止中
原子炉系	主蒸気送りがし安全弁 一式	機能・性能試験	B	1C	遮断停止系機能検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気送りがし安全弁 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	主蒸気送りがし安全弁 一式	機能・性能試験	B	1C	主蒸気送りがし安全弁・送りがし弁機能検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気送りがし安全弁(予備弁) 一式	分解点検	B	13M	主蒸気送りがし安全弁分解検査 主蒸気送りがし安全弁・安全弁機能検査	定検停止中、ブランド運転中(定 期検査検査は定検停止中) ISIプログラムによる。
原子炉系	主蒸気送りがし安全弁(予備弁) 一式	簡易点検	B	13M	—	定検停止中
原子炉系	主蒸気送りがし安全弁排気管真空度検弁 一式	機能・性能試験	C	10Y	原子炉格納容器真空度検弁検査(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

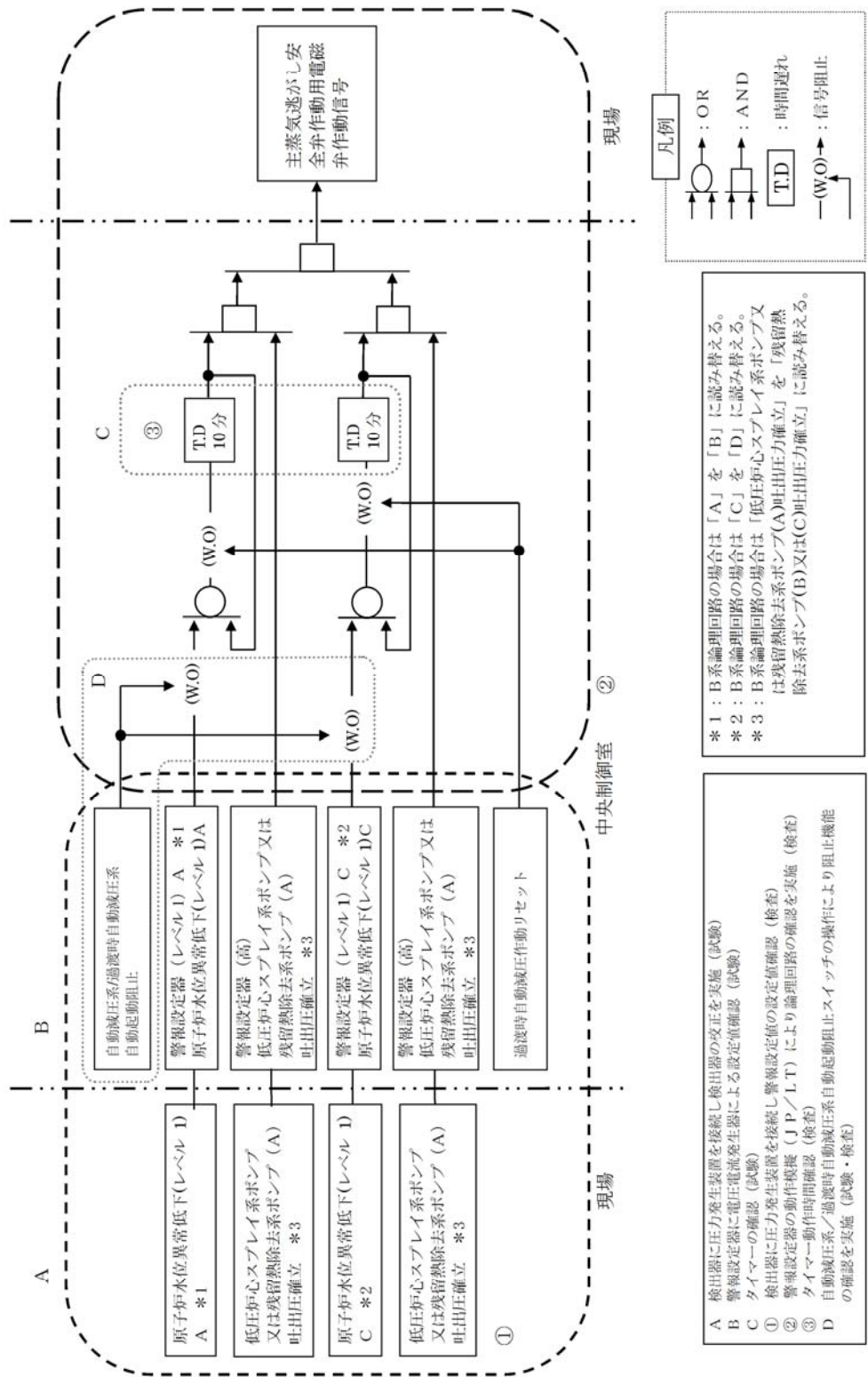
日本原子力発電株式会社
東海第二発電所
第24回保全サイクル
定期事業者検査要領書（停止時）

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

過渡時自動減圧系の試験・検査



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、実系統を用いた試験又は検査が不適当な場合には、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、実系統を用いた試験又は検査を実施する。

8-一	発電用原子炉の運転中に待機状態にある安全施設は、運転中に定期的に試験又は検査ができること。 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。	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。
8-二	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。	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。 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。
8-三	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。	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。
9	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。 「安全保護系」 原則として原子炉の運転中に定期的に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。	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。 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。

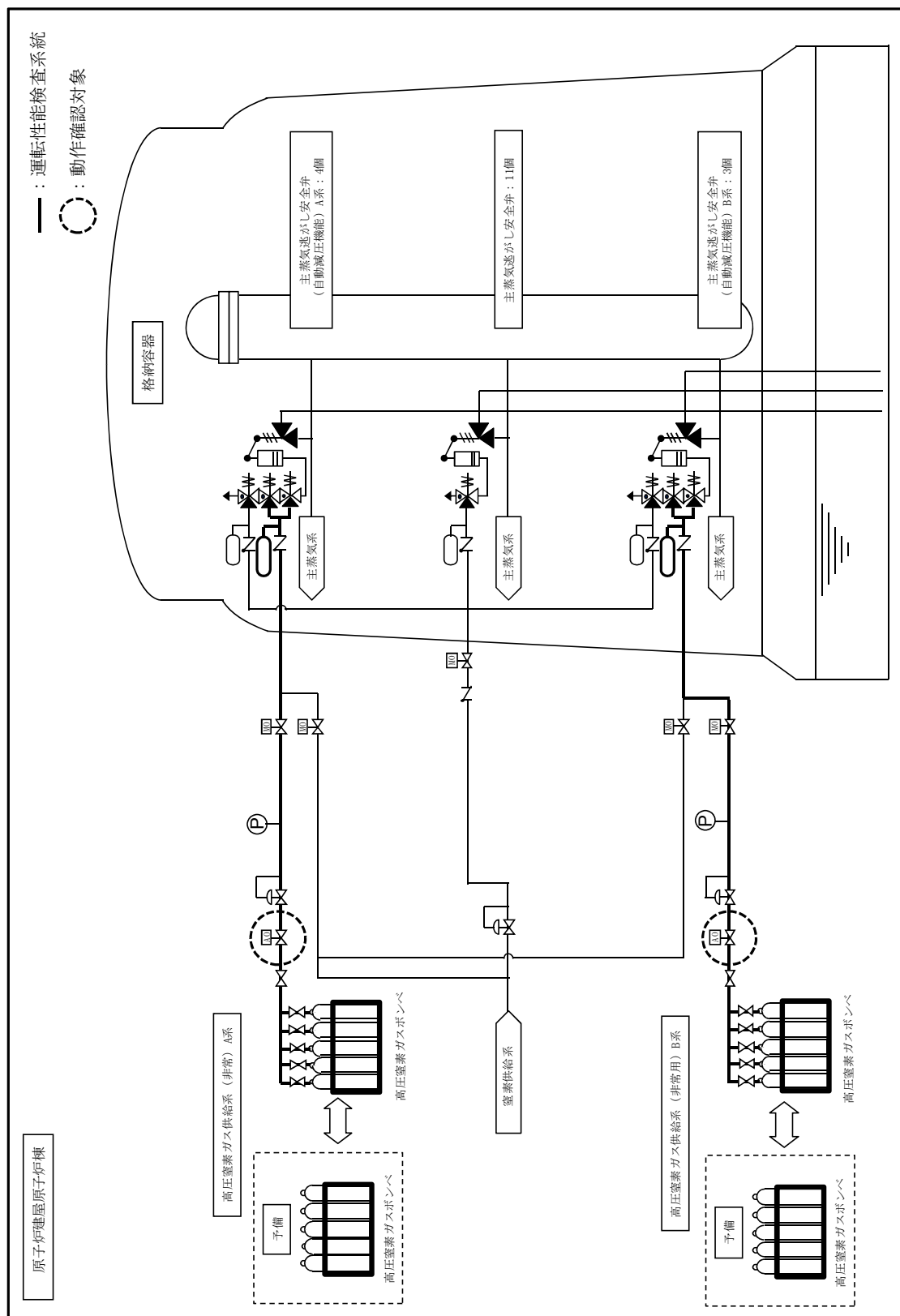
3. 過渡時自動減圧機能の試験間隔の検討

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

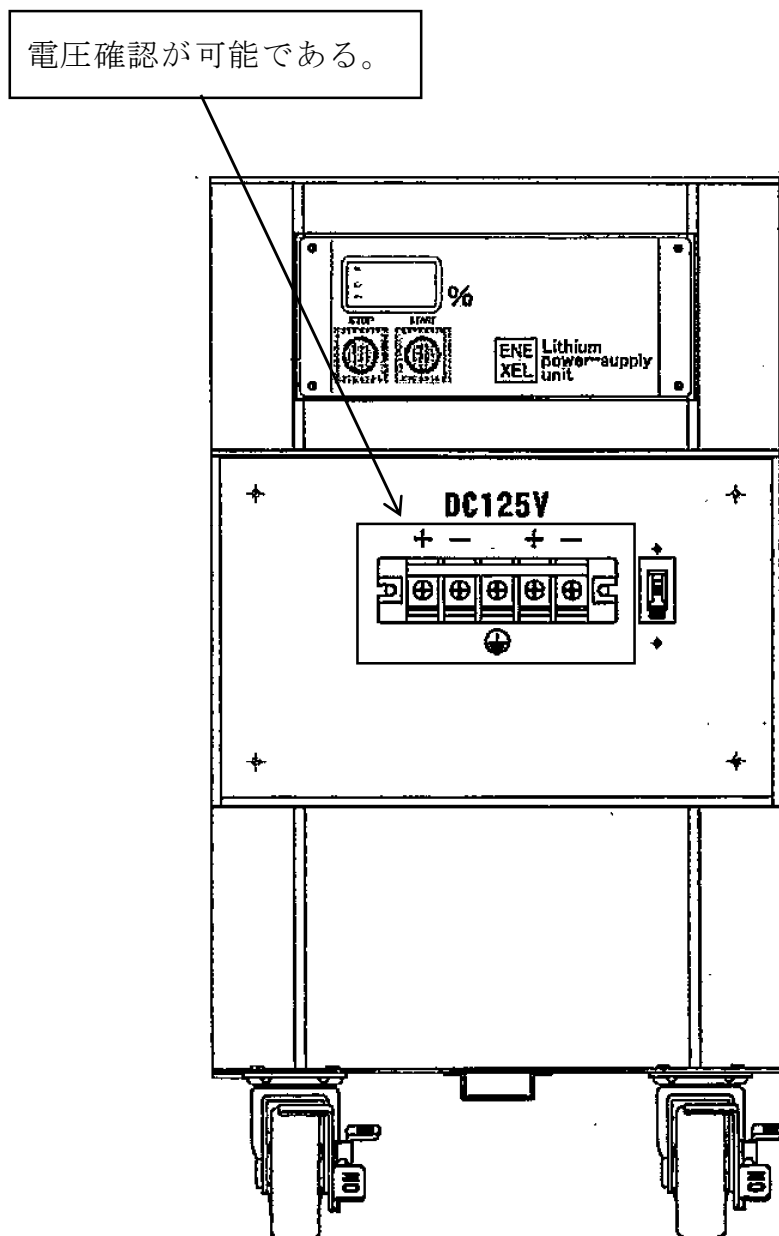
態が発生する頻度※は [] 又は []
[] に低いことを確認しており，施設定期検査毎の
試験頻度としても信頼性は十分確保できる。

※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



第 46-5-3 図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池構造図

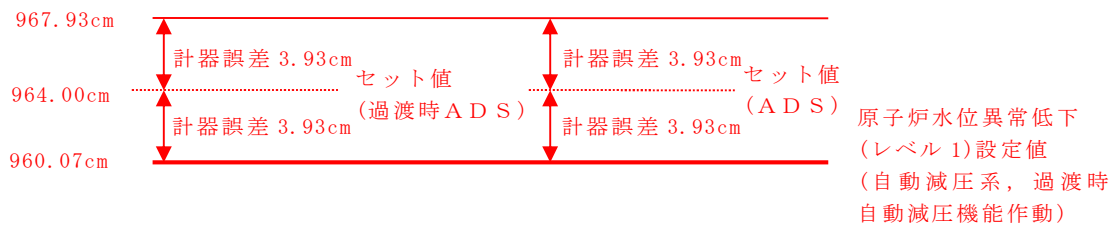
46-6 容量設定根拠

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	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。
設定値	原子炉圧力容器ゼロレベル*より 960cm 以上
【設定根拠】 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。 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。 <補足> ・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。 ・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	

位異常低下（レベル1）の設定とする。

< 参考 >



A D S : 自動減圧系
過渡時 A D S : 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。 $C = P \times t \times 2$ $= 30 \times 24 \times 2$ $= 1,440 \text{Wh}$ 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。		

高圧窒素ガスポンベ

名称		高圧窒素ガスポンベ
容量	L/本	約 47
最高使用圧力	MPa [gage]	約 15 注 1
【設定根拠】 高圧窒素ガスポンベは、可搬型重大事故等対処設備として設置する。 高圧窒素ガスポンベは、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。 1. 容量 高圧窒素ガスポンベの容量は、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。 1.1 窒素ガス消費量* 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 : 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 :		

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

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

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、

$$S_b > \boxed{}$$

上記の関係式より

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

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]	以上
【設定根拠】 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。 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「 MPa [gage] 以上」とする。 1. 主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の開動作条件 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。 $F_N + \frac{F_R}{n} \geq F_{S2} + F_V + F_P + \frac{F_{S1}}{n} + F_F \cdots \textcircled{1}$ ここに、 F_N：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 $F_N = P_N \times S_2$ P_N：高圧窒素ガス供給系（非常用）圧力 S_2：ピストン受圧面積[mm²]		

F_R : 原子炉圧力による弁体の揚力

$$F_R = \boxed{} [\text{N}]$$

※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

$$n = \boxed{}$$

F_{S2} : シリンダスプリング荷重

$$F_{S2} = \boxed{} [\text{N}]$$

F_V : 可動部重力

$$F_V = \boxed{} [\text{N}]$$

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

$$F_{S1} = \boxed{} [\text{N}]$$

F_F : ピストンＯリング摩擦力

$$F_F = \boxed{} [\text{N}]$$

上記に基づき評価を行った結果、 $P_N \geq \boxed{} \text{ MPa [gage]}$ 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 $\boxed{} \text{ MPa [gage]}$ 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。

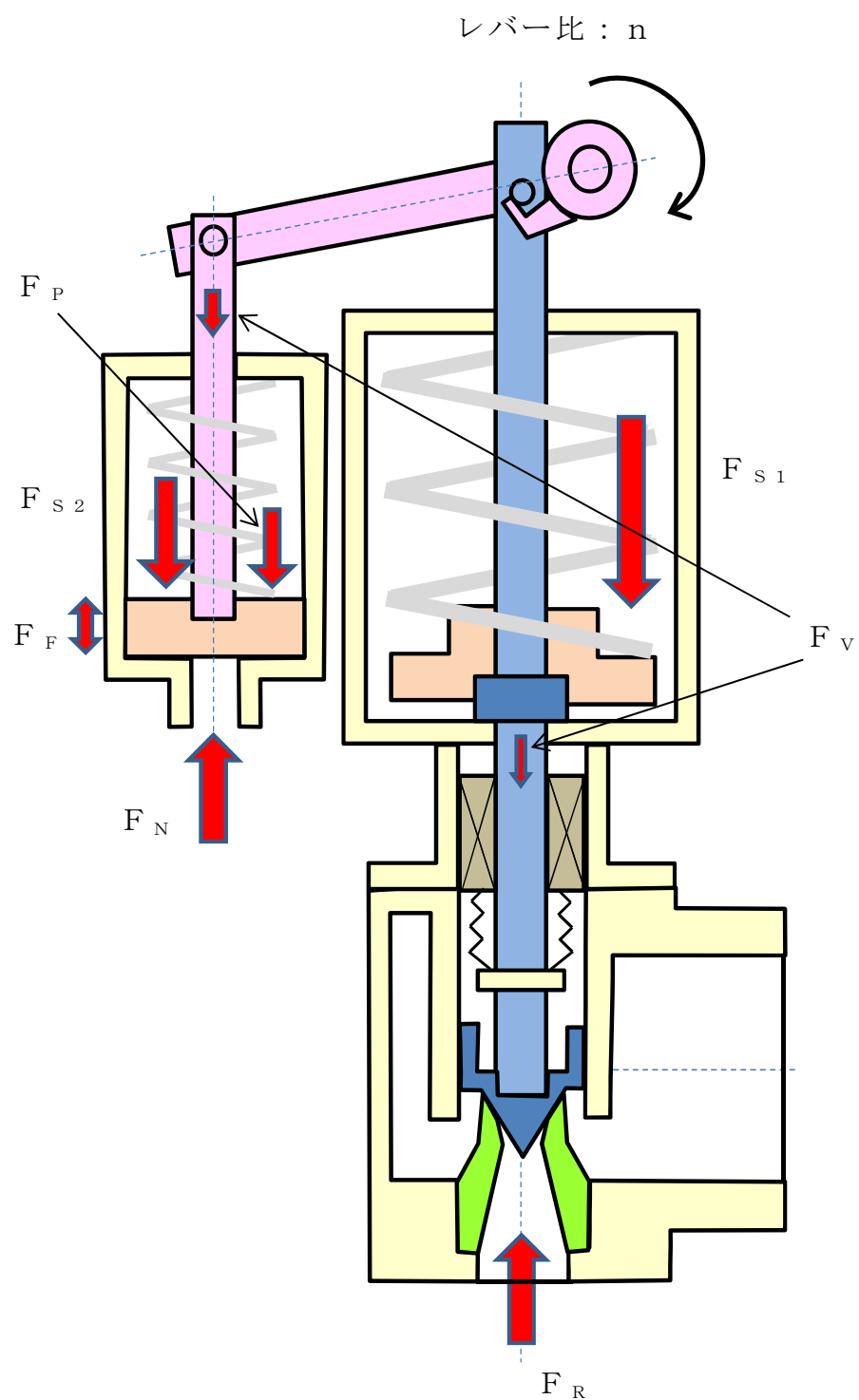
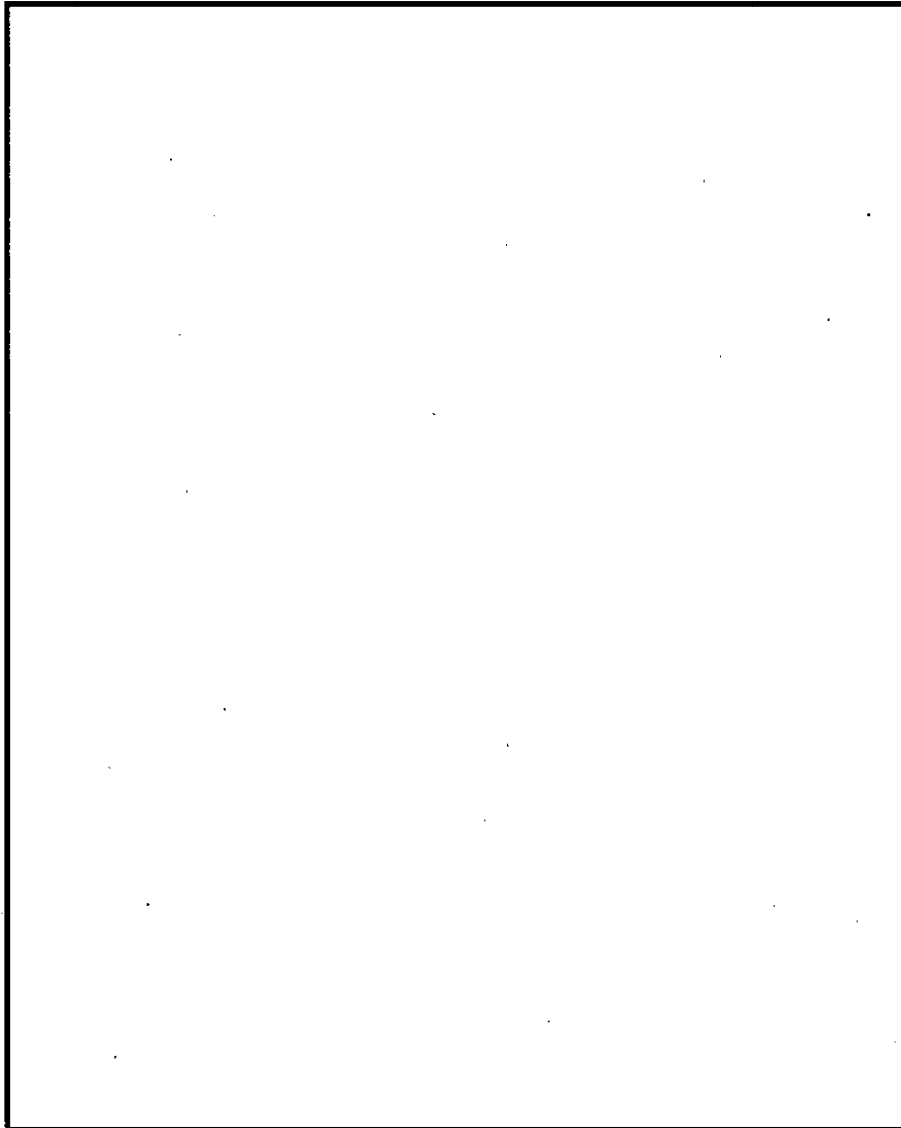


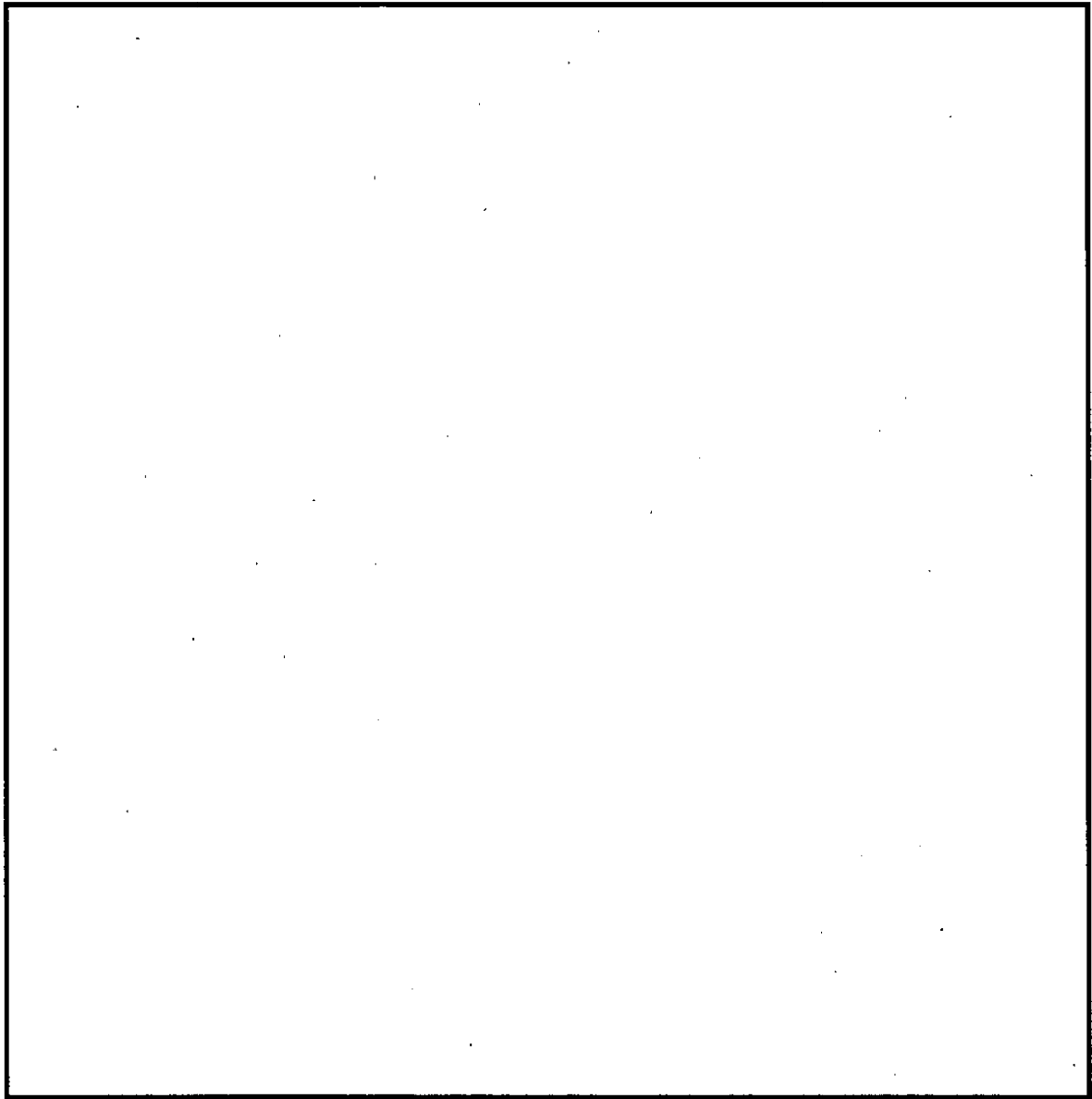
図1 主蒸気逃がし安全弁 機構概要図

46-7 接続図

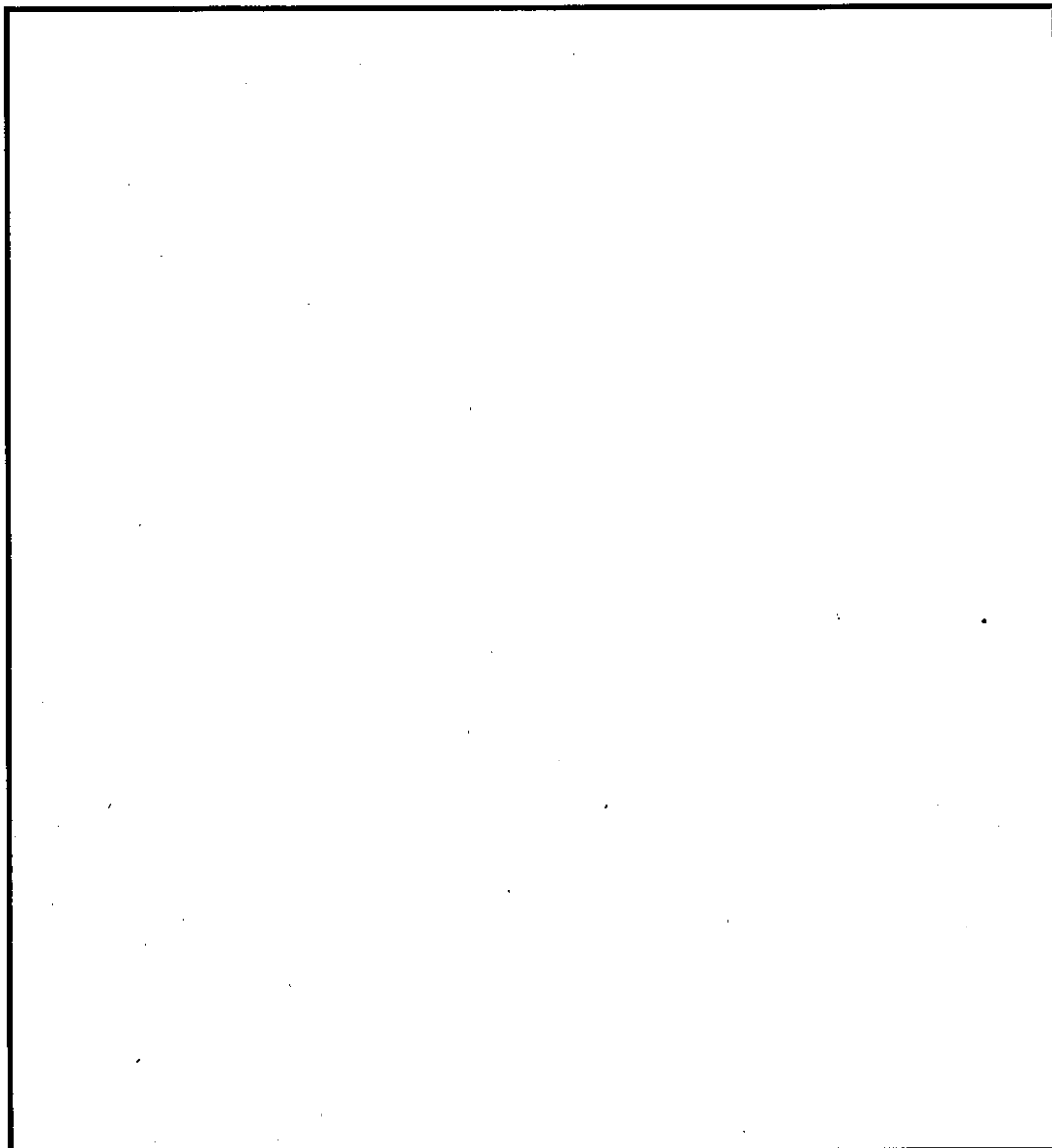


第 46-7-1 図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続図

46-8 保管場所図



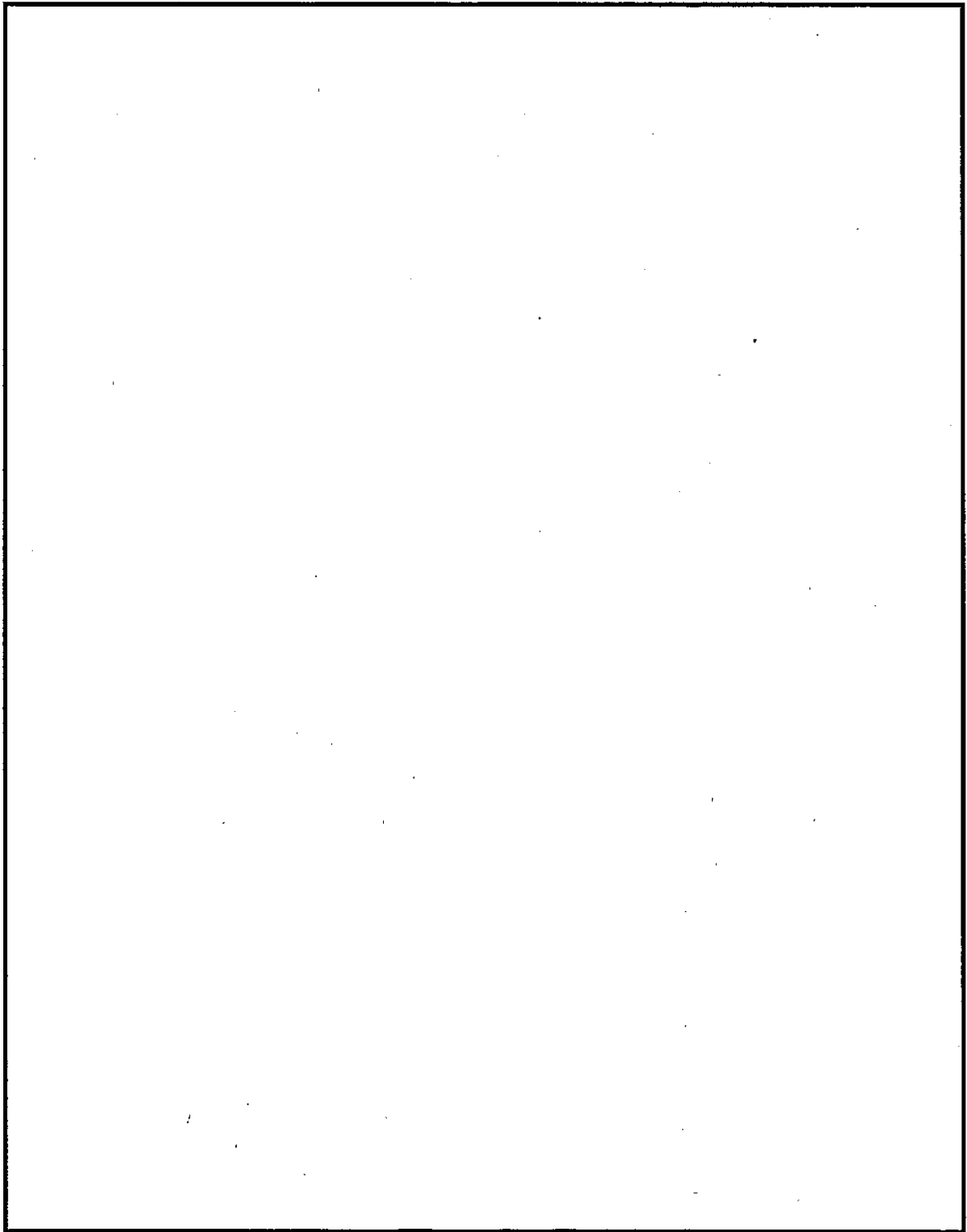
第 46-8-1 図 高圧窒素ガス供給系(非常用)に係る機器(ポンペ)の配置図
(原子炉建屋附属棟 3 階)



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)

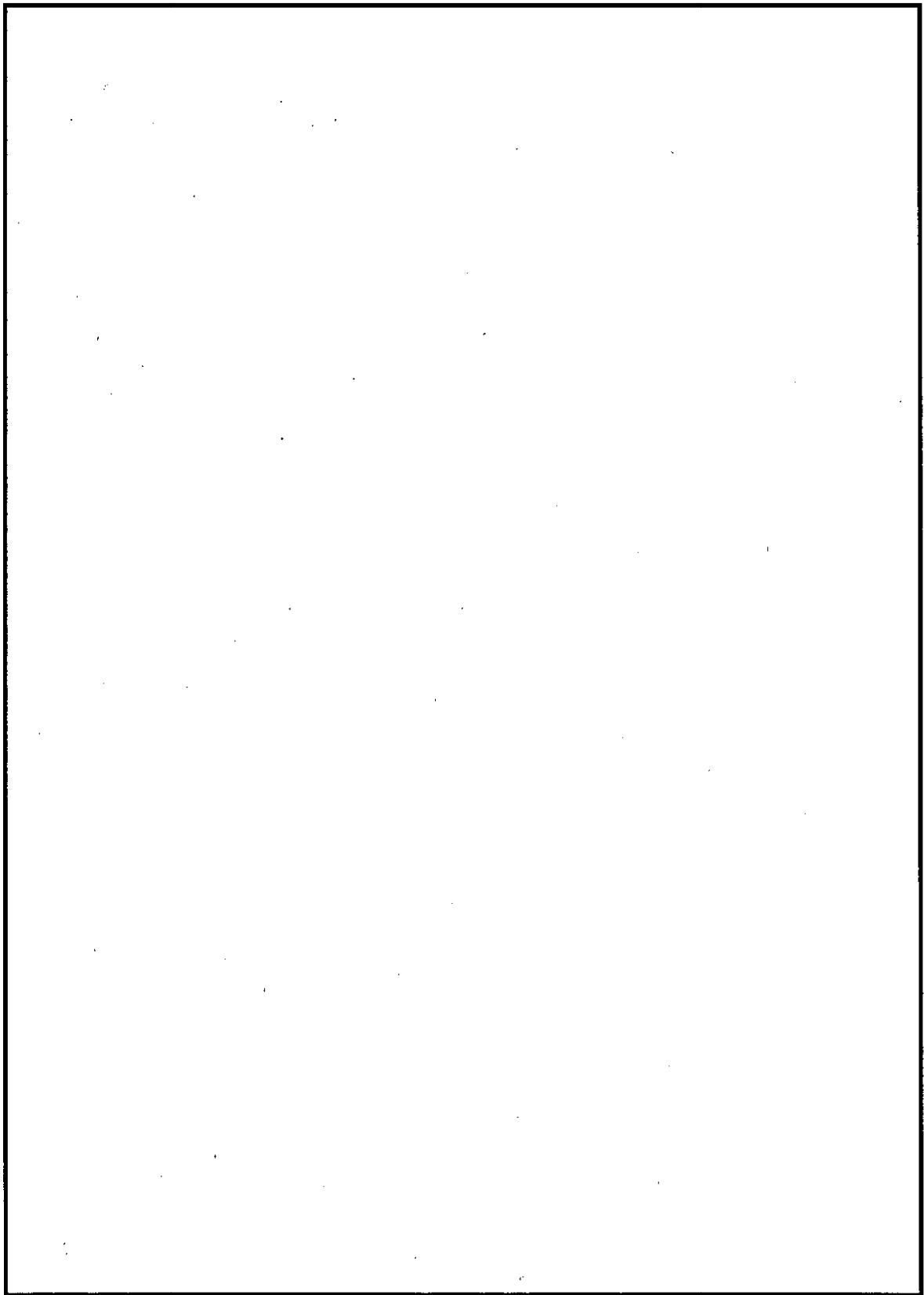
46-9 アクセスルート図

「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

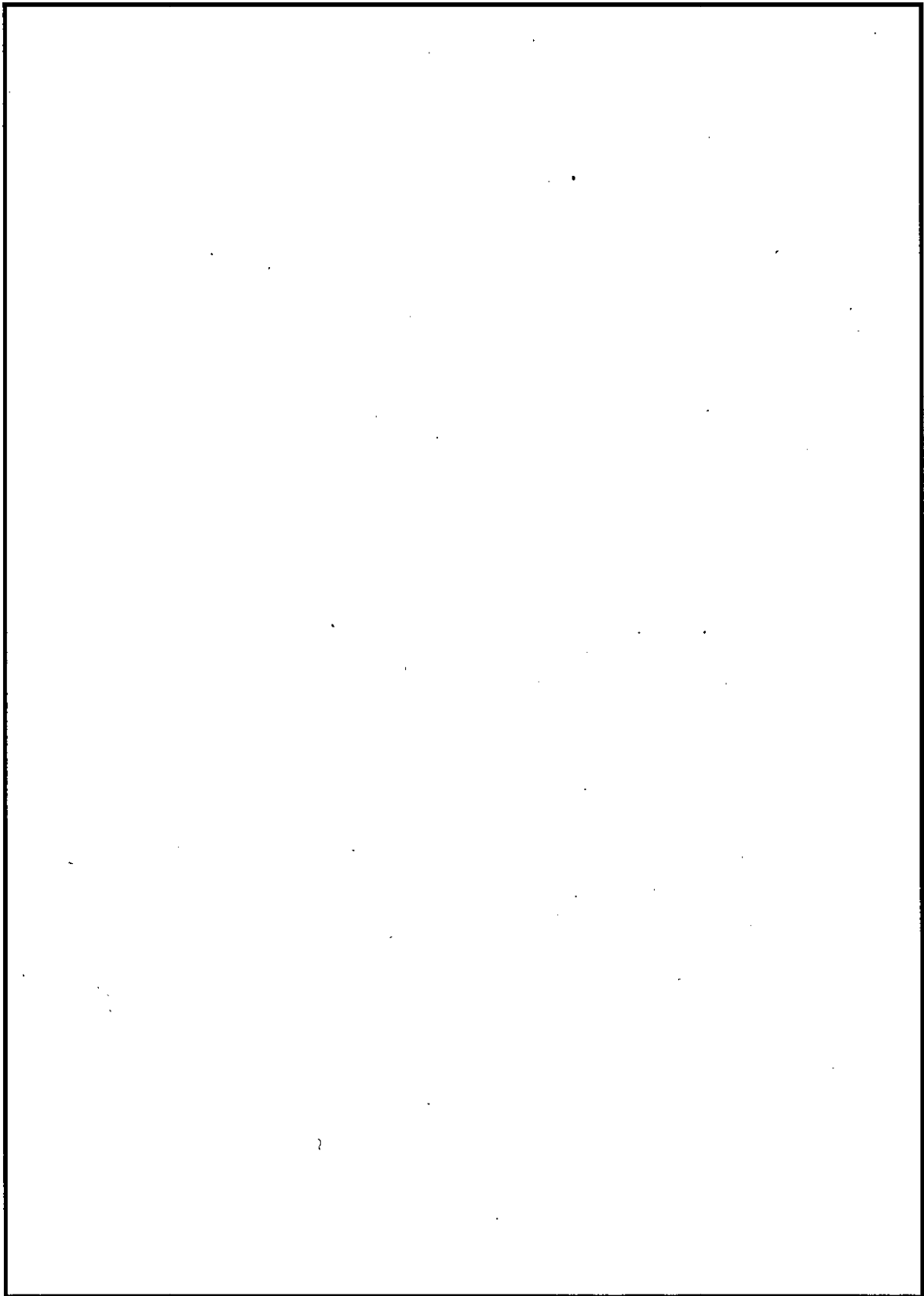


第 46-9-1 図 東海第二発電所の重大事故発生時の屋内アクセスルート
(1/6)

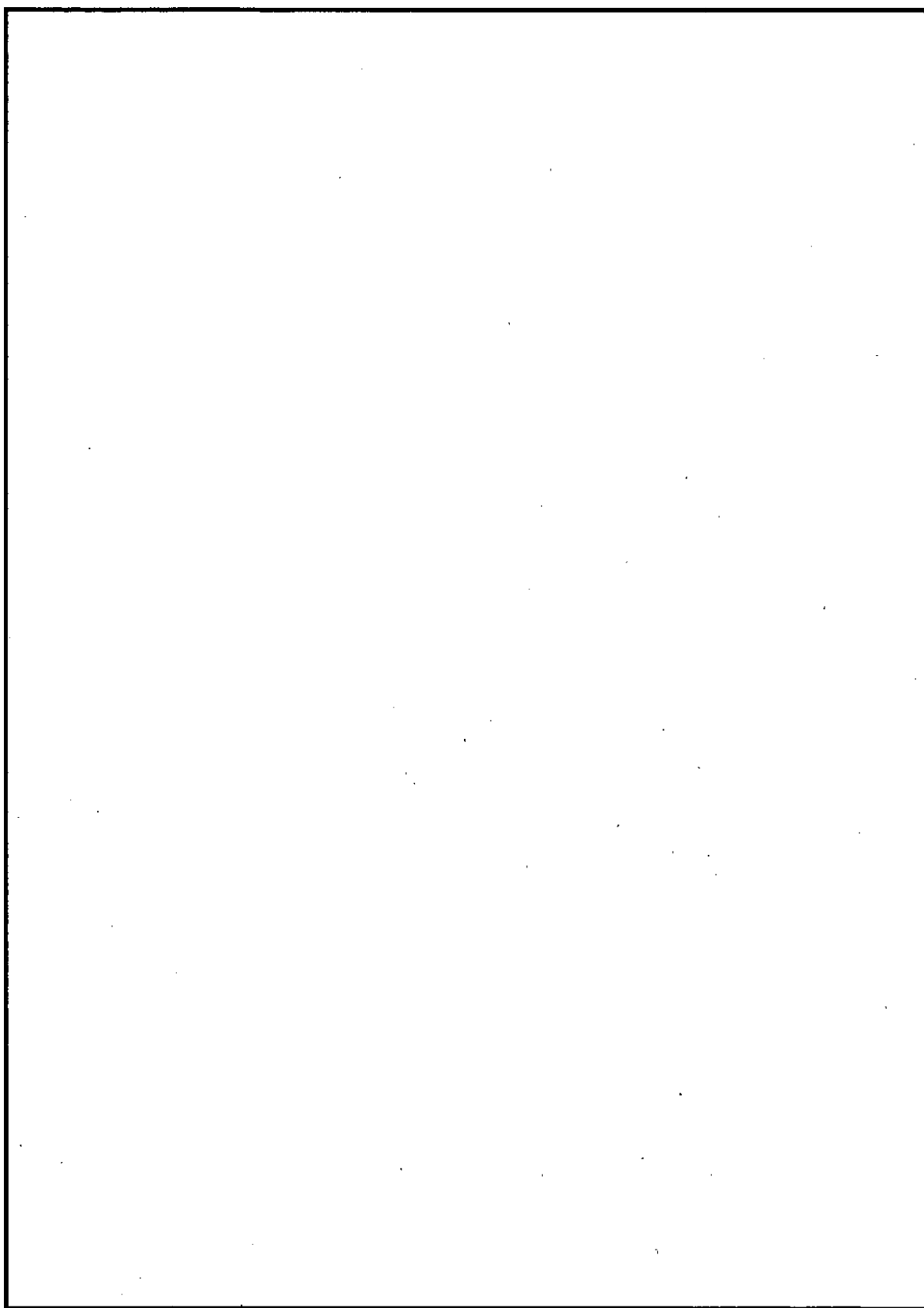
46-9-2



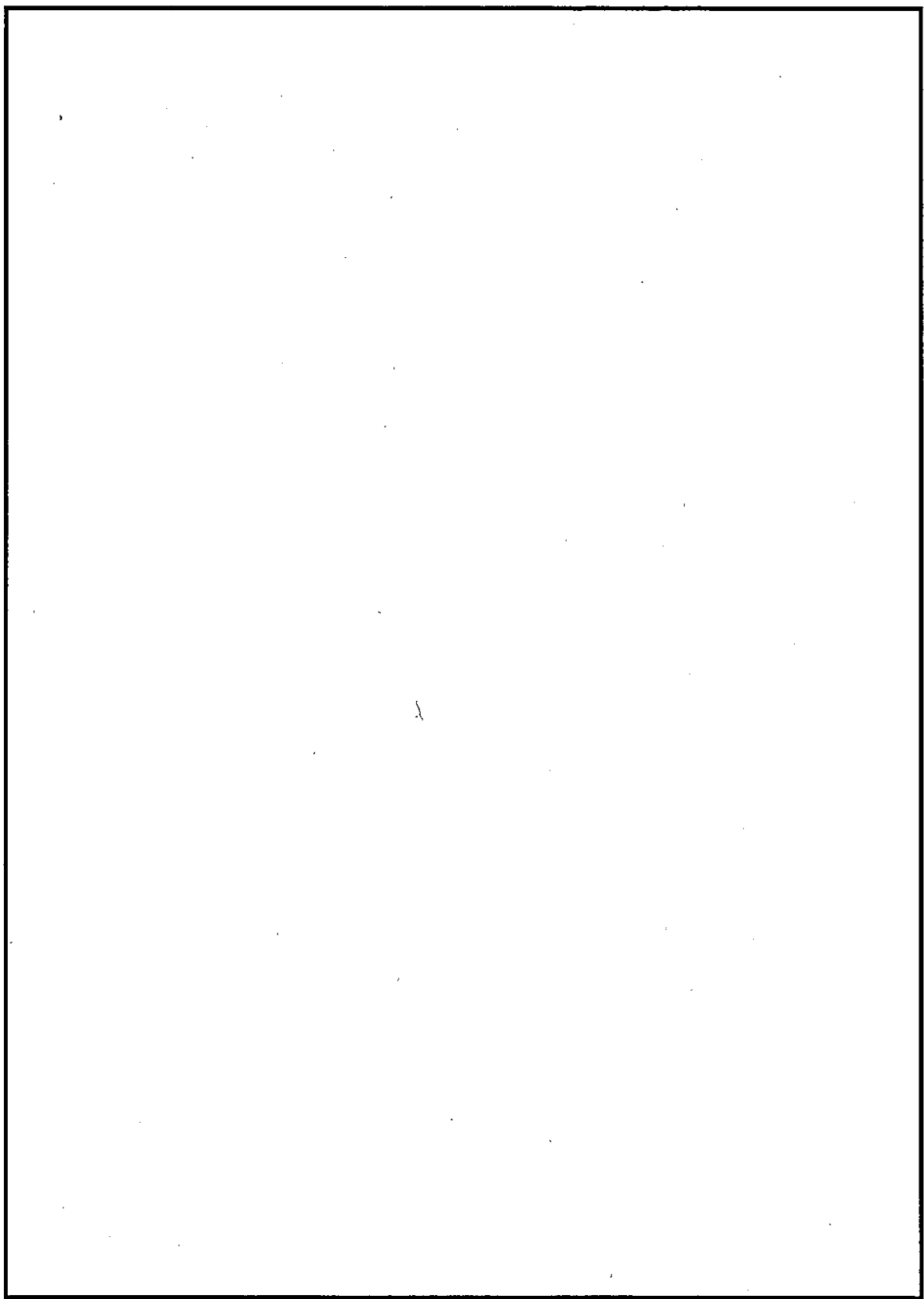
第 46-9-2 図 東海第二発電所の重大事故発生時の屋内アクセスルート
(2/6)



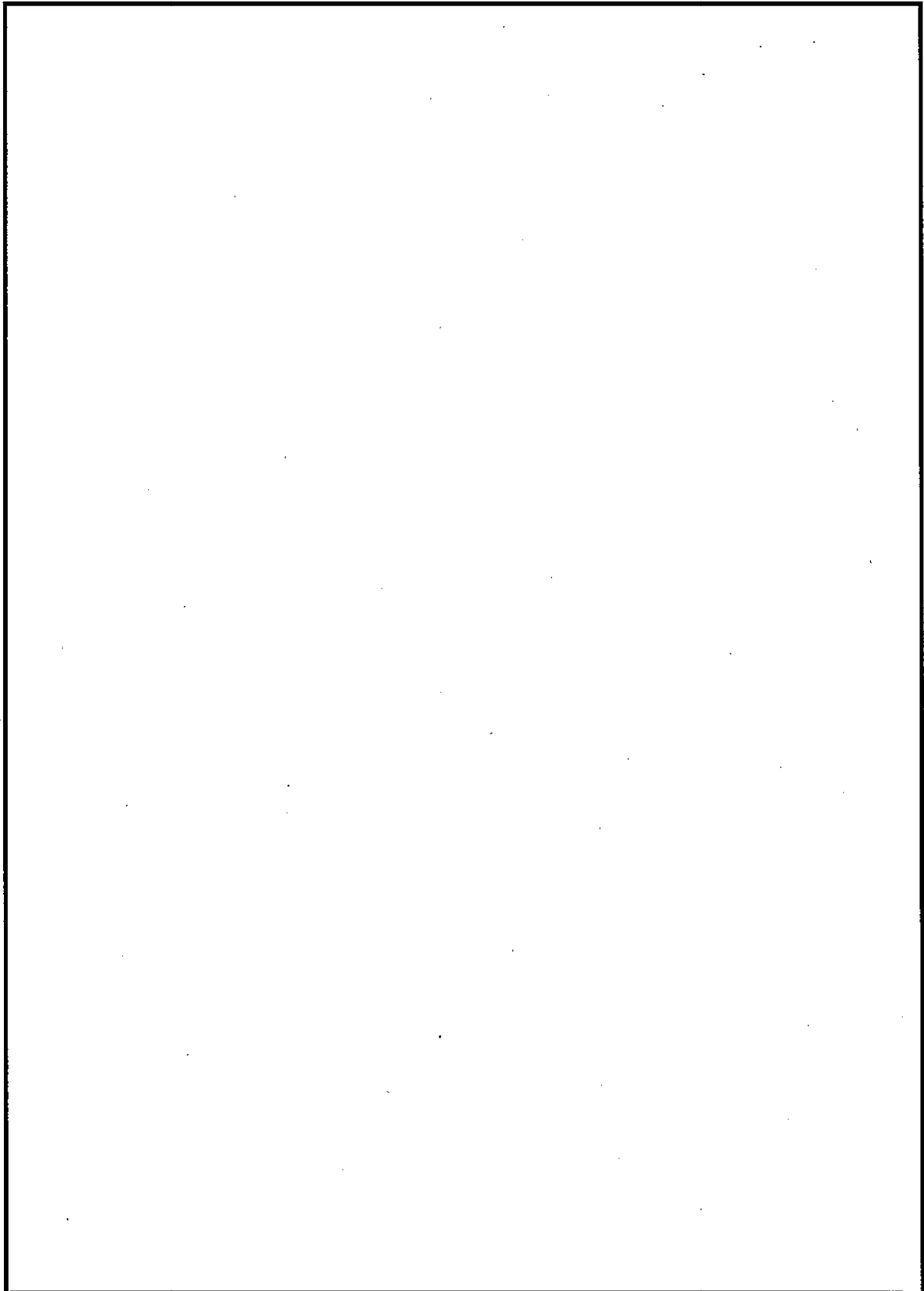
第 46-9-3 図 東海第二発電所の重大事故発生時の屋内アクセスルート
(3/6)



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)



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)



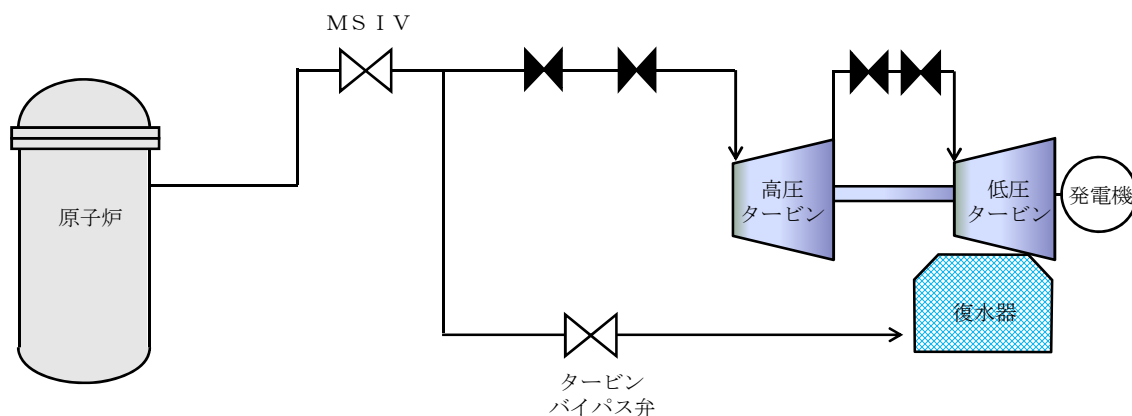
第 46-9-6 図 東海第二発電所の重大事故発生時の屋内アクセスルート
(6/6)

46-10 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。

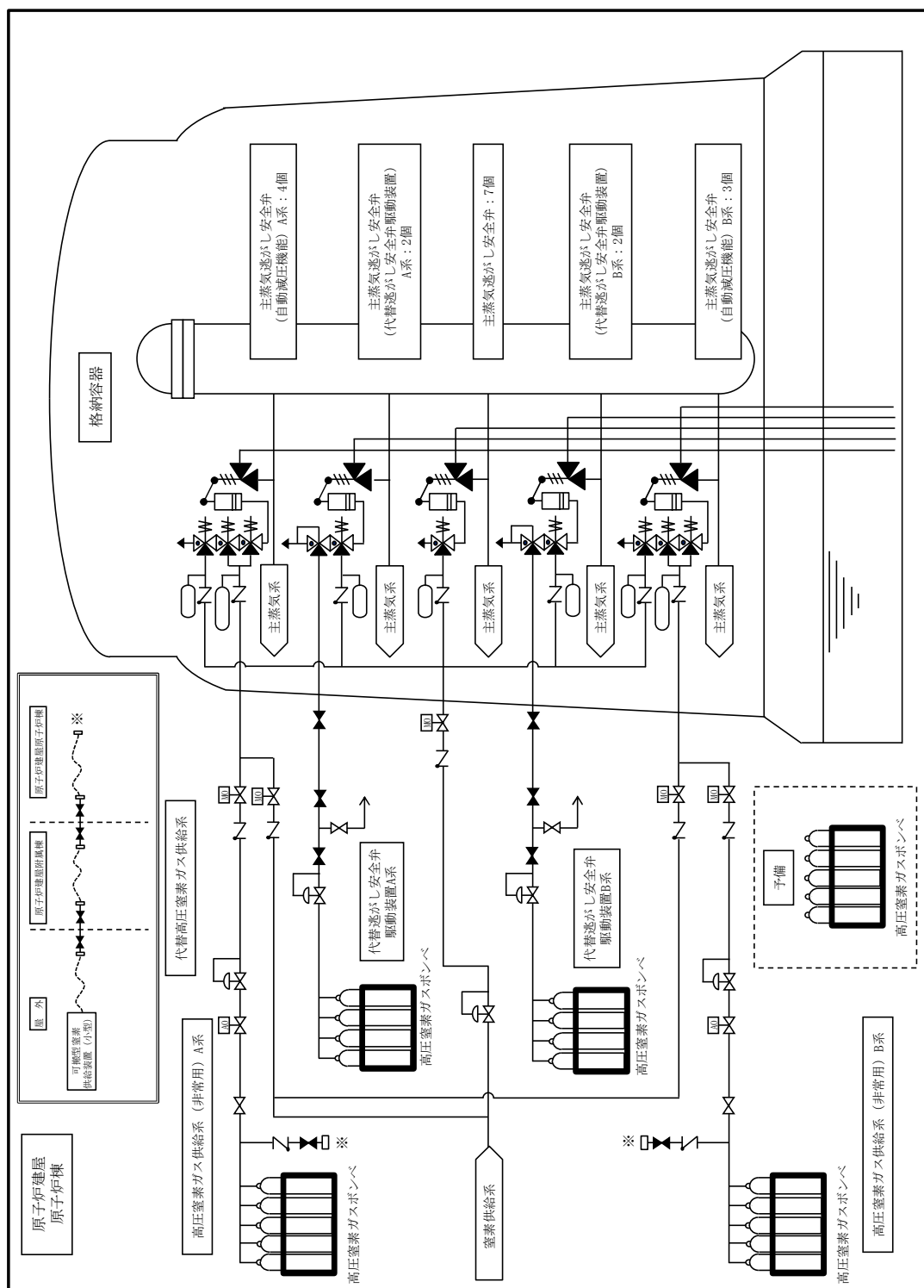
(3) 代替逃がし安全弁駆動装置

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、高圧窒素ガスポンベ、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、高圧窒素ガスポンベを配備する。

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ベ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

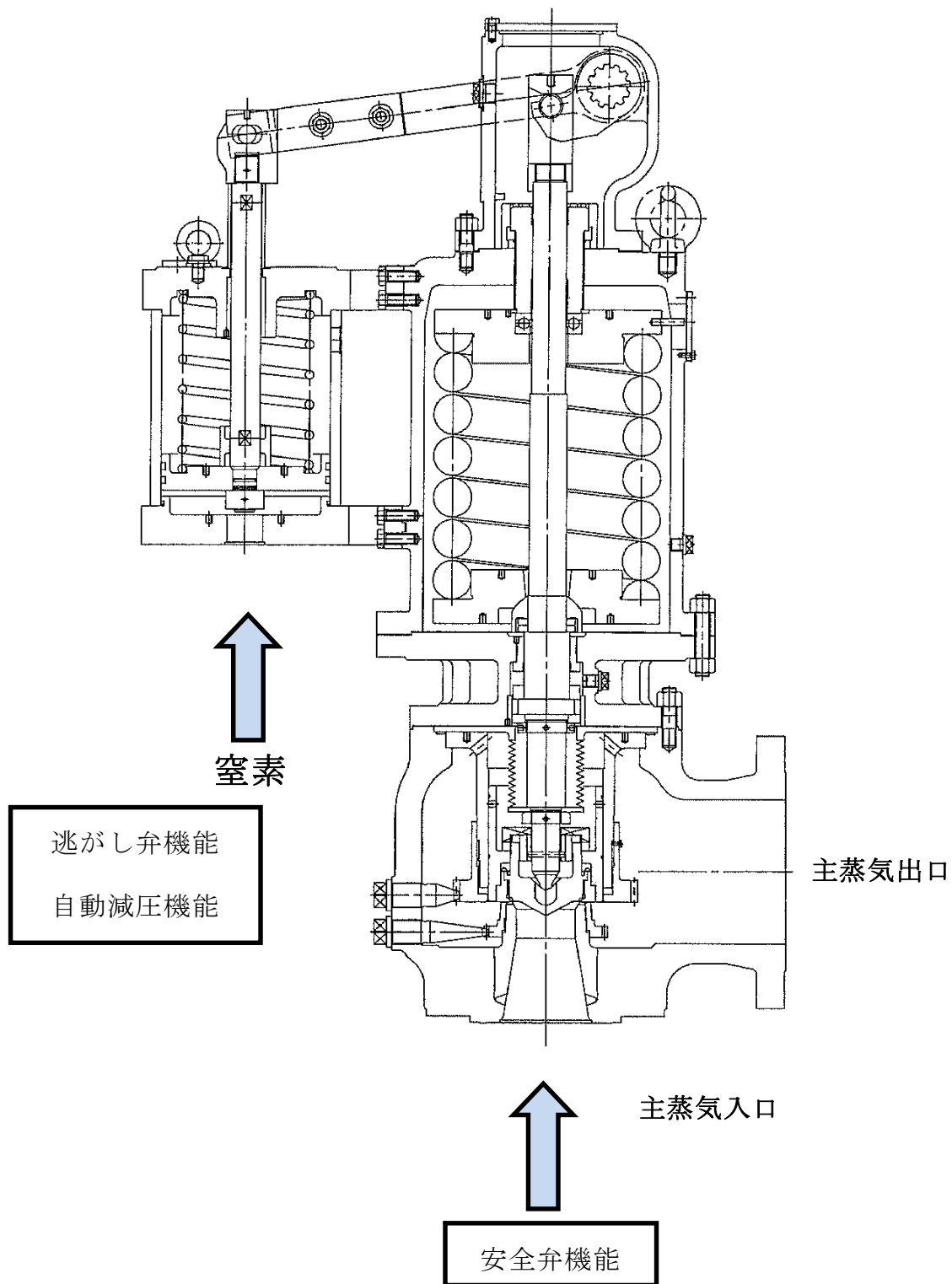
本機能における主蒸気逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、原子炉圧力高の信号によりアクチュエータのピストンを駆動して強制的に開放する。18 個の主蒸気逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

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。

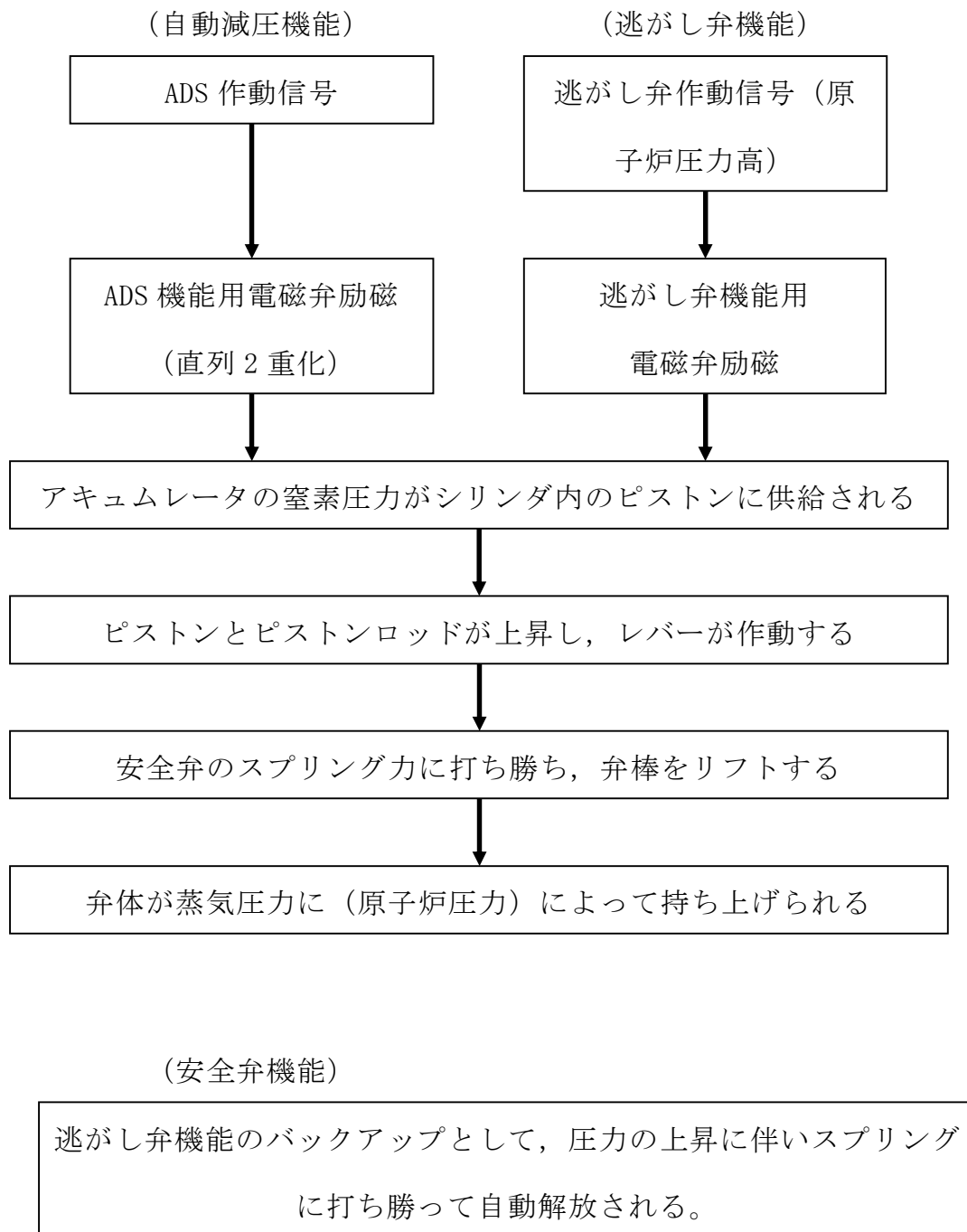
c. 自動減圧機能

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。

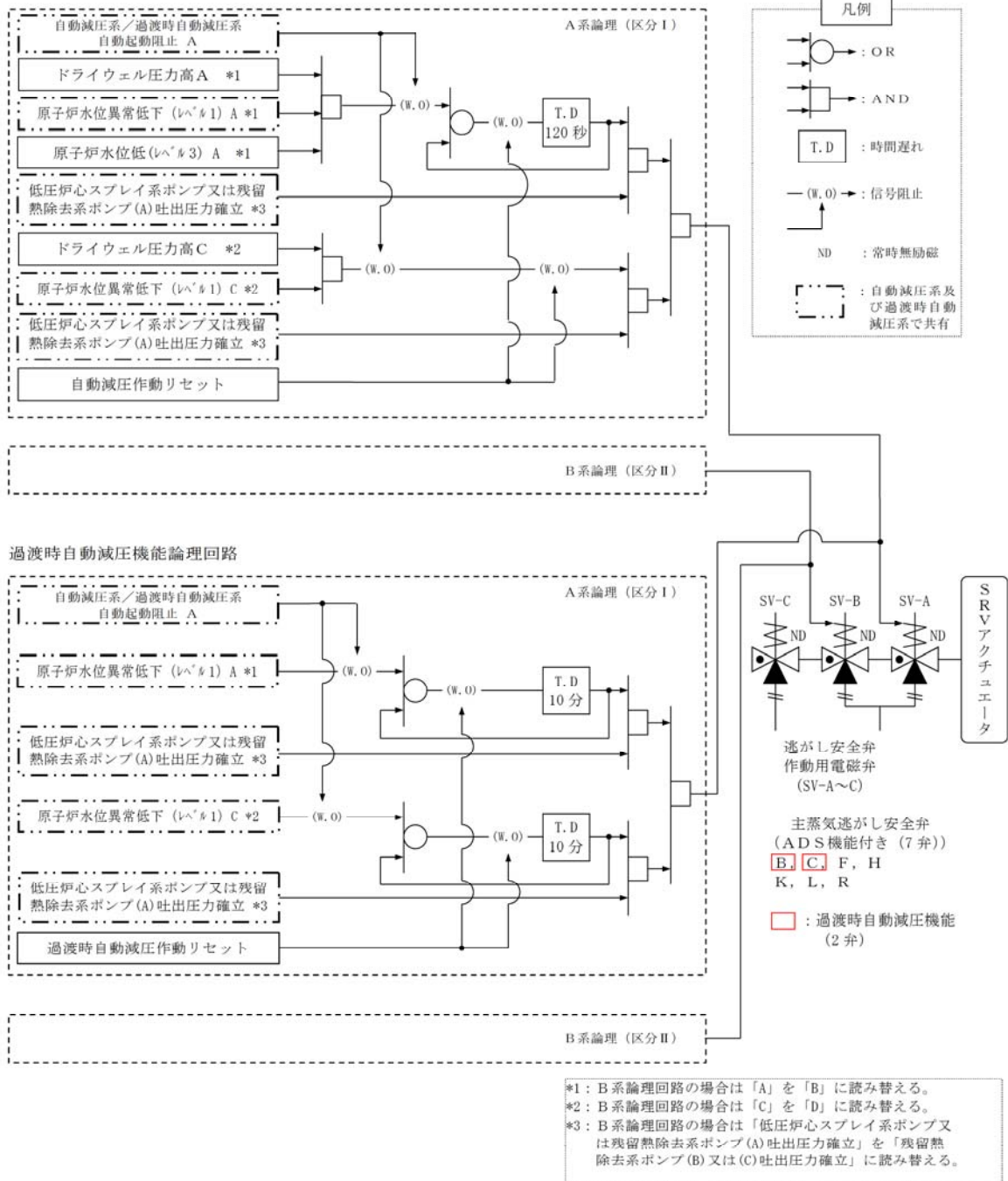
第46-11-2図のとおり検出器（原子炉水位異常低下（レベル1）、残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立又は及び低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力確立）からの入力信号については共有しているが、自動減圧系と隔離装置を用いて信号を分離し、自動減圧系への悪影響を与えない設計とする。また、論理回路からの作動用電磁弁制御信号についても共用しているが、自動減圧系と隔離装置を用いて分離し、自動減圧系への悪影響を与えない設計とする。

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



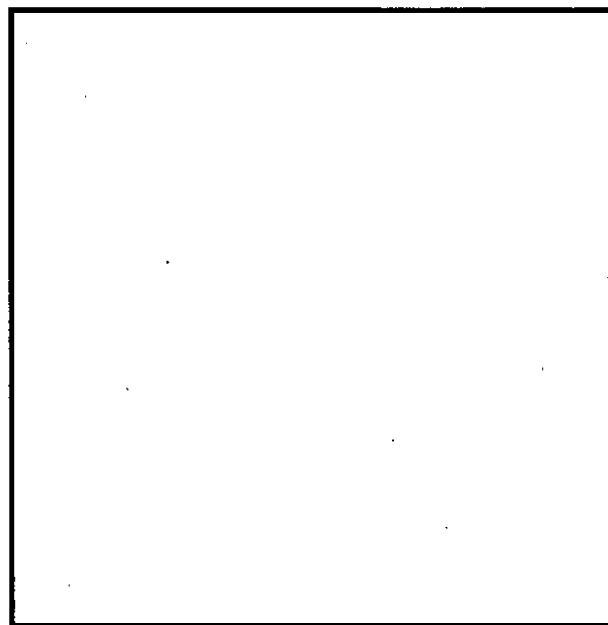
第 46-11-1 図 自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の論理回路



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压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

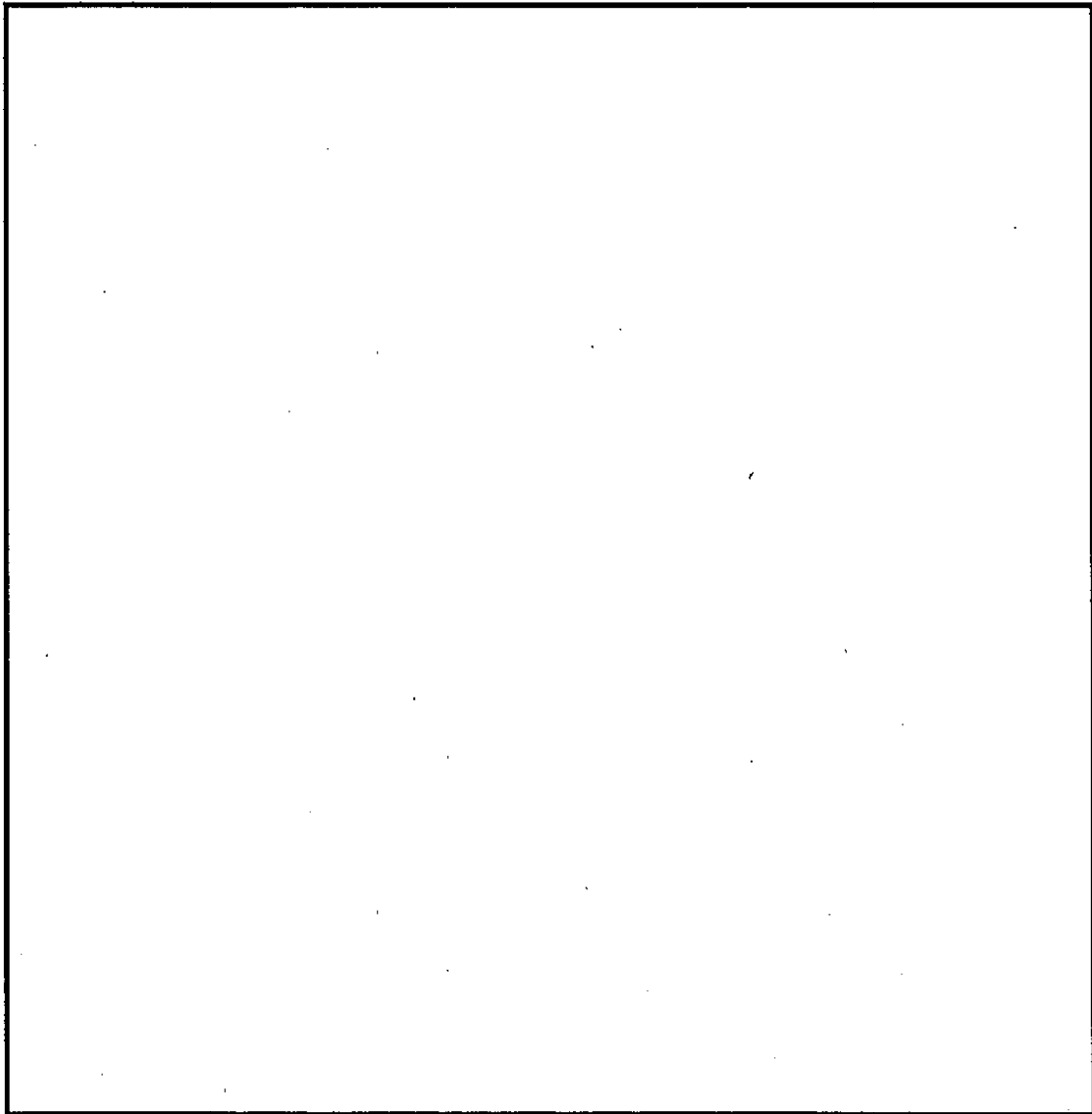
過渡時自動減圧機能作動信号の設定値は以下の事項を考慮して決定する。

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



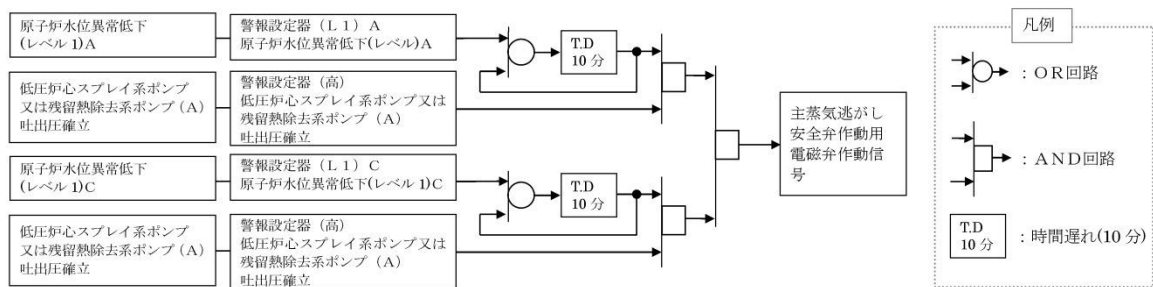
第 46-12-1 図 過渡時自動減圧機能（盤）設置箇所

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※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。

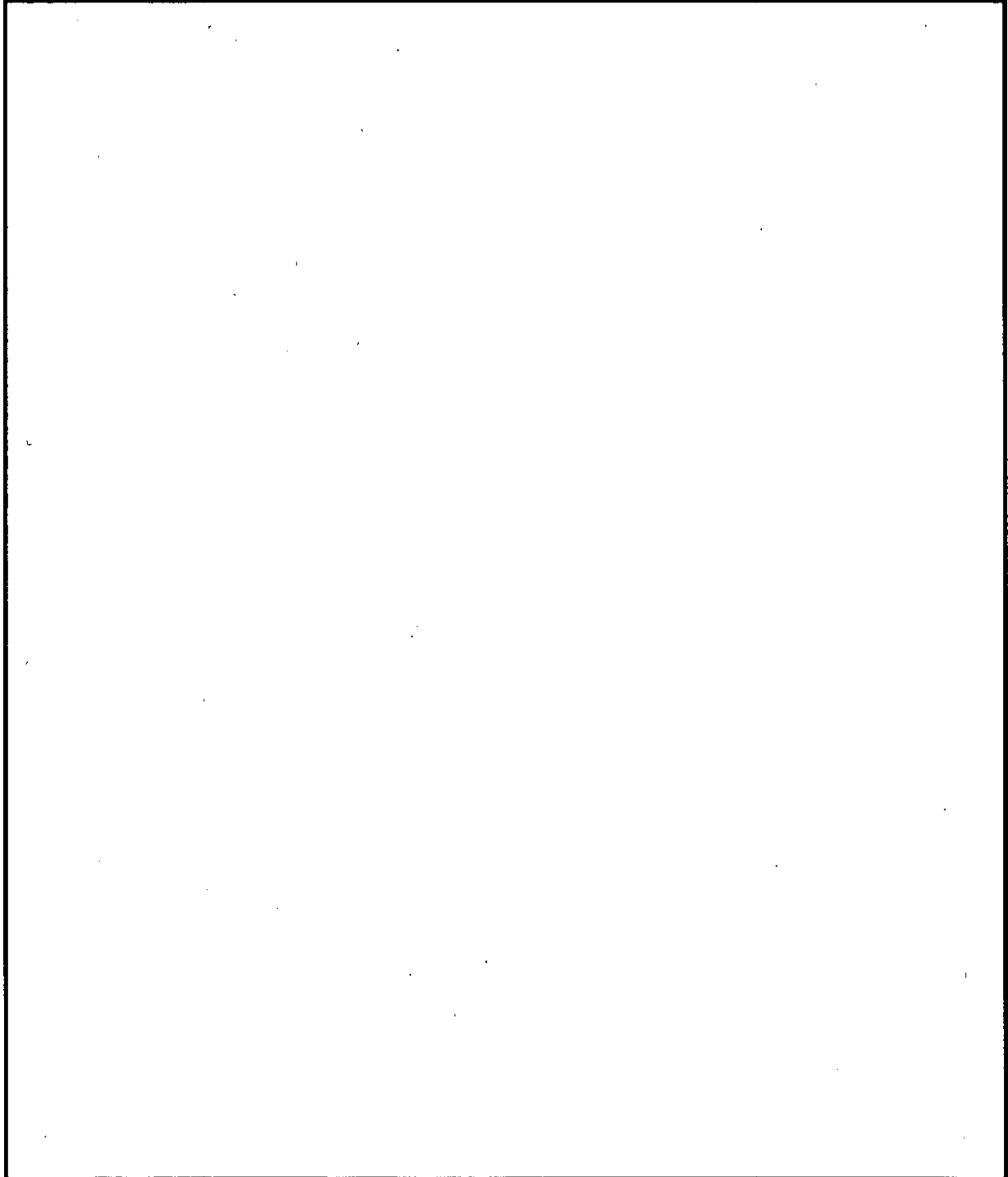
自動減圧系本来の安全機能と干渉しないように、自動減圧系の原子炉水位異常低下（レベル 1）後 120 秒で成立する減圧信号より遅く起動する必要がある。また、過渡時自動減圧機能には、設備誤作動時に原子炉の運転を阻害しないように起動阻止スイッチの判断操作の時間的余裕を考慮し、設備作動までに 10 分の時間遅れを設け

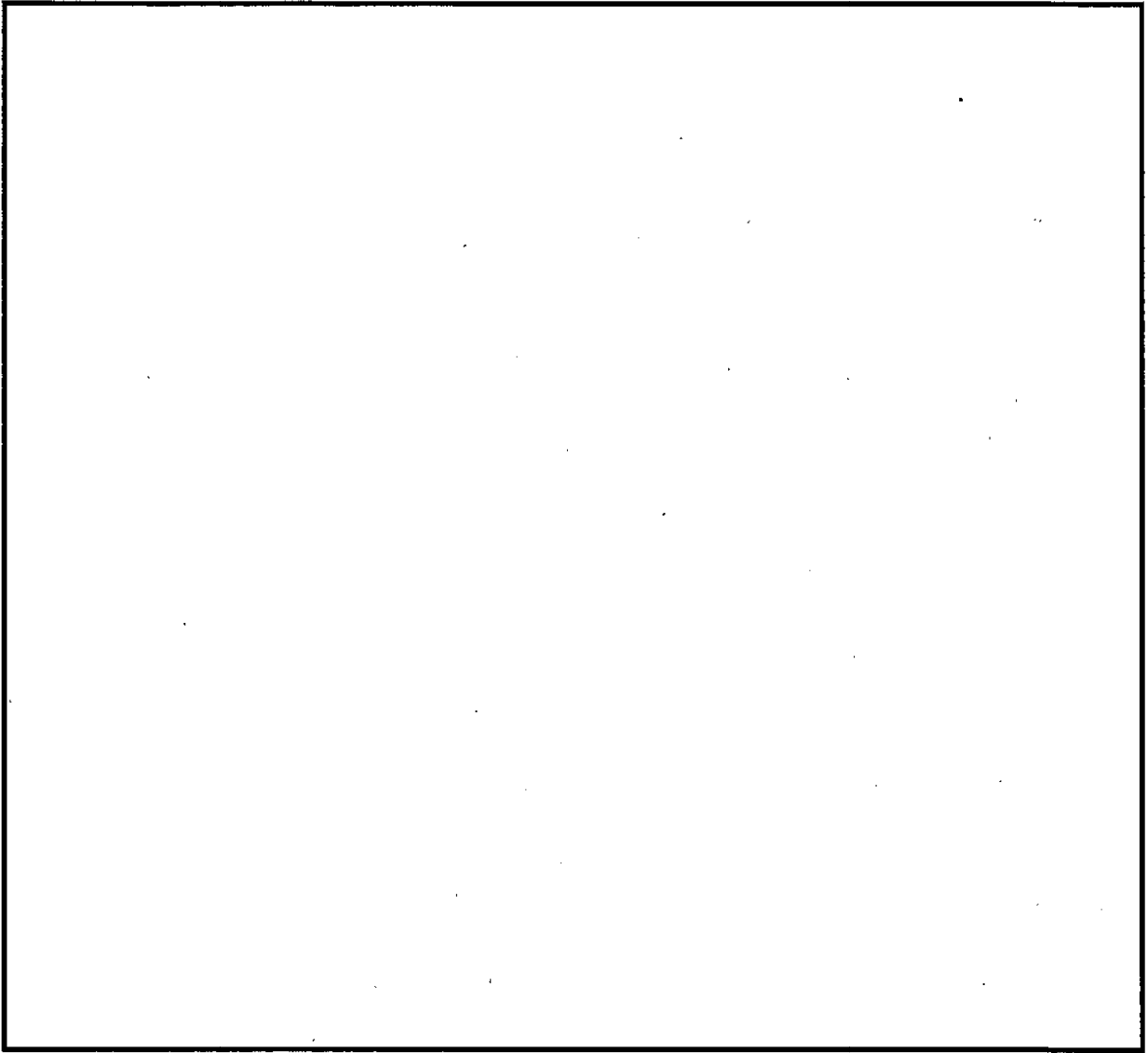
る。これにより、過渡時自動減圧機能論理回路タイマー設定値は 10 分とする。なお、事象発生から 10 分後に過渡時自動減圧機能論理による減圧で低圧注水系等により十分な炉心冷却が可能である。

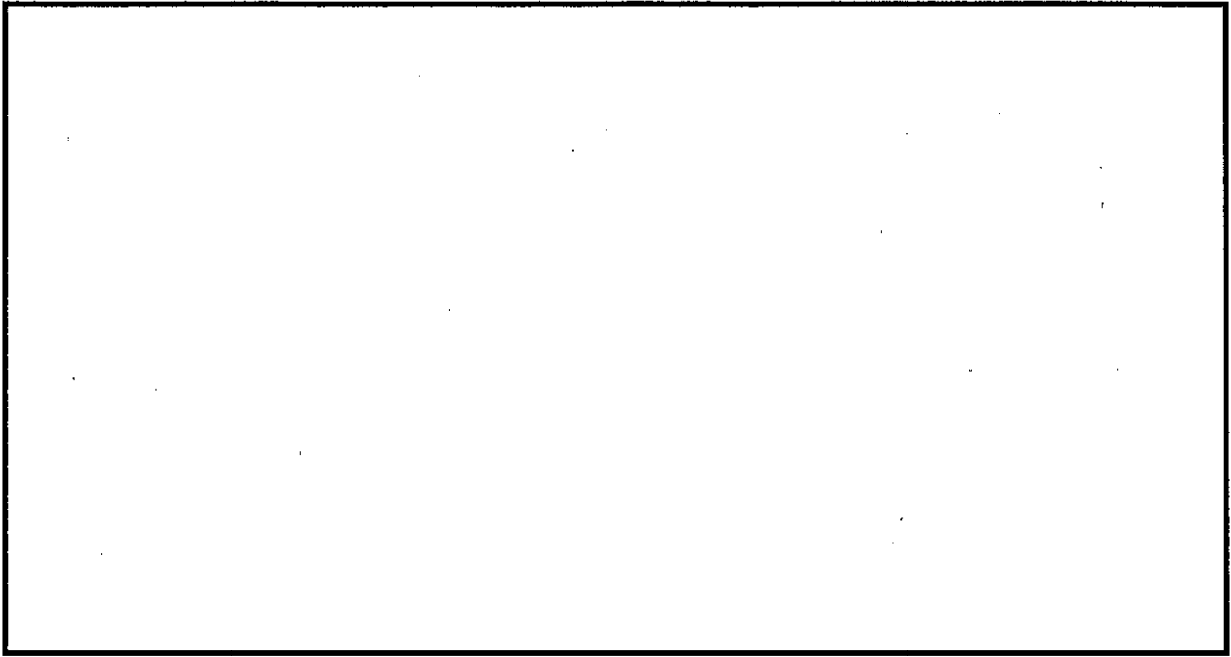
第 46-12-2 表 過渡時自動減圧機能の作動遅れ時間

	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

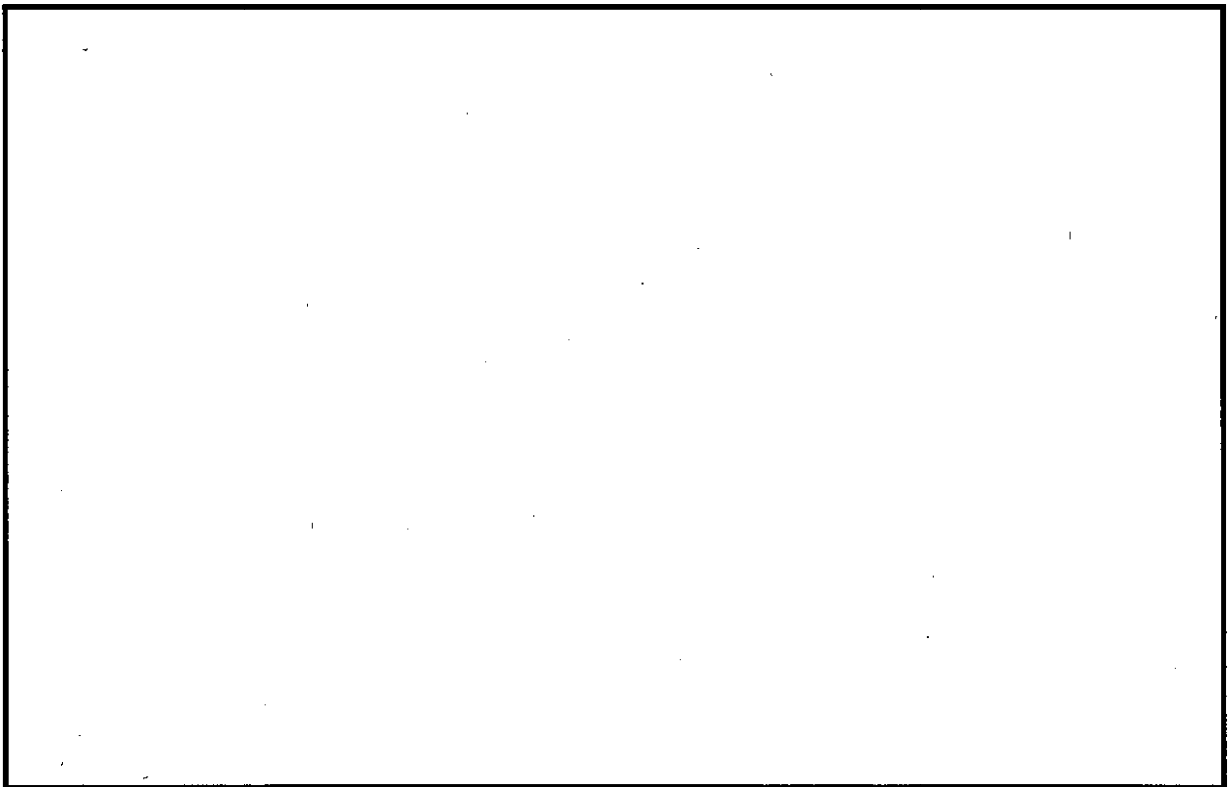
過渡時自動減圧機能の信頼性評価



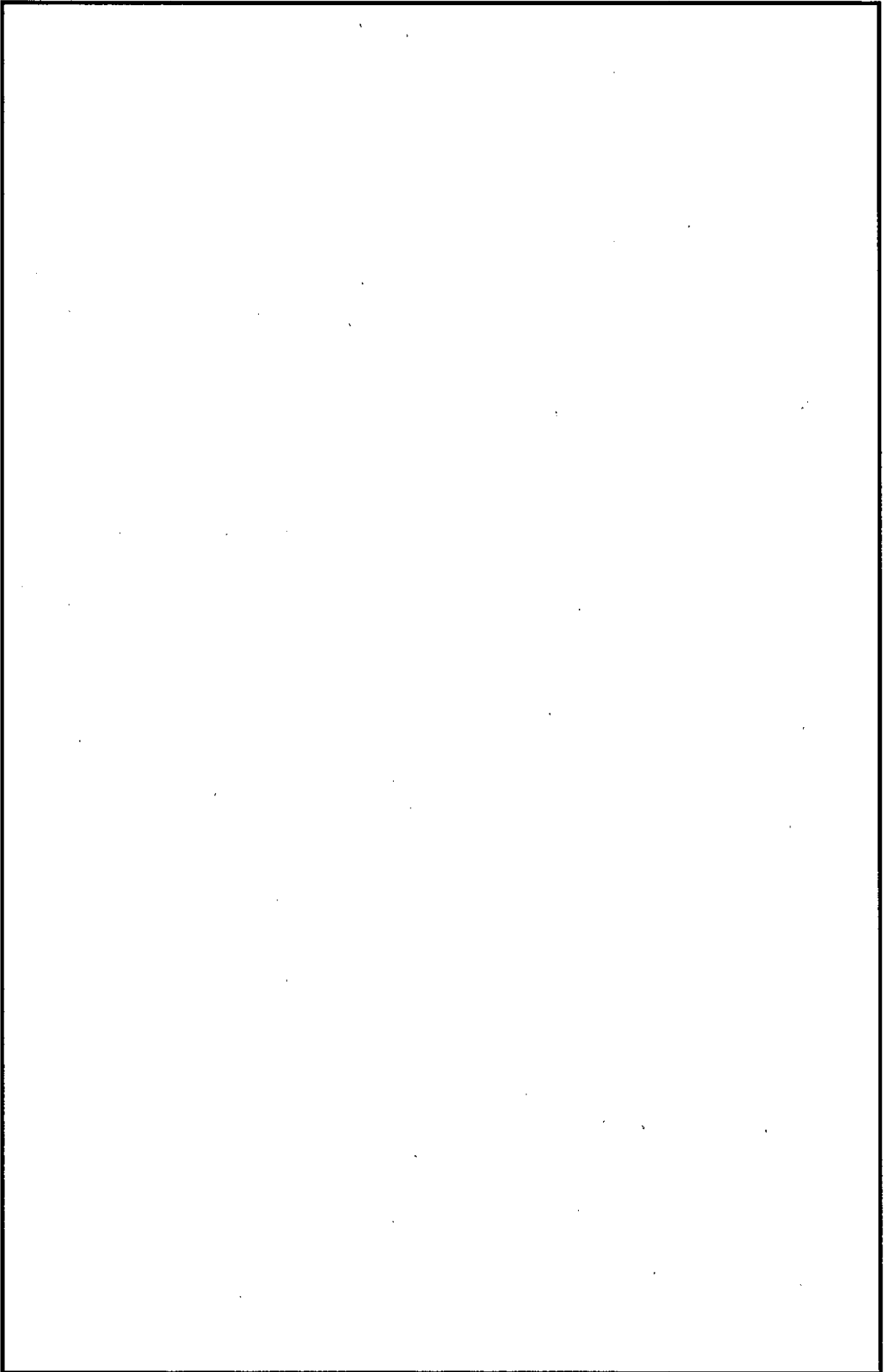


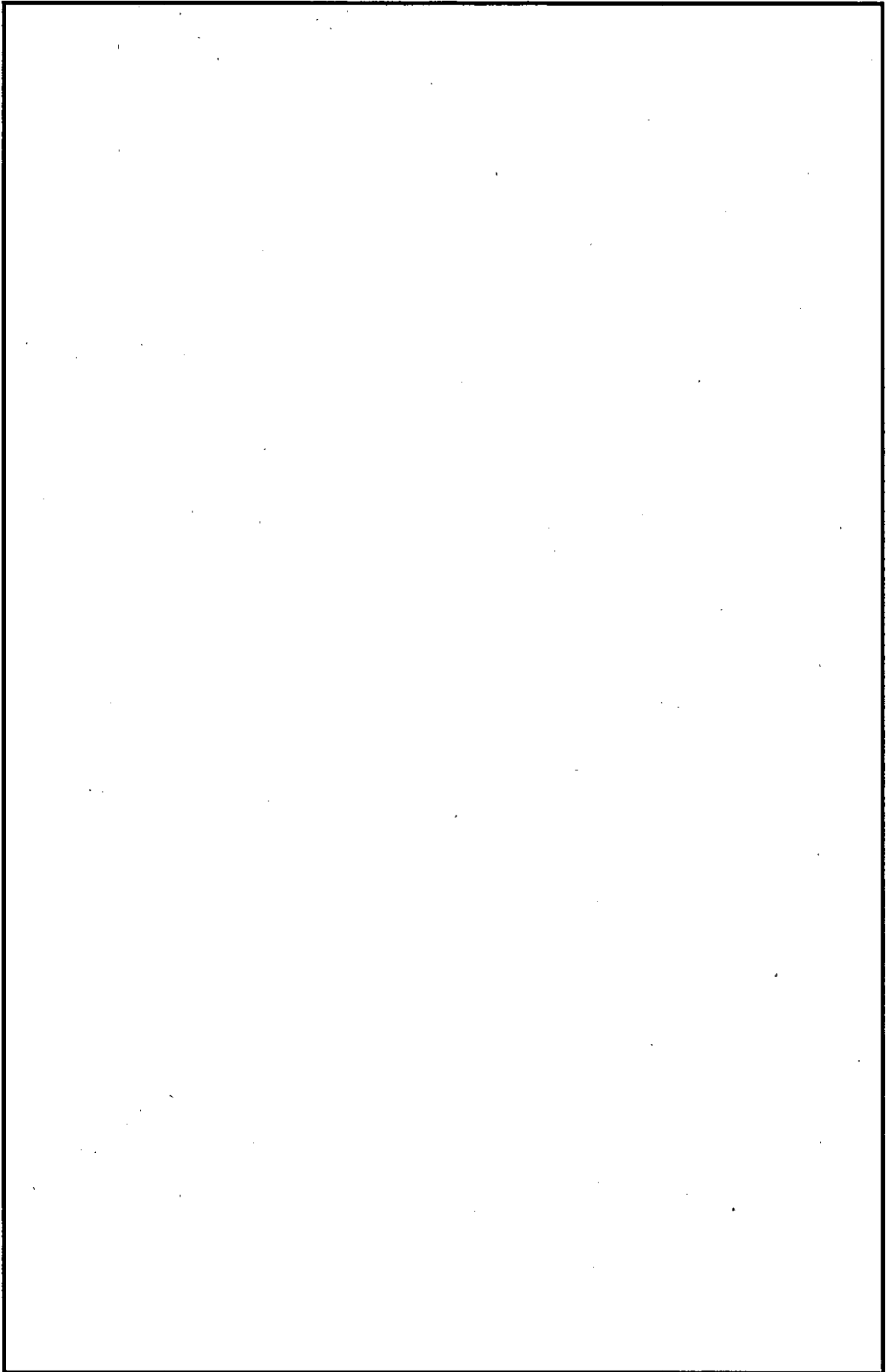


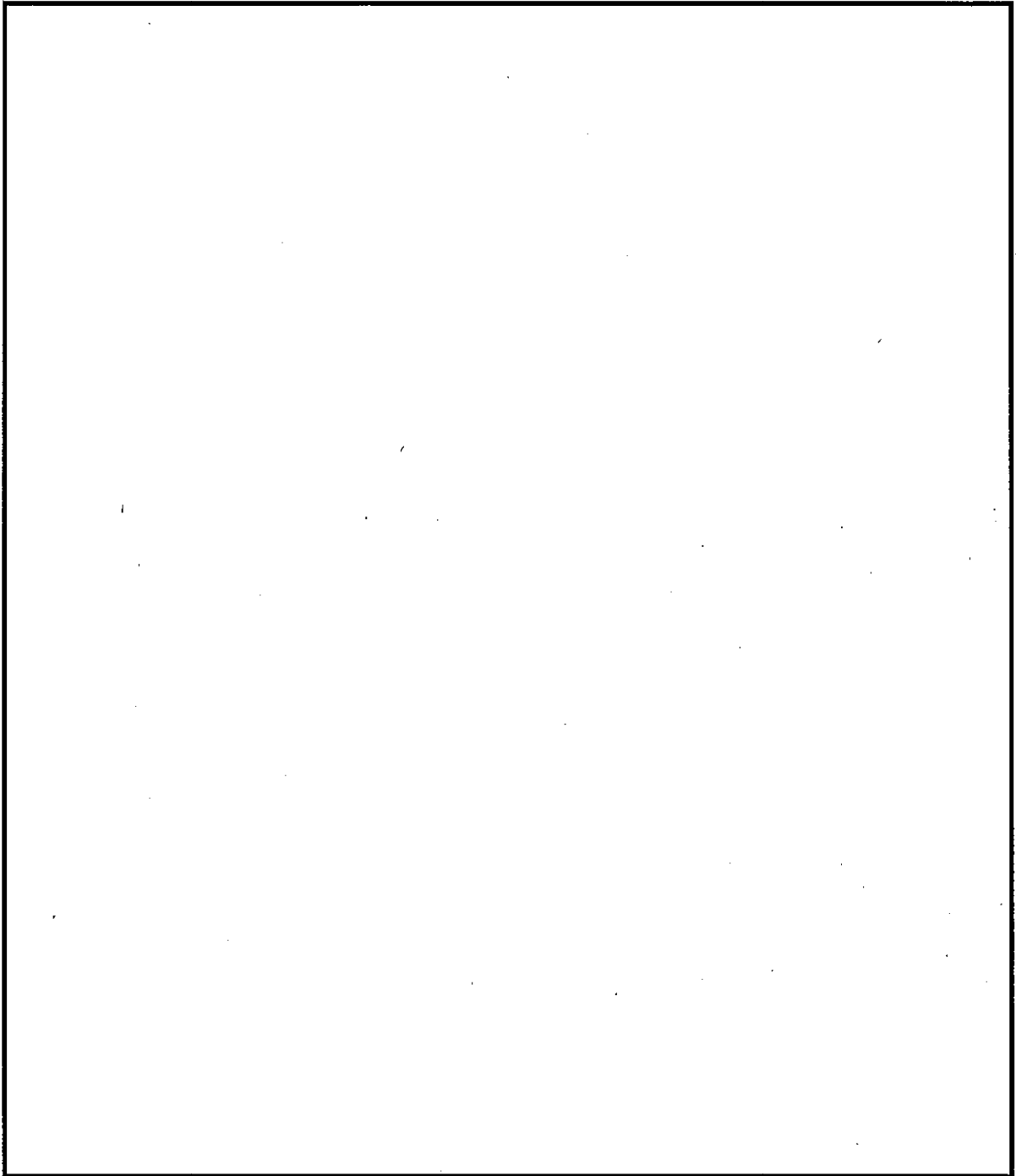
第 1 図 誤動作率評価モデル

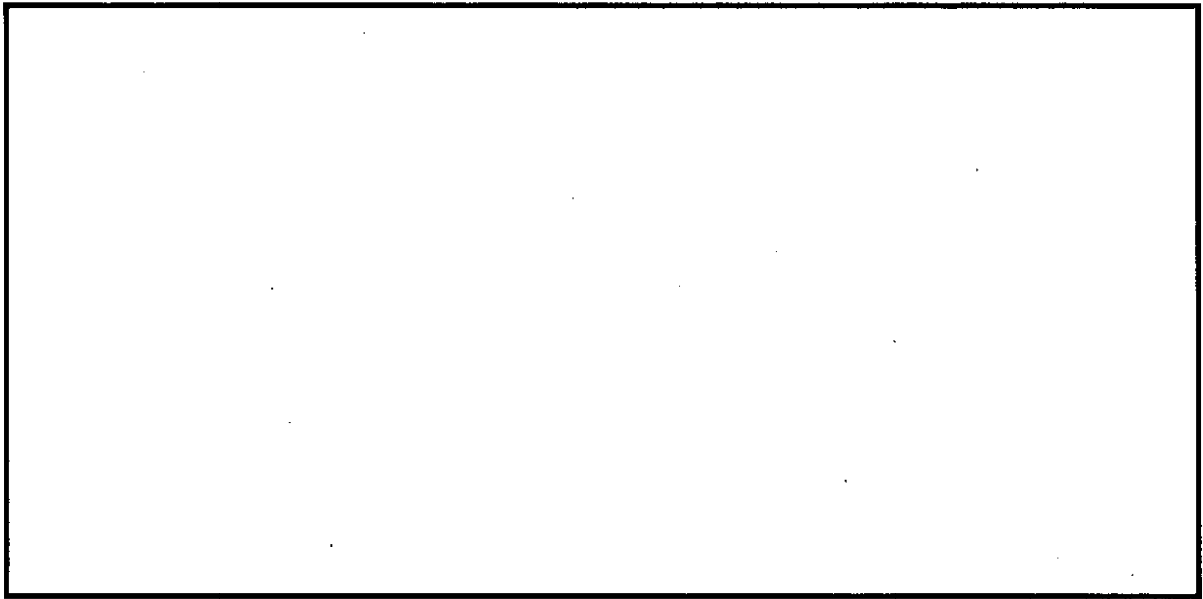


第 2 図 誤動作率評価フォールトツリー

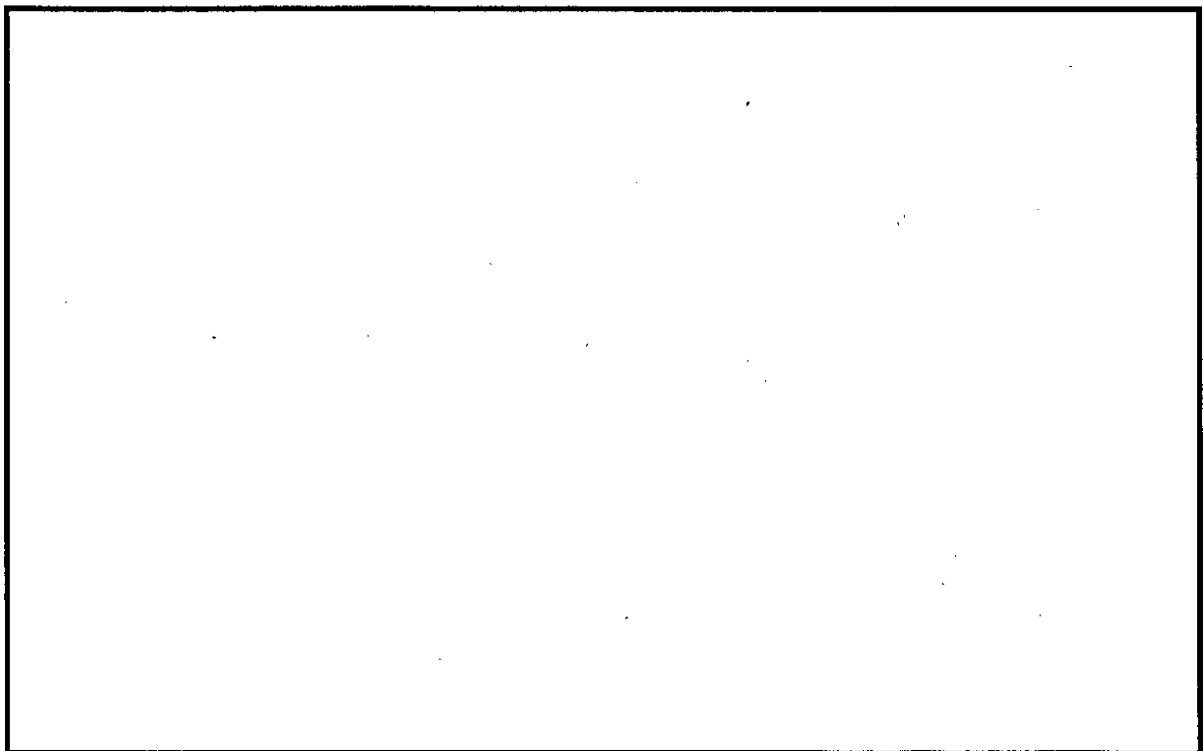








第 3 図 非信頼度評価モデル



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	代替性		当該設備の使用に当たり切替が不要	B b
			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)	その他設備	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		系統の目的に応じて必要な容量を有する	A
			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D B 設備有り)—屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	本文	

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（可搬型）

第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）

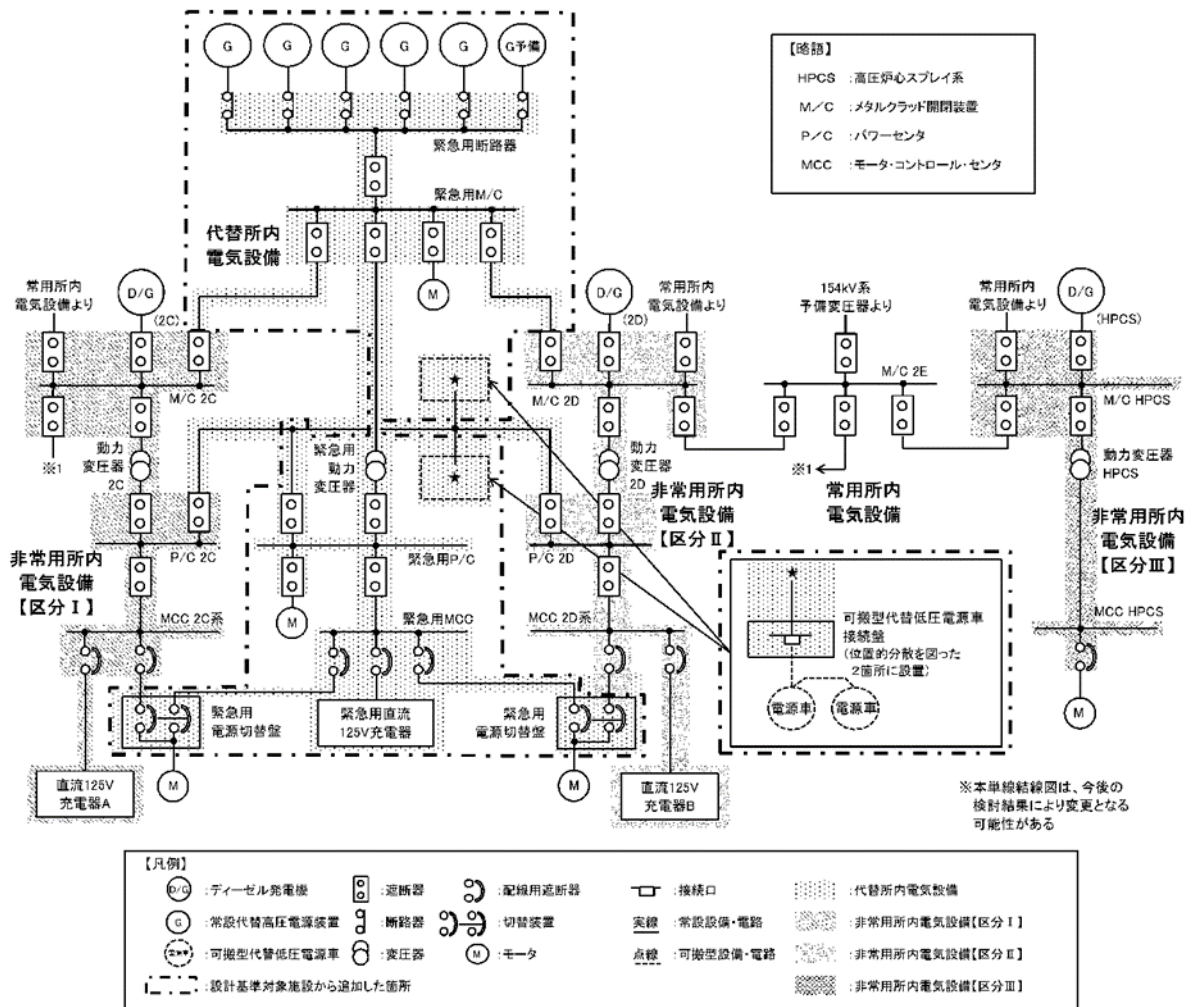
第47条:原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に 発電用原子炉を冷却するための設備				残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） （設計基準拡張）		類型化 区分
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
				荷重	（有効に機能を発揮する）	—
				海水	（海水を通水しない）	対象外
				他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
				電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	対象外
				関連資料	—	
		第2号	操作性	操作性	中央制御室操作	A
				関連資料	—	
		第3号	試験・検査（検査性，系統構成・外部入力）	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	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	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	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	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)	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	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	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	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

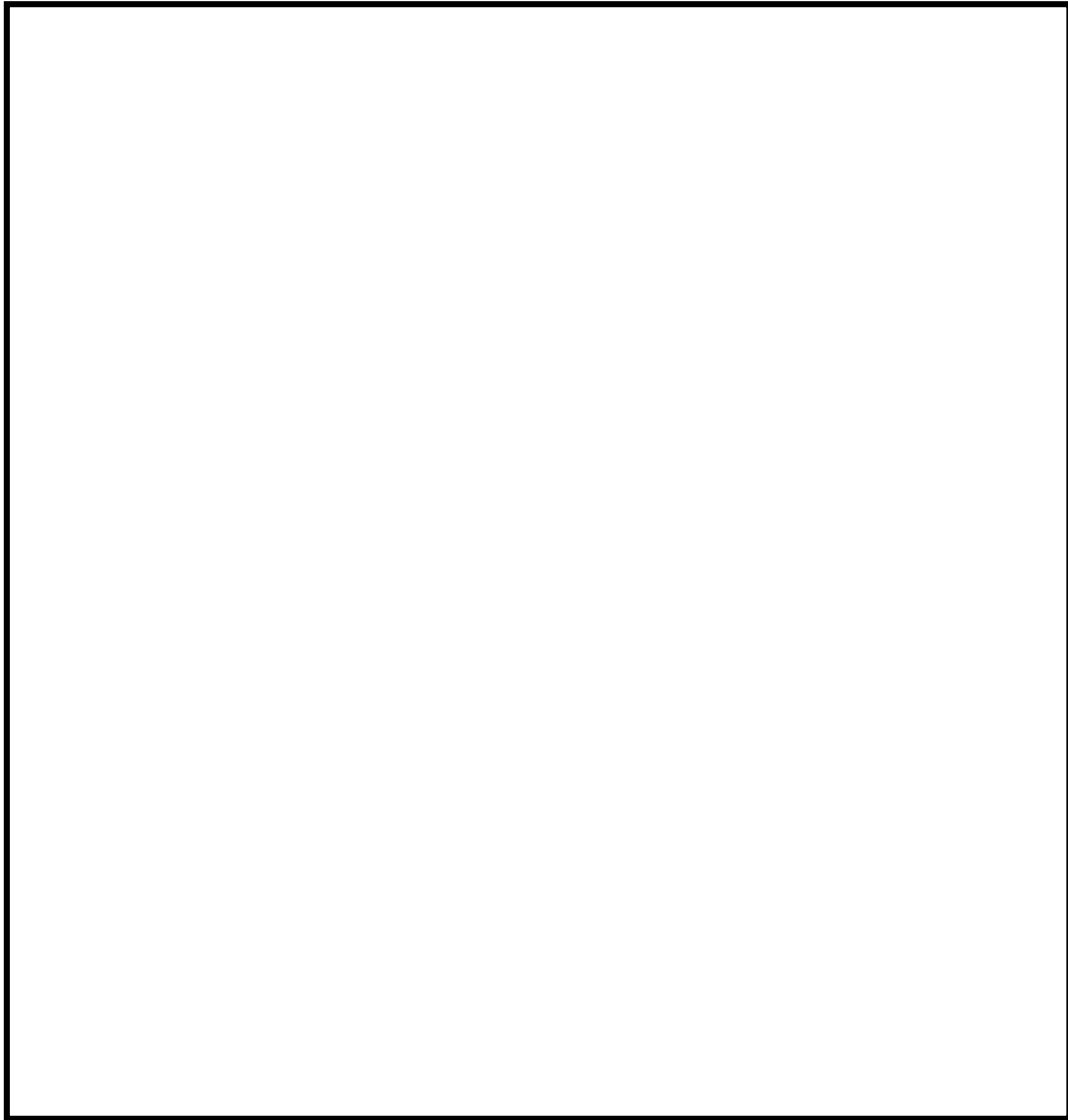
47-2-1



第 47-2-1 図 電源構成図（交流電源）（1/3）

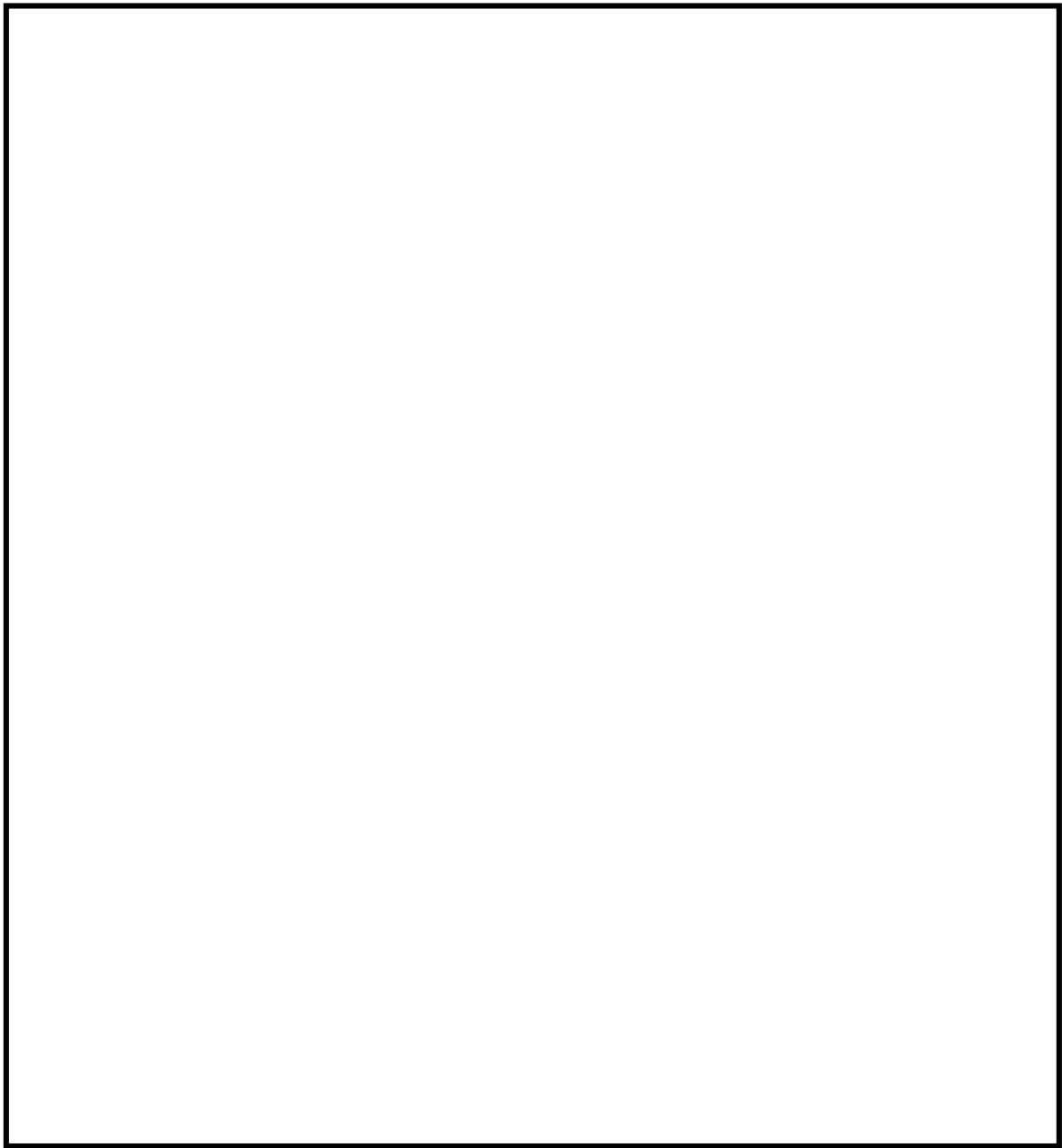
47-3 配置図

47-3-1

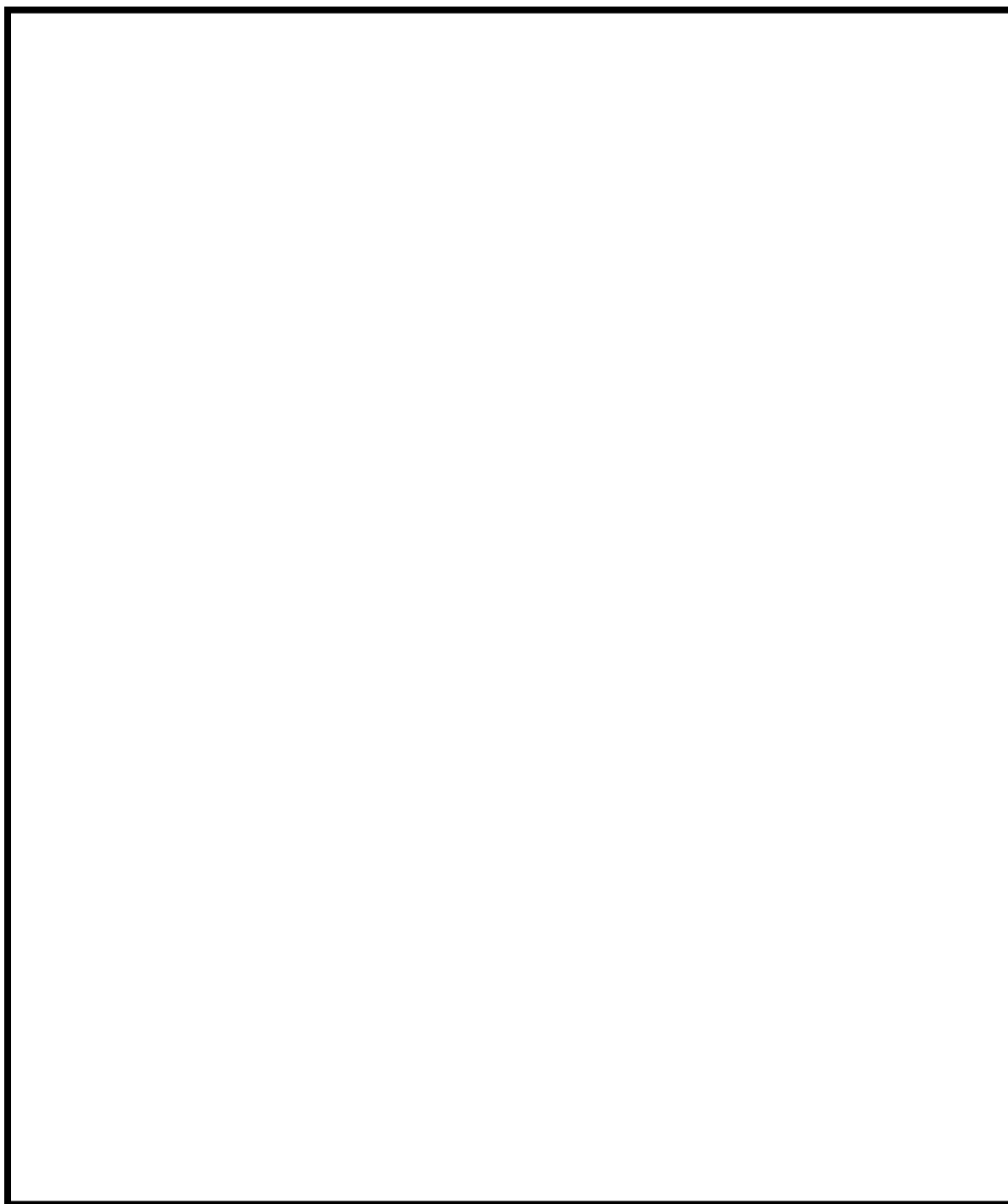


第 47-3-1 図 構内全体配置図

47-3-2

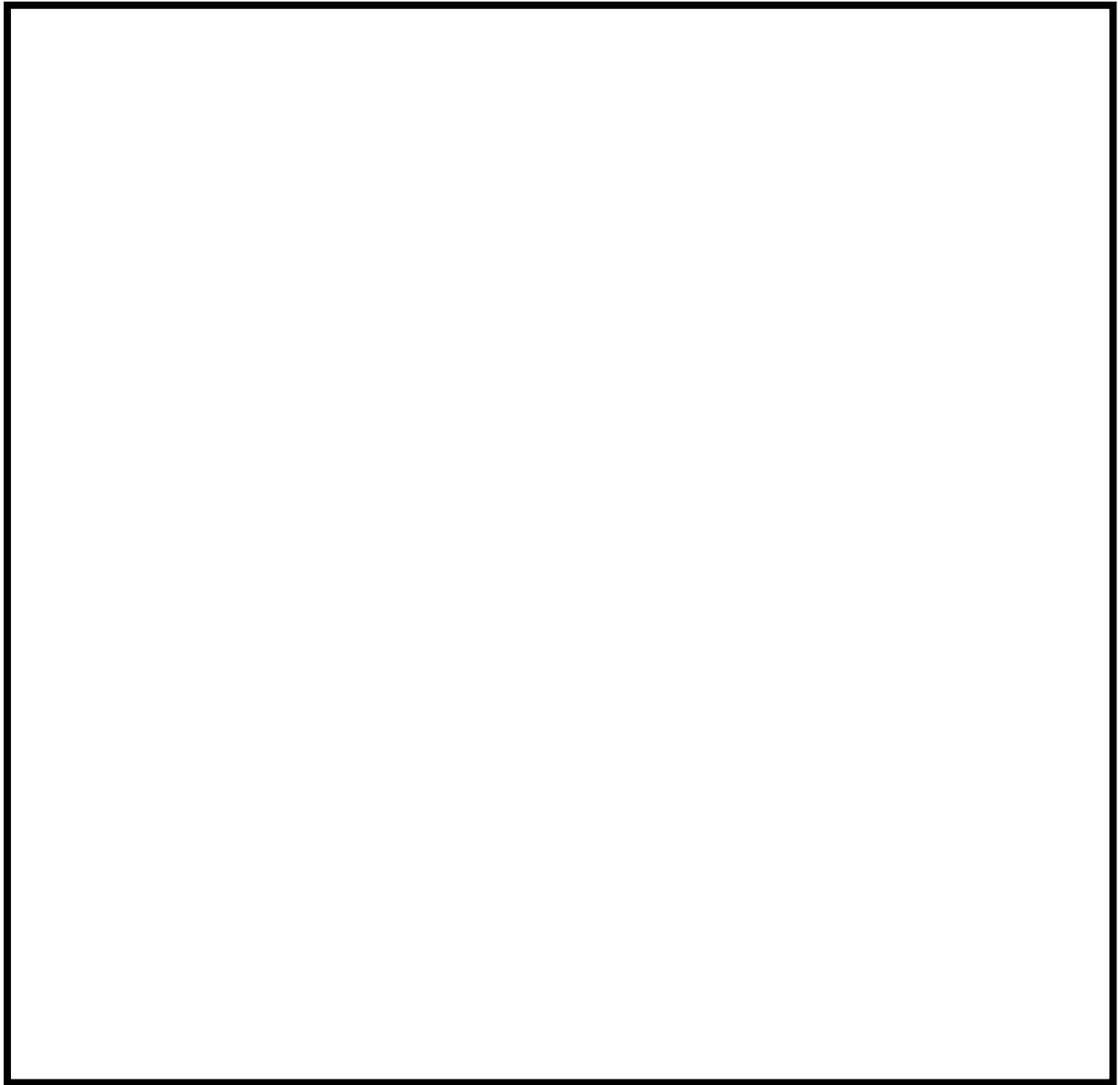


第47-3-2図 低圧代替注水系（常設）に係る機器配置図（1／2）

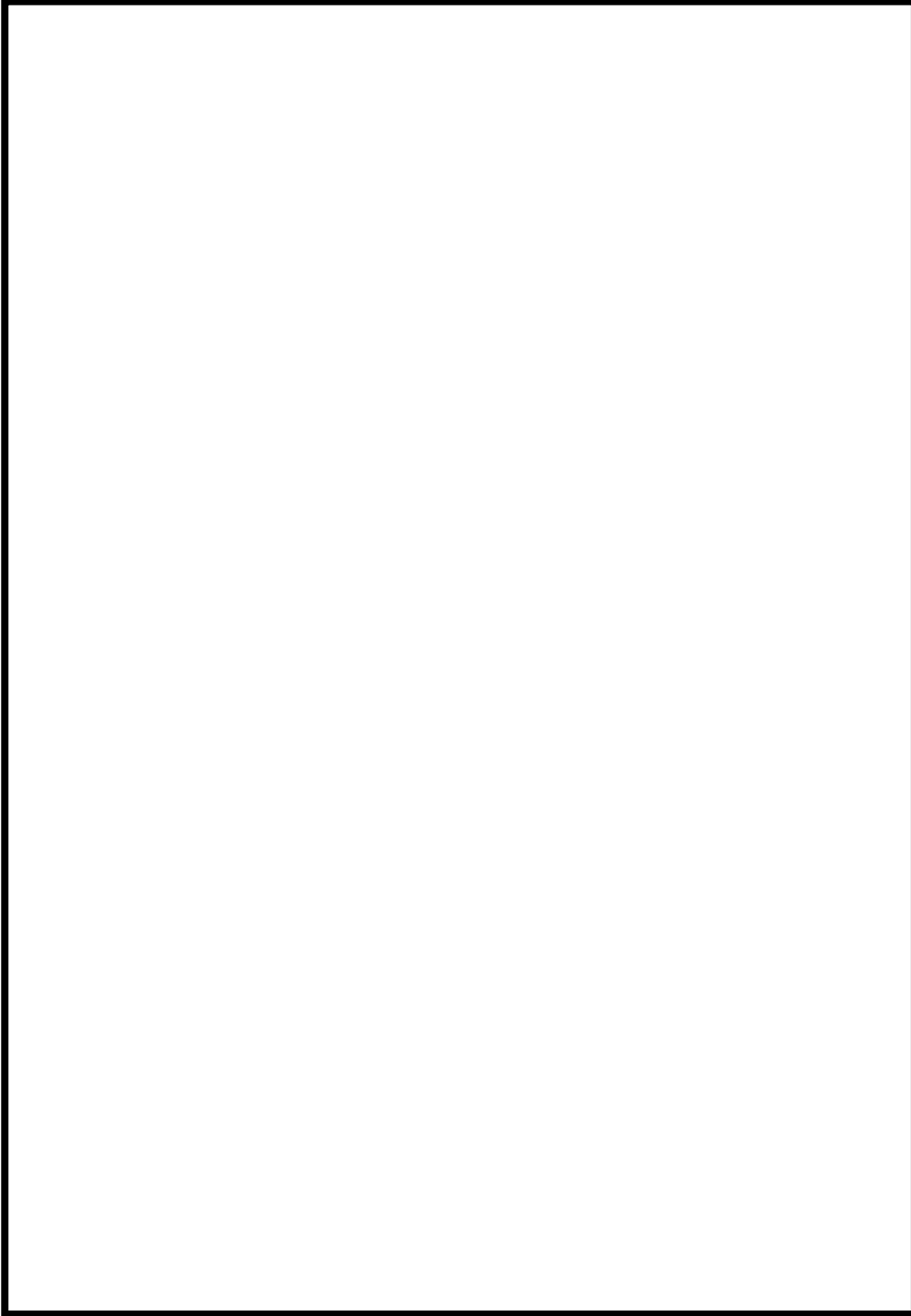


第 47-3-3 図 低圧代替注水系（常設）に係る機器配置図（2／2）

47-3-4



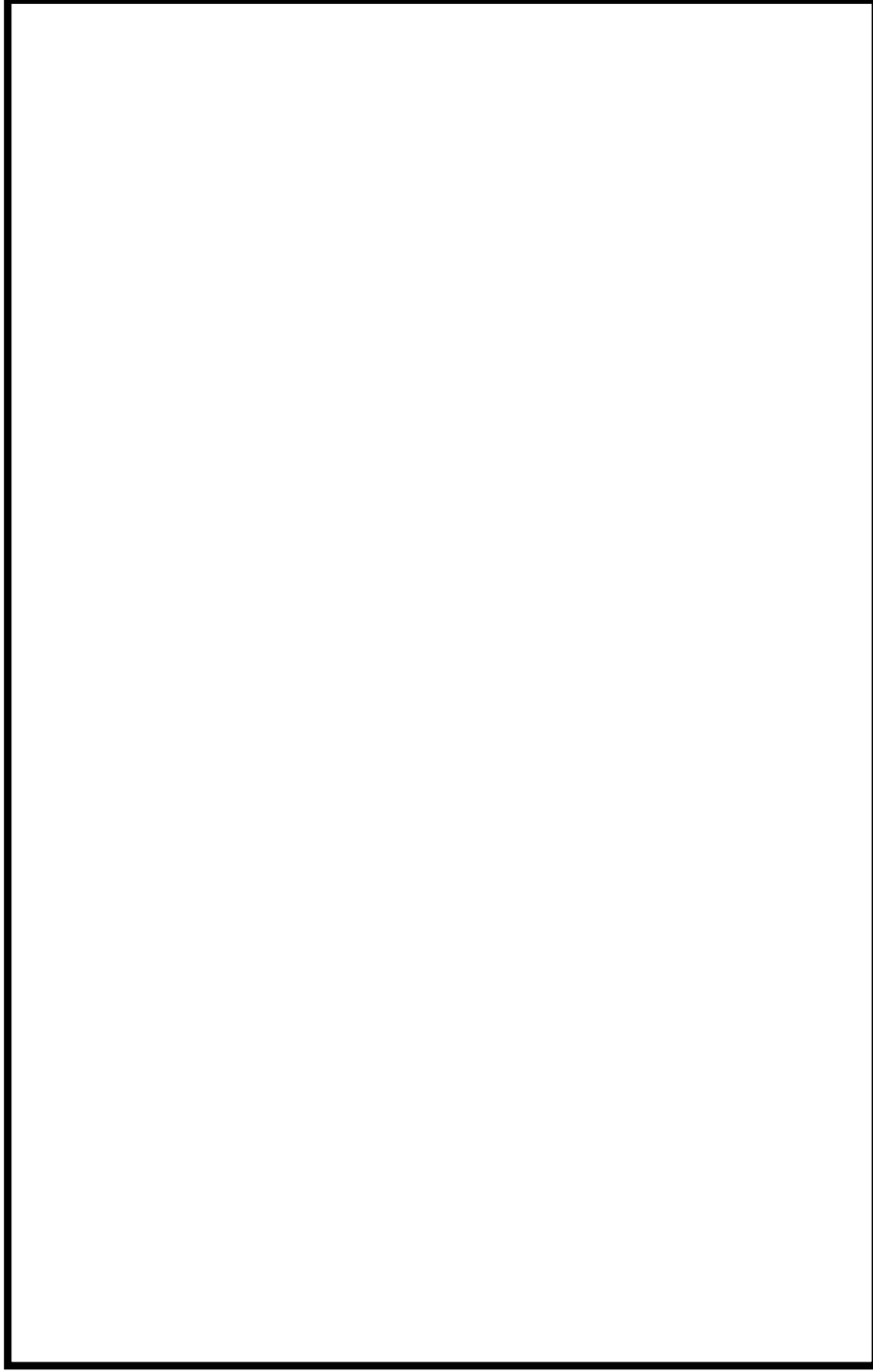
第 47-3-4 図 残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系に係る機器配置図
(原子炉建屋地下 2 階)



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）

47-3-6

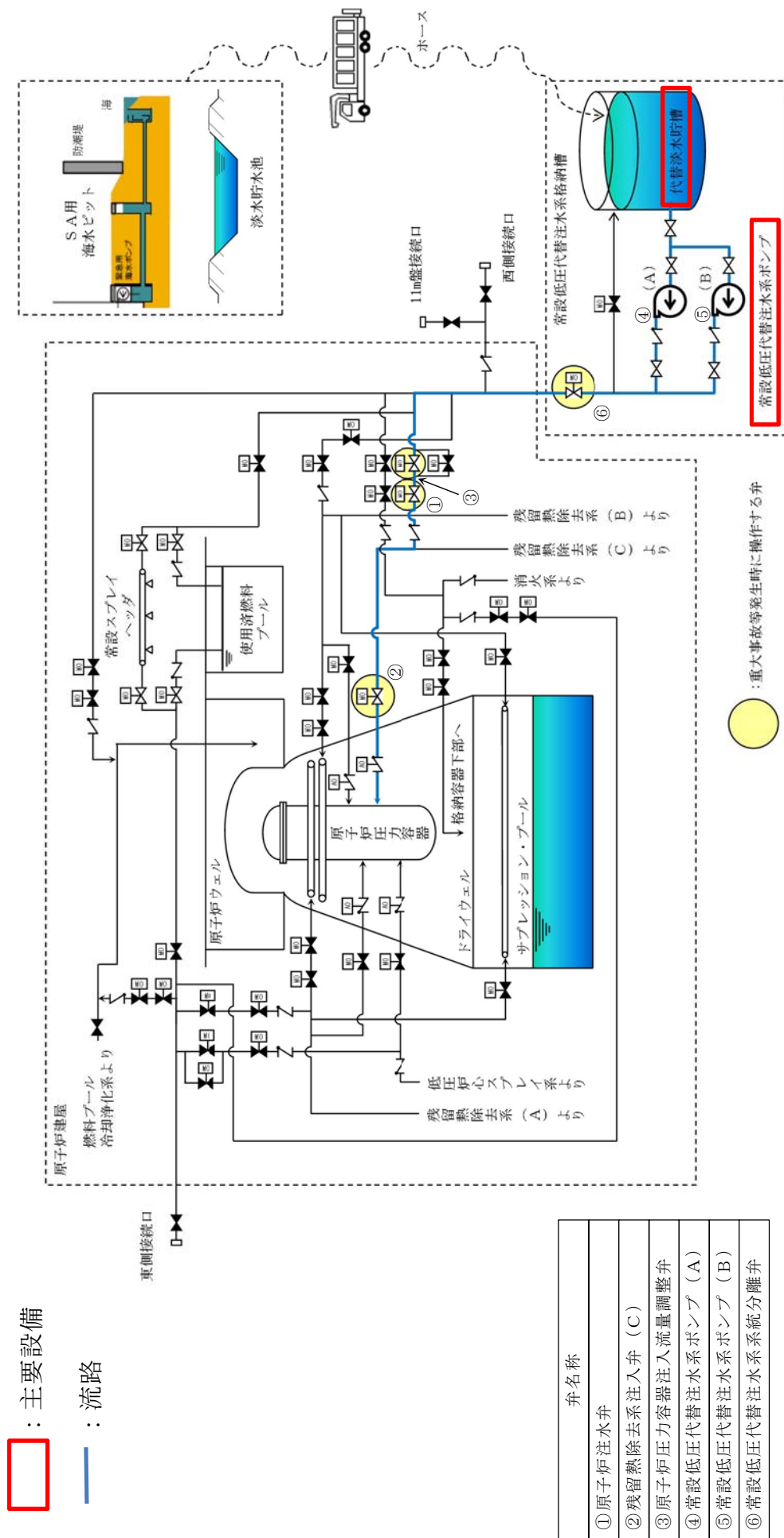


第 47-3-6 図 低圧代替注水系に係る機器（弁）配置図
(原子炉建屋 4 階)

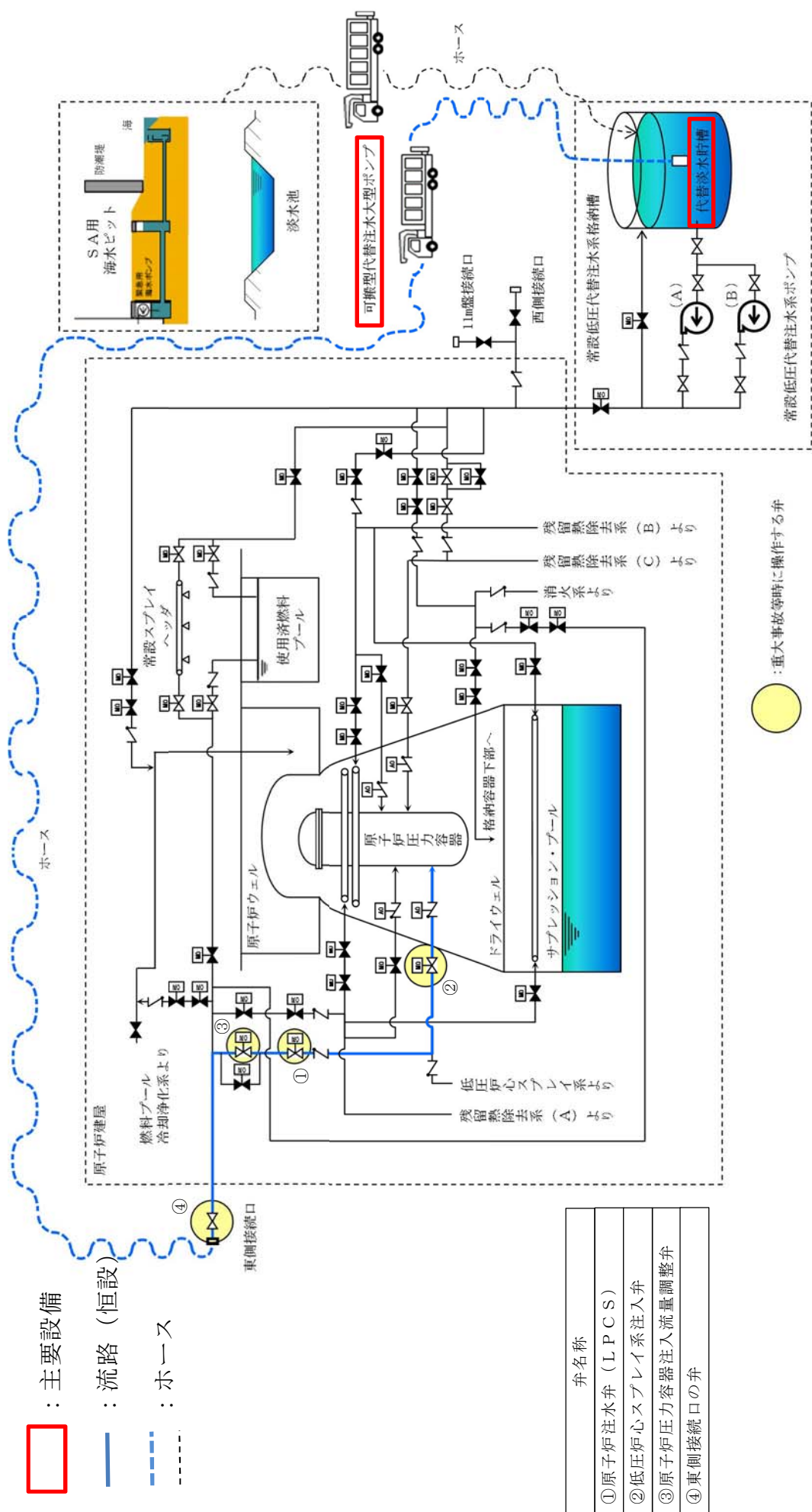
47-3-7

47-4 系統図

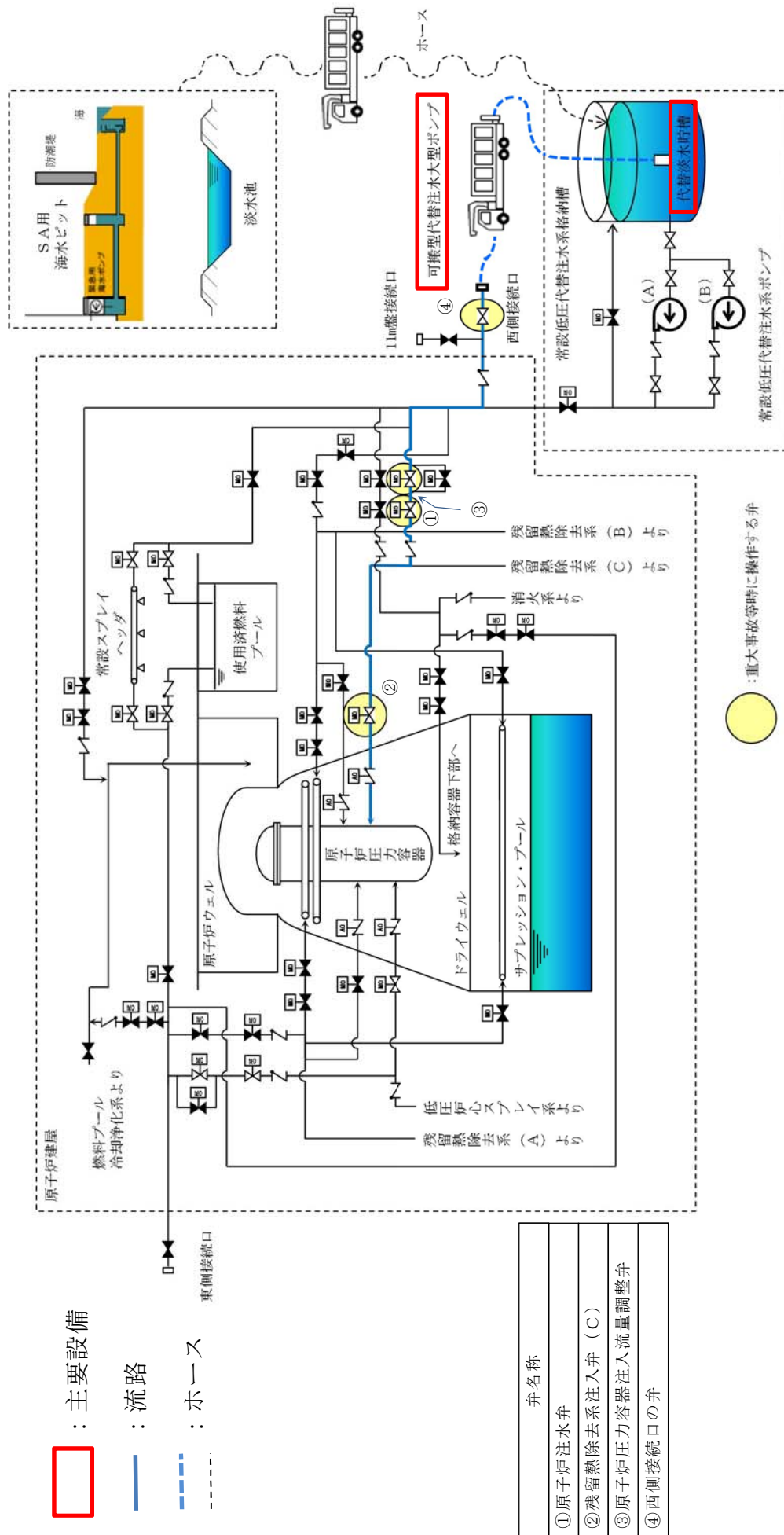
47-4-1



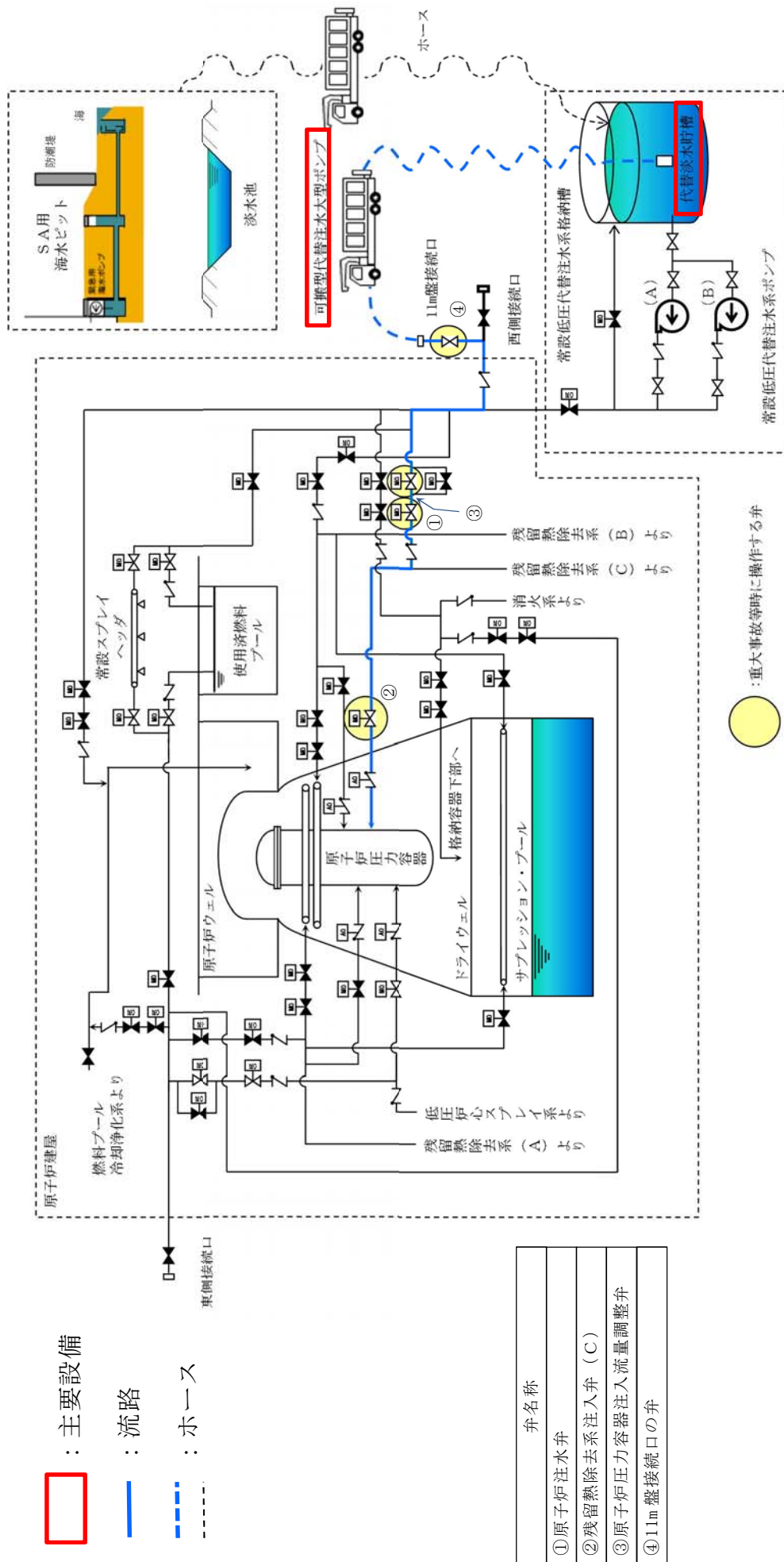
第 47-4-1 図 低圧代替注水系（常設）系統概要図



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)



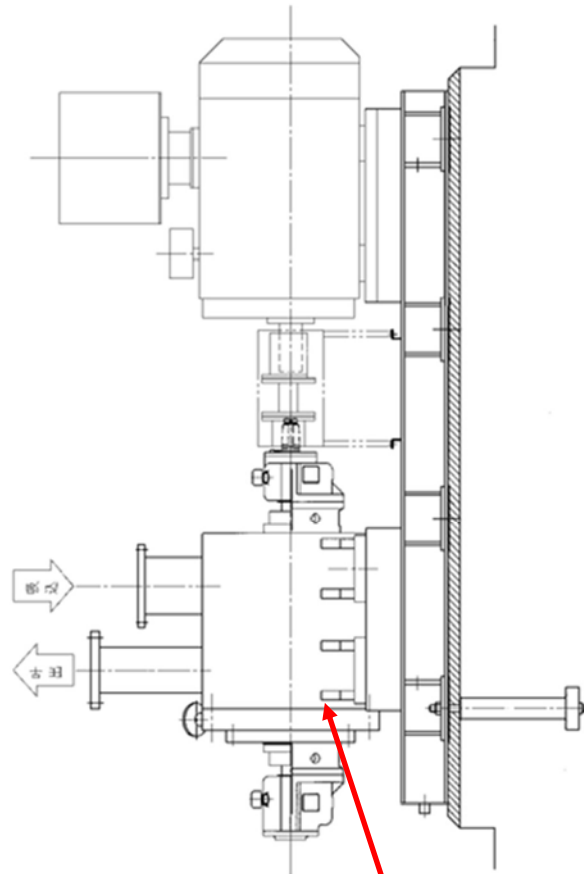
第 47-4-3 図 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図（西側接続口使用時）



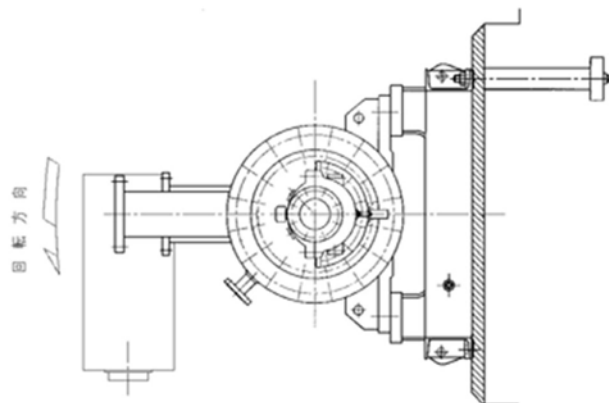
第47-4-4図 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図（11m 盤接続口使用時）

47-5 試験及び検査

47-5-1

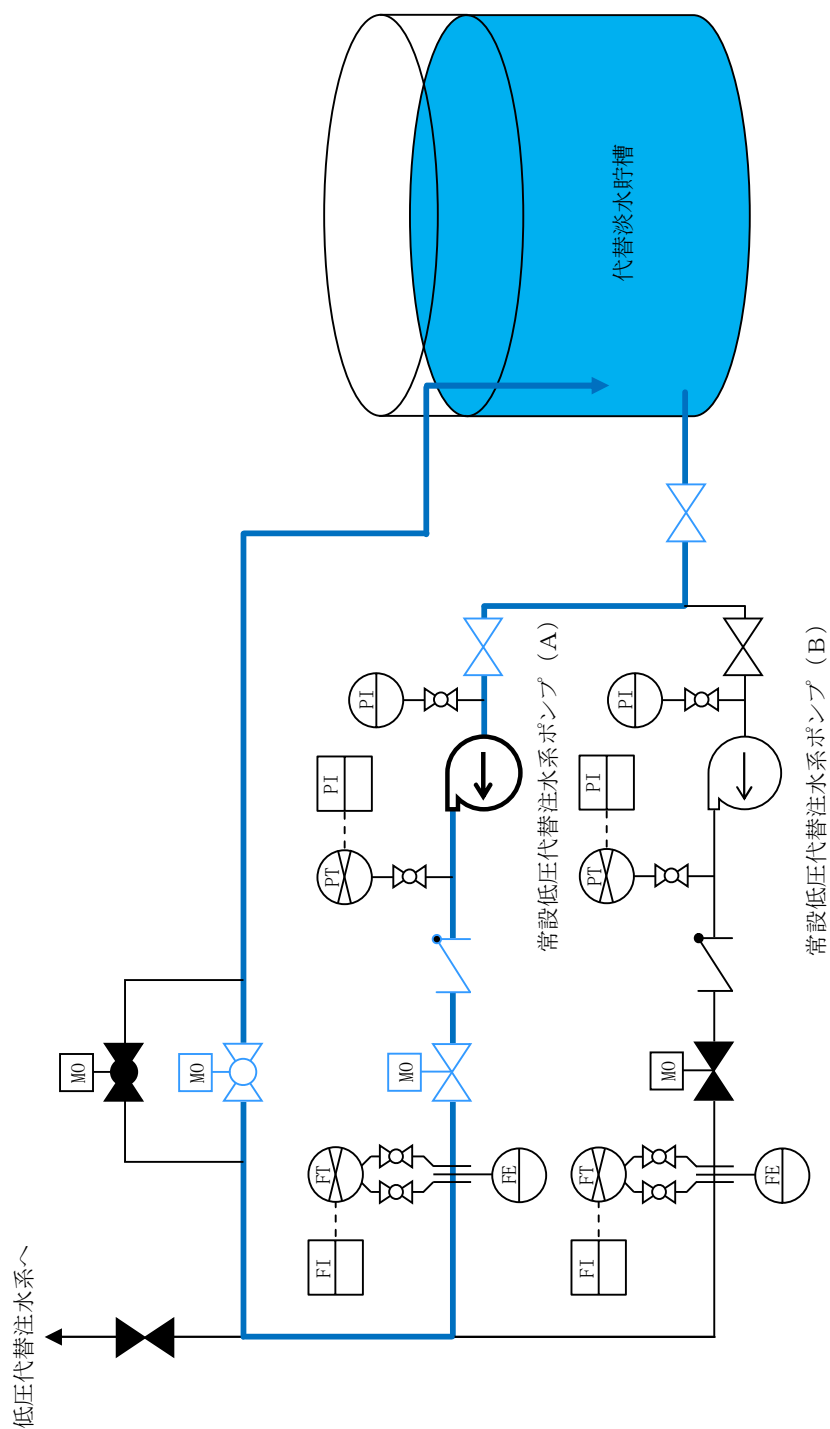


ケーシングカバーを取り外すことで、
分解点検が可能である。



第 47-5-1 図 常設低圧代替注水系ポンプ構造図

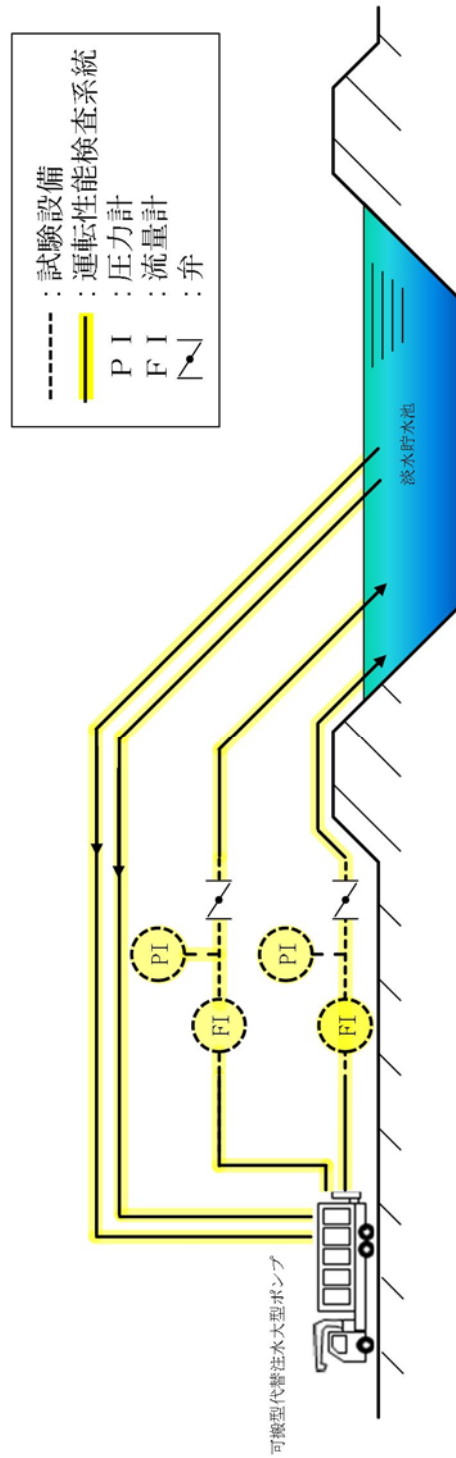
47-5-2



図は常設低圧代替注水ポンプ (A) の運転性能検査系統を示す。常設低圧代替注水ポンプ (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
(常設低圧代替注水ポンプ)

47-5-3



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)

47-5-4

47-6 容量設定根拠

47-6-1

名称		常設低圧代替注水系ポンプ
容量	m ³ /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200m³/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。

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

P ：必要軸動力（kW）

P_w ：水動力（kW）

ρ : 流体の密度 (kg/m^3) = 1,000

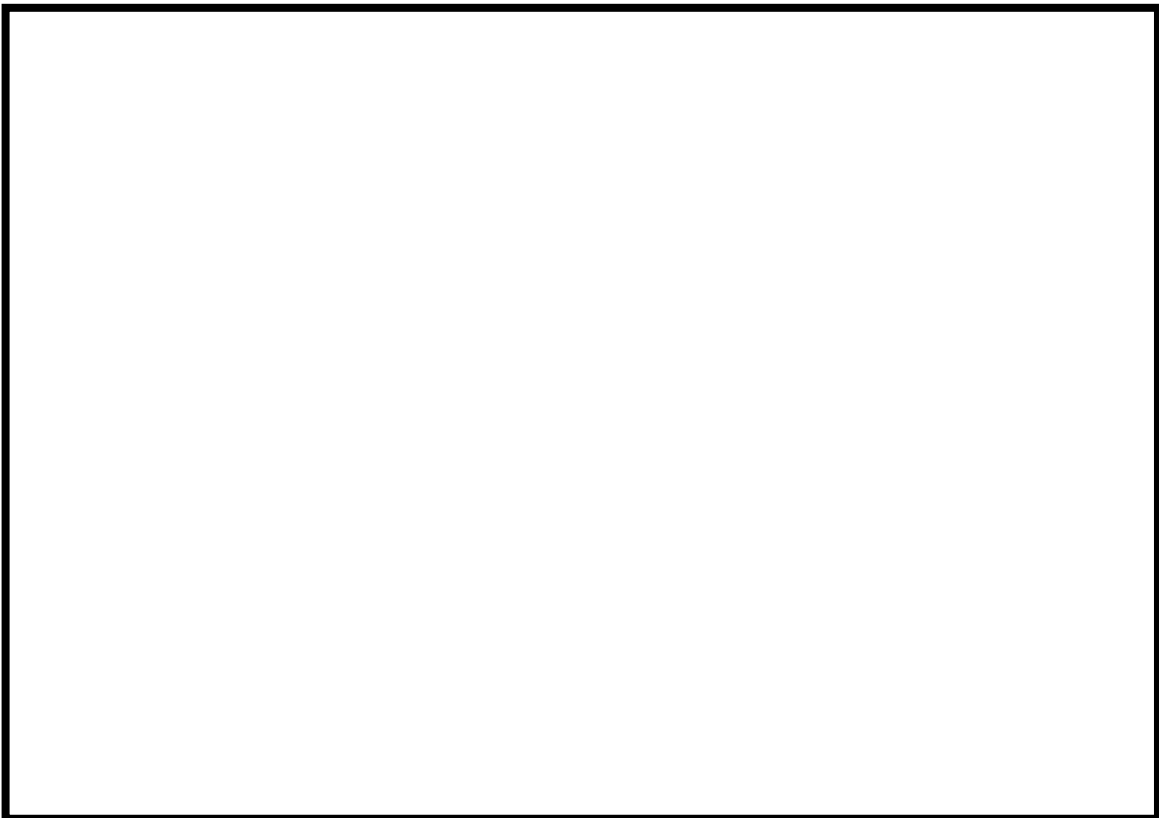
g : 重力加速度 (m/s^2) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m^3/h) = 200

H : ポンプ揚程 (m) = 200 (図 1 参照)

η : 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 ³ /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	℃	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T B）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 0.604MPa 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140mとする。

3. 最高使用圧力

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

4. 最高使用温度

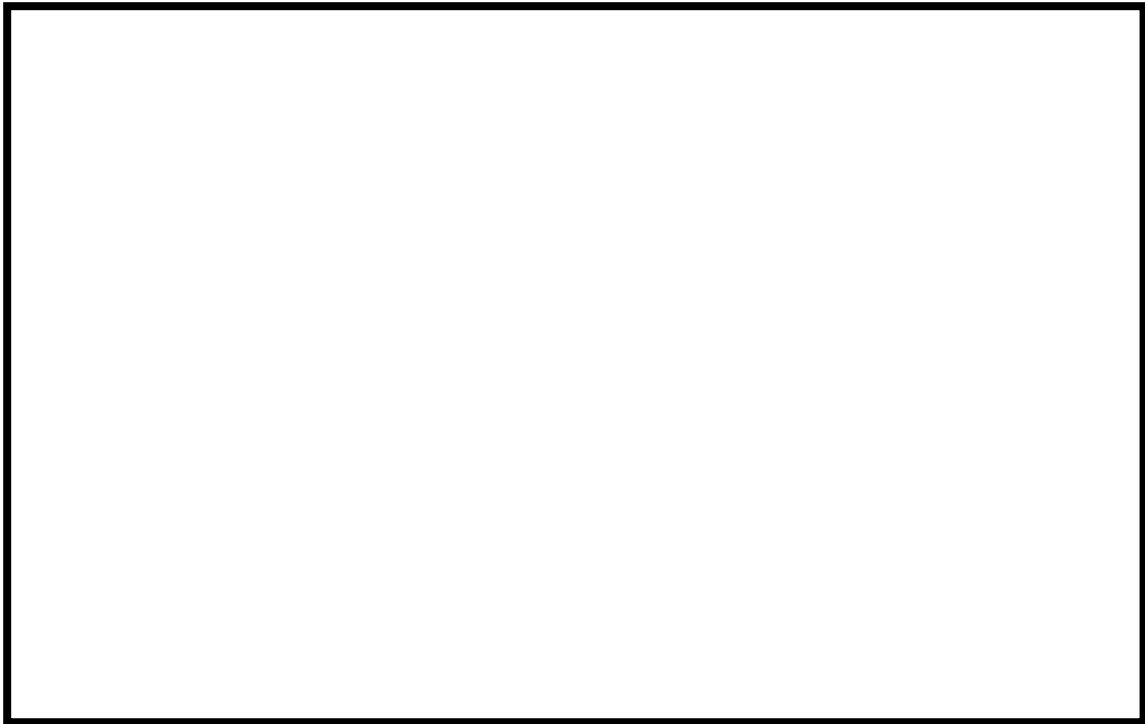
可搬型代替注水大型ポンプの最高使用温度は，供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である 60°C とする。

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 847kW とする。

6. 可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線を以下に示す。



第47-6-2図 可搬型代替注水大型ポンプ性能曲線

常設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、ペデスタル（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） ペデスタル	格納容器頂部	使用済燃料プール
47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11
230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—
	300m ³ /h	80m ³ /h	—	—
50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h

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

原子炉	格納容器	（ドライウエル部） ペデスタル	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 ³ /h	130m ³ /h	—	—	—
50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h

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

	47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11	備 考
	原子 炉	格 納 容 器	ペデスタル (ドライウエル部)	格 納 容 器 頂 部	使 用 済 燃 料 プ ー ル	
初期注水段階	378m ³ /h	—	—	—	—	・QH 特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可 （解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
格納容器サブレイ段階	230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上 は注水量一定で，解析上は注水量一定で注水開始／ 停止操作実施） ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ 開始／停止操作
使用済燃料プール冷却 復旧操作段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プー ルの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し， 設定したケース ・使用済燃料プールが 100℃到達まで 1 日以上の余裕 があるため，原子炉水位及び格納容器圧力制御が安 定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階	50m ³ /h		—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による 除熱に期待できることから，同時注水を考慮してい ていない

対象事象：高圧・低圧注水機能喪失， L O C A 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	ペデスタル (ドライウエル部)	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 ³ /h	—	—	—	—	・QH 特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可 （解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
格納容器サブレイ段階	230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上 は注水量一定で注水開始／停止操作実施） ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ 開始／停止操作
使用済燃料プール冷却 復旧操作段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プー ルの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し， 設定したケース ・使用済燃料プールが 100℃到達まで 1 日以上の余裕 があるため，原子炉水位及び格納容器圧力制御が安 定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階※	50m ³ /h	—	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による 除熱に期待できることから，同時注水を考慮してい ていない

※崩壊熱除去機能（残留熱除去系が故障した場合）のケース

対象事象：崩壊熱除去機能喪失，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	ペデスタル (ドライウエル部)	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 ³ /h	—	—	—	—	・QH 特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
格納容器スプレイ段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施） ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し，設定したケース ・使用済燃料プールが 100℃到達まで 1 日以上の余裕があるため，原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

対象事象：全交流動力電源喪失

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

	47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	ペデスタル (ドライウエル部)	格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	・LOCA が発生し設計基準事故対処設備による注水に失敗し，炉心損傷に至った場合に，炉心の再冠水並びに格納容器内温度及び圧力を抑制するためのケース
再冠水後制御段階※	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階※	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し，設定したケース ・使用済燃料プールが 100℃到達まで 1 日以上の余裕があるため，原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階※	50m ³ /h	—	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量

※代替循環冷却系を使用しない場合のケース

対象事象：零囲気圧力・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

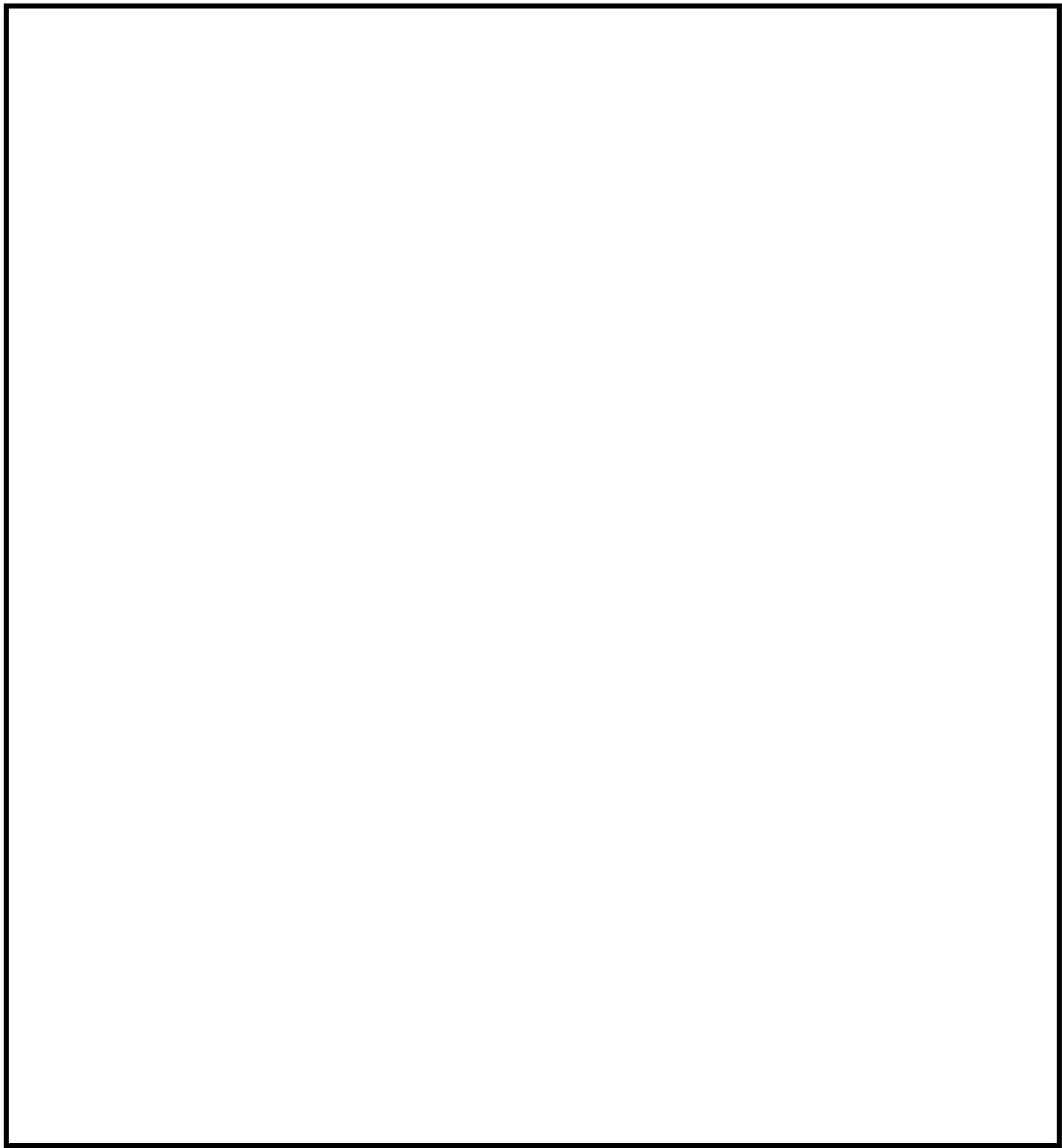
	47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11	備 考
	原 子 炉	格 納 容 器	ペデスタル (ドライウエル部)	格 納 容 器 頂 部	使 用 済 燃 料 プ ー ル	
原子炉圧力容器破損段階	－	300m ³ /h	80m ³ /h	－	－	・ L O C A が発生し設計基準事故対処設備による注水に失敗し，炉心損傷に至った場合に，炉心の再冠水並びに格納容器内温度及び圧力を抑制するためのケース
原子炉圧力容器破損時 対応後段階※	－	－	50m ³ /h	－	－	・ 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・ 格納容器スプレイは格納容器圧力に応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

対象事象： 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

47-7-1

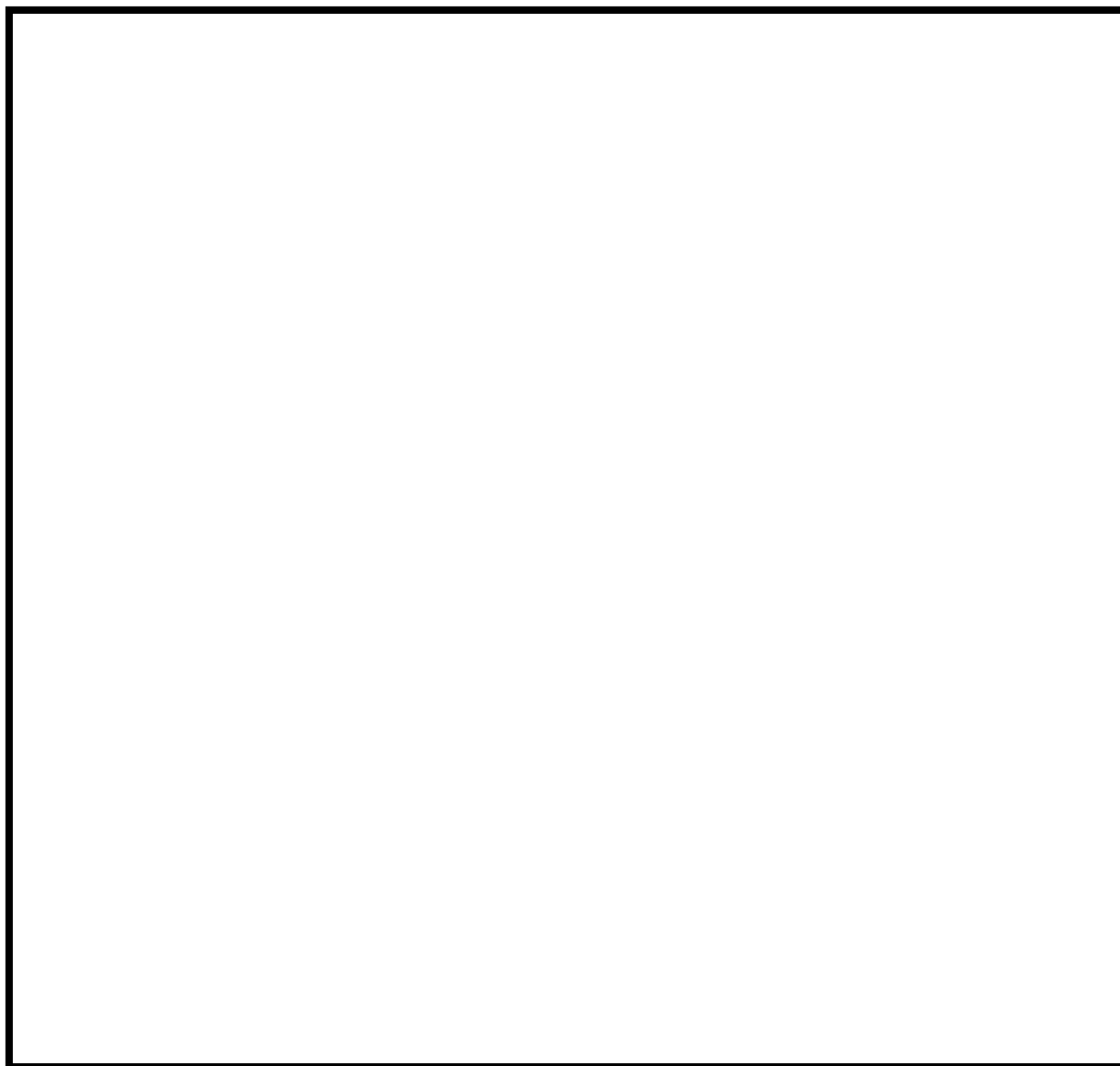


第47-7-1図 低圧代替注水系接続図

47-7-2

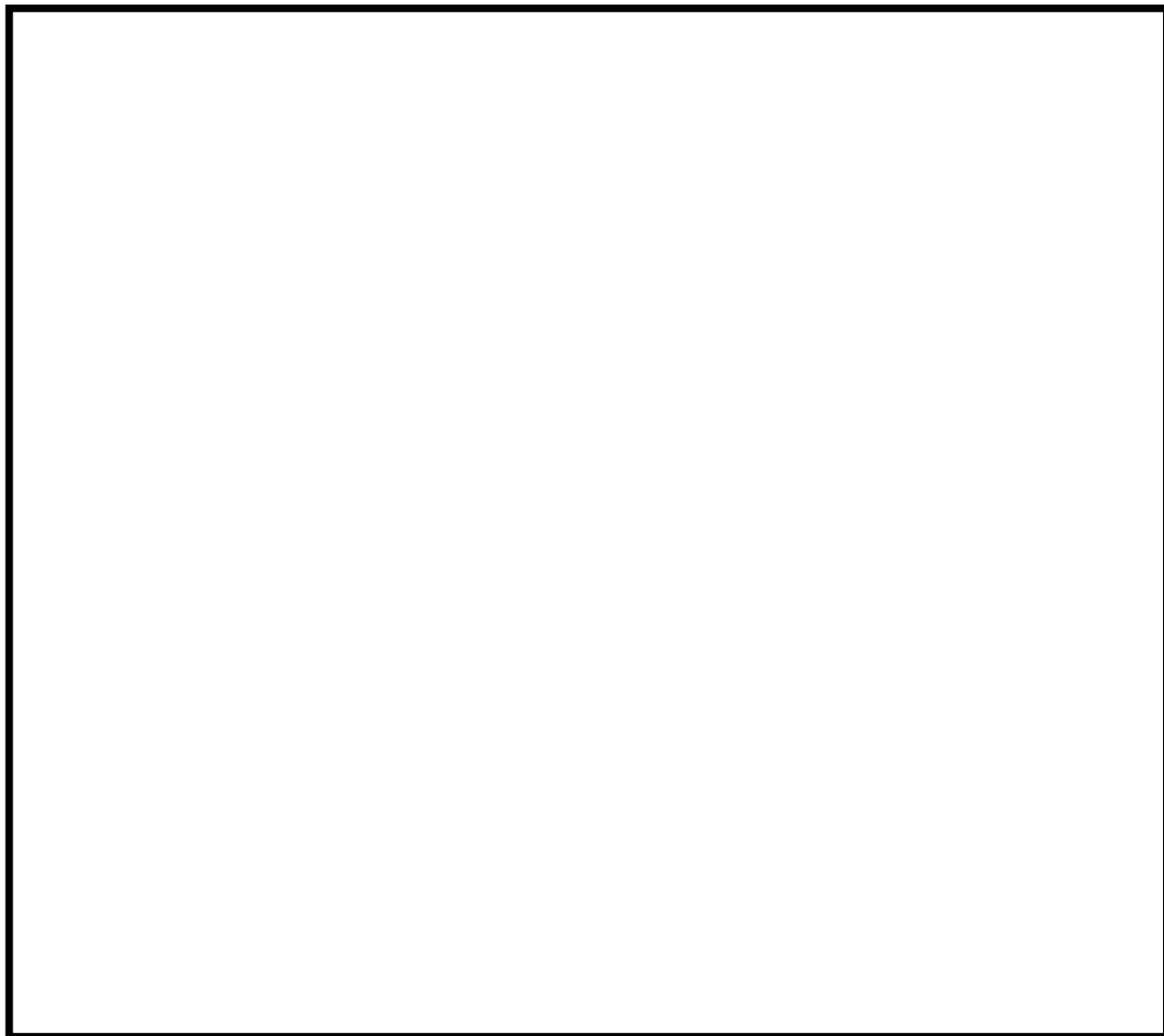
47-8 保管場所図

47-8-1



第 47-8-1 図 保管場所図（位置の分散）

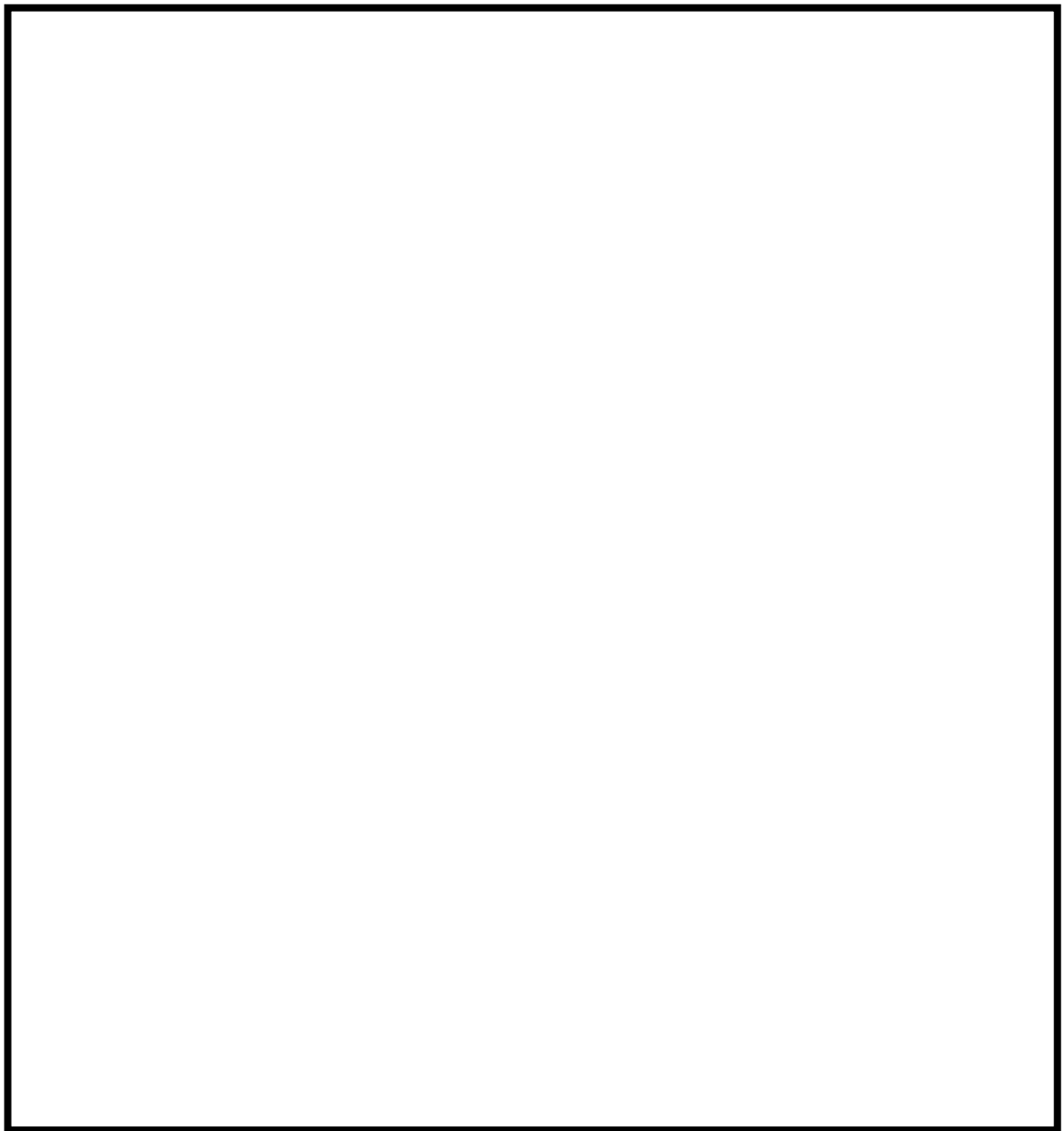
47-8-2



第 47-8-2 図 保管場所図（機器配置）

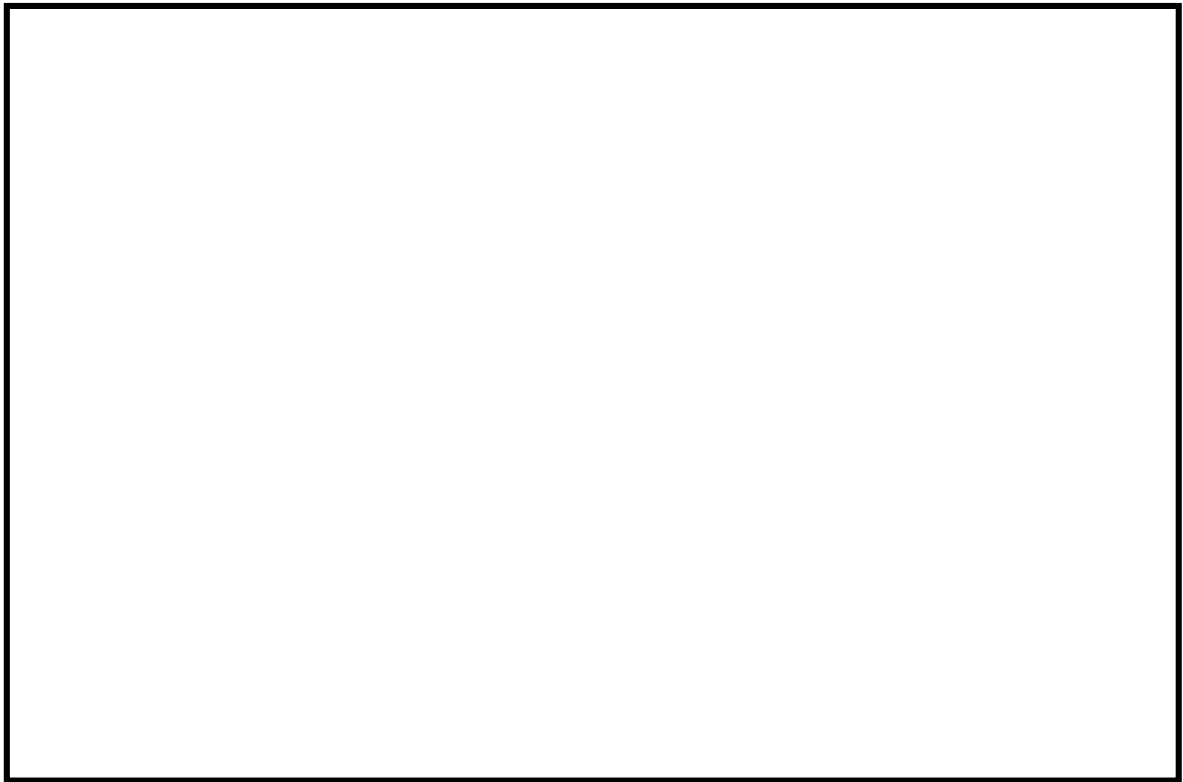
47-9 アクセスルート図

47-9-1

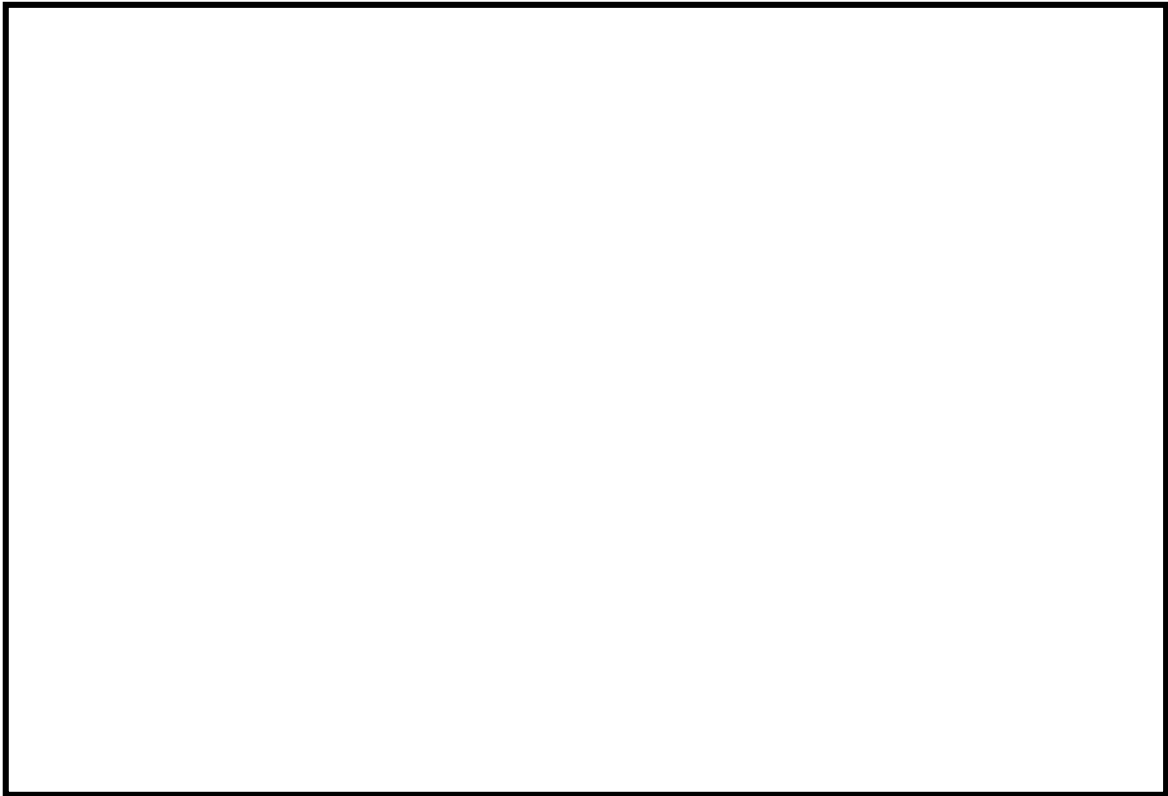


第 47-9-1 図 保管場所からのアクセスルート図

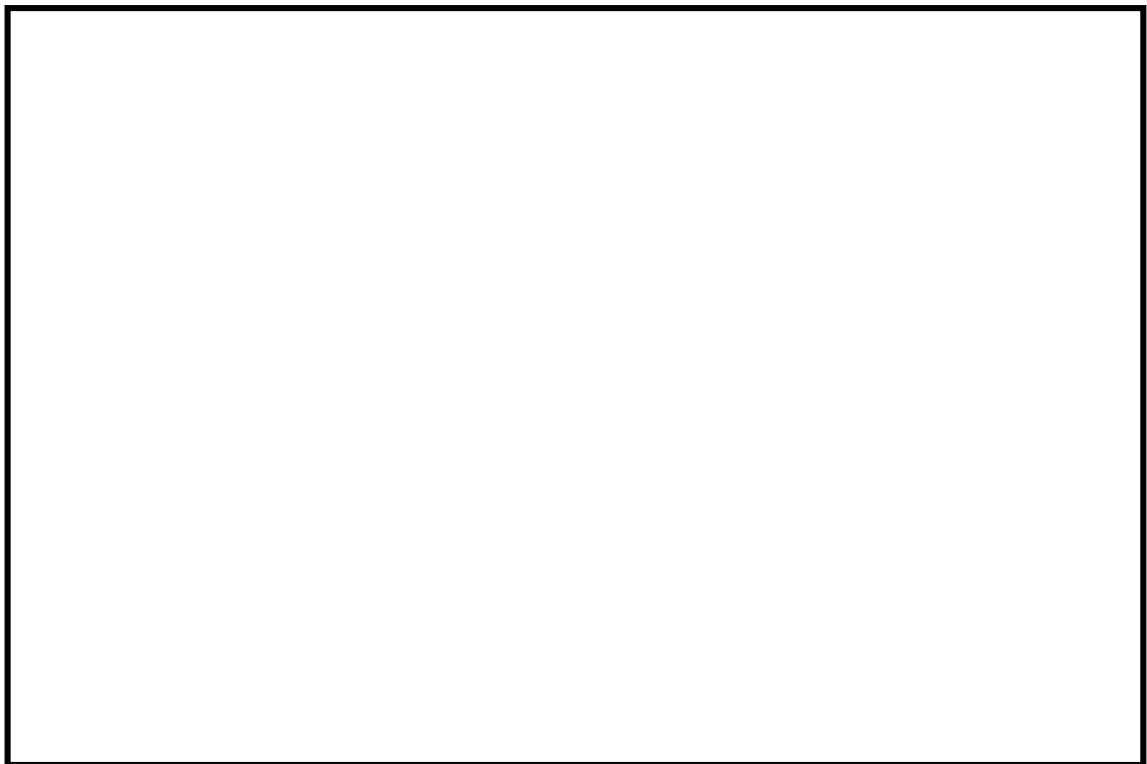
47-9-2



第 47-9-2 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 47-9-3 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 47-9-4 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 47-9-5 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ルート図

47-10 その他設備

47-10-1

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

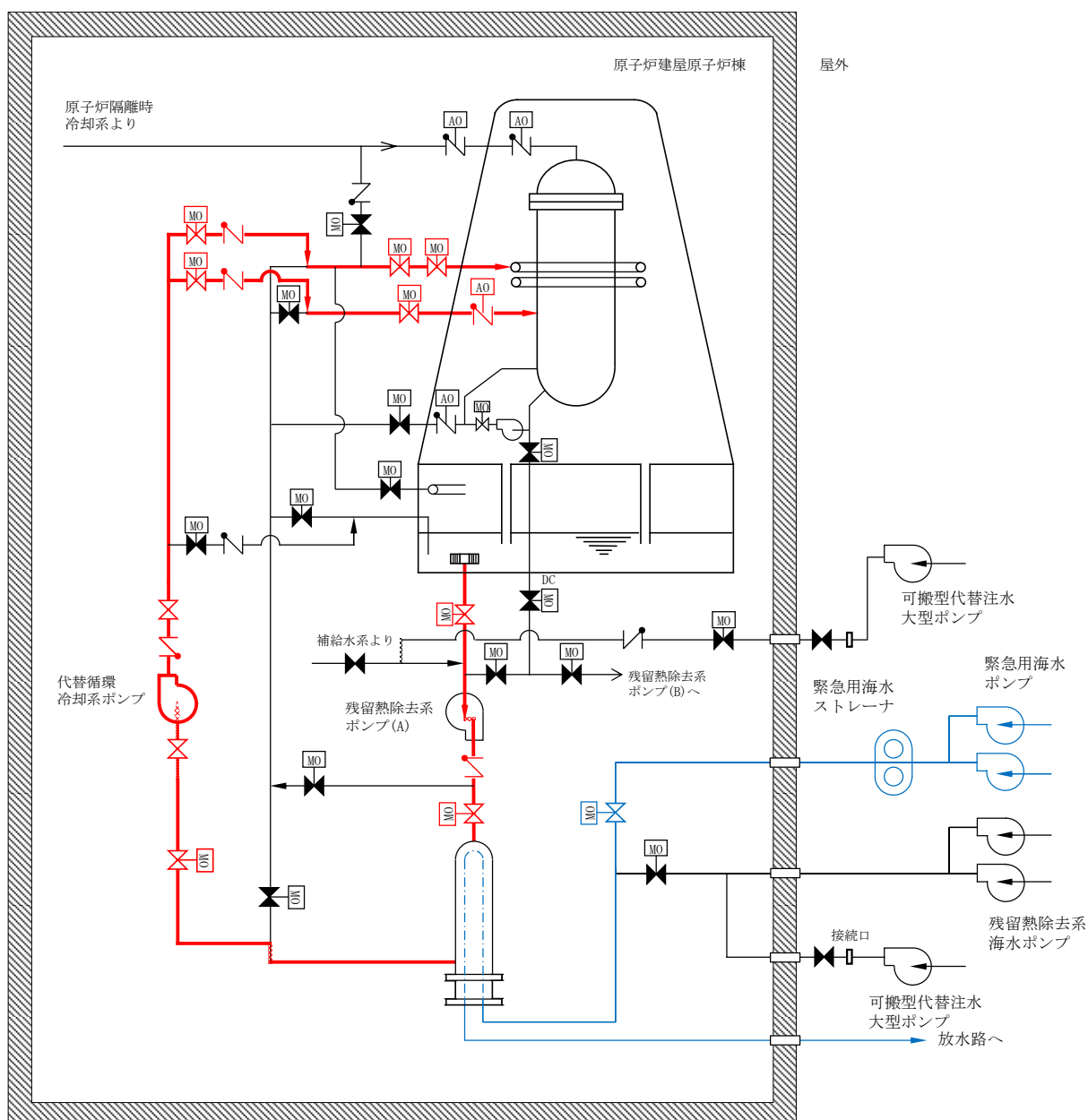
①代替循環冷却系による炉心損傷前の原子炉への注水

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

本系統は、サプレッション・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プレッション・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。

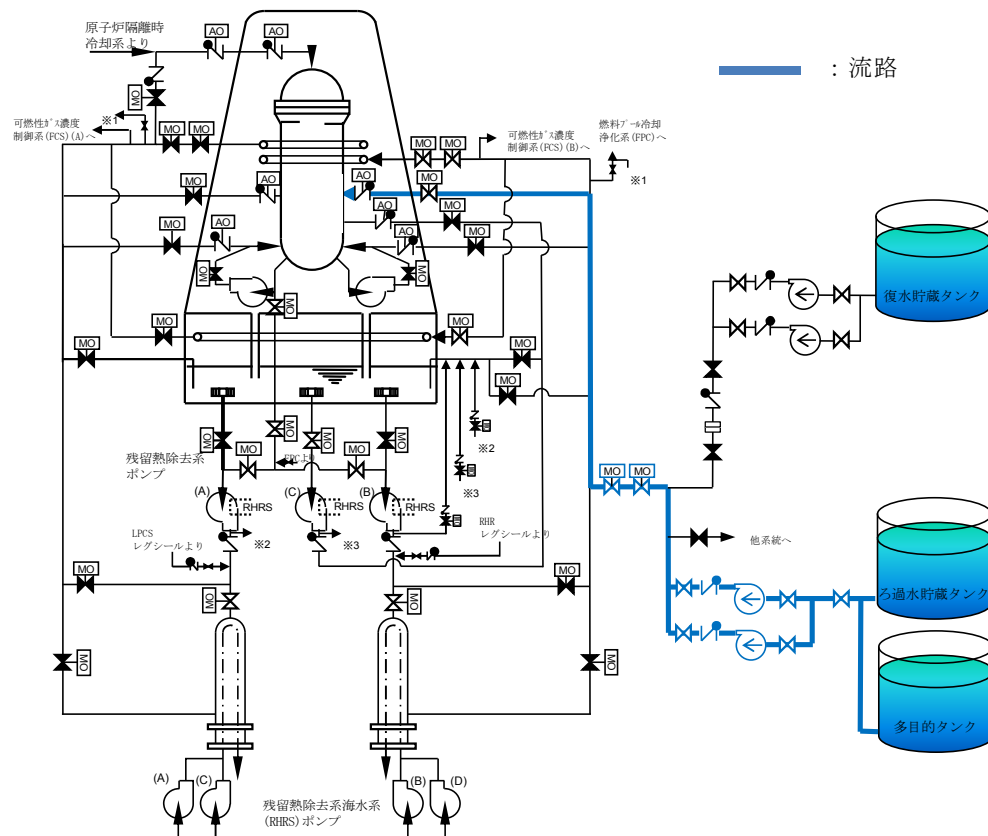
- : 代替循環冷却系流路
- : 緊急用海水系設備及び海水流路

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。



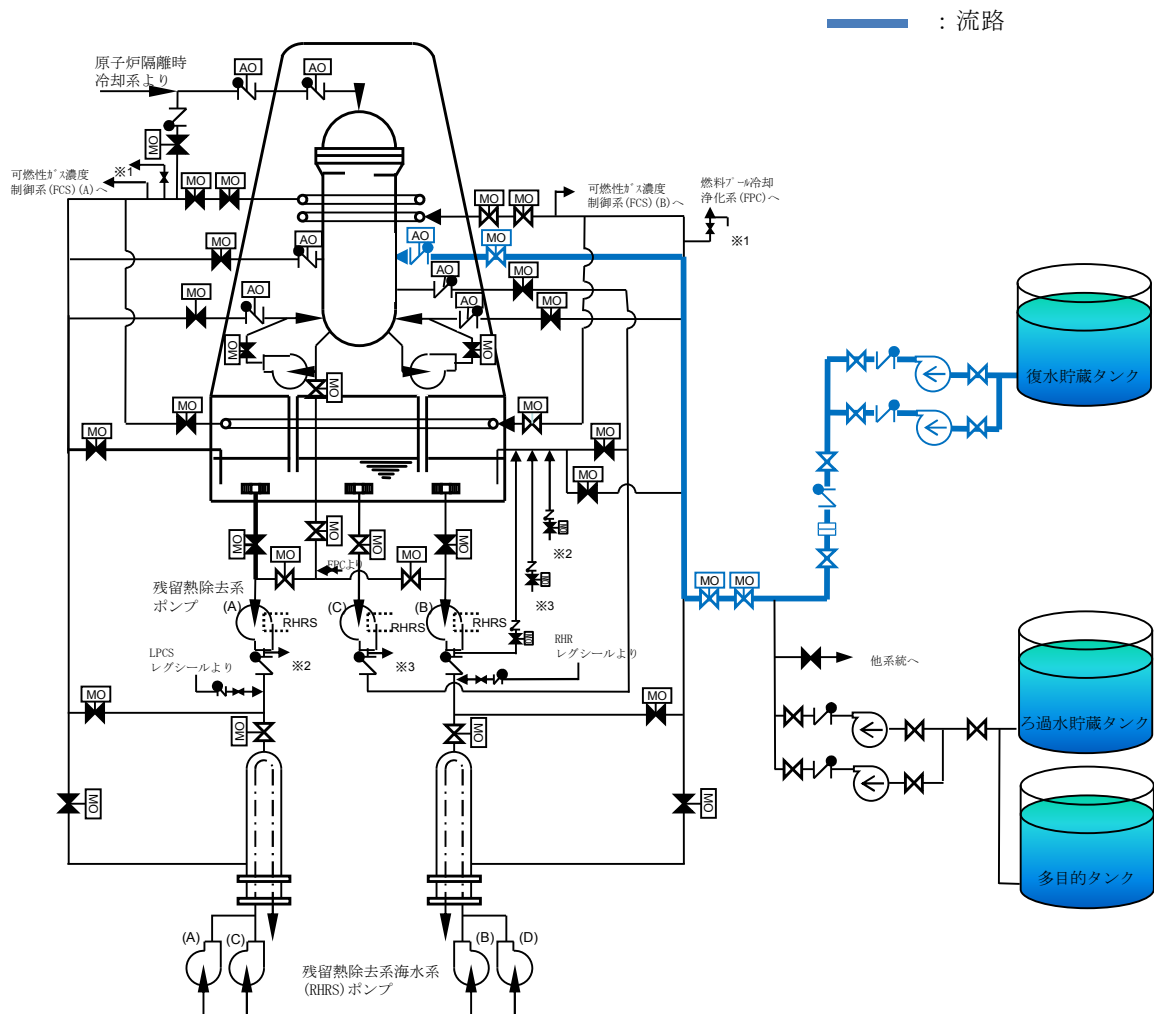
第 47-10-2 図 消火系による原子炉注水手順の概要図

47-10-4

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

47-11-1

【ポンプサポート系（冷却水）の記載方針について】

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

常設低圧代替注水系ポンプ	不要（自然冷却）
可搬型代替注水大型ポンプ	自己冷却

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

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

49-1 SA設備基準適合性一覽表

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）

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

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（可搬型）

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

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）

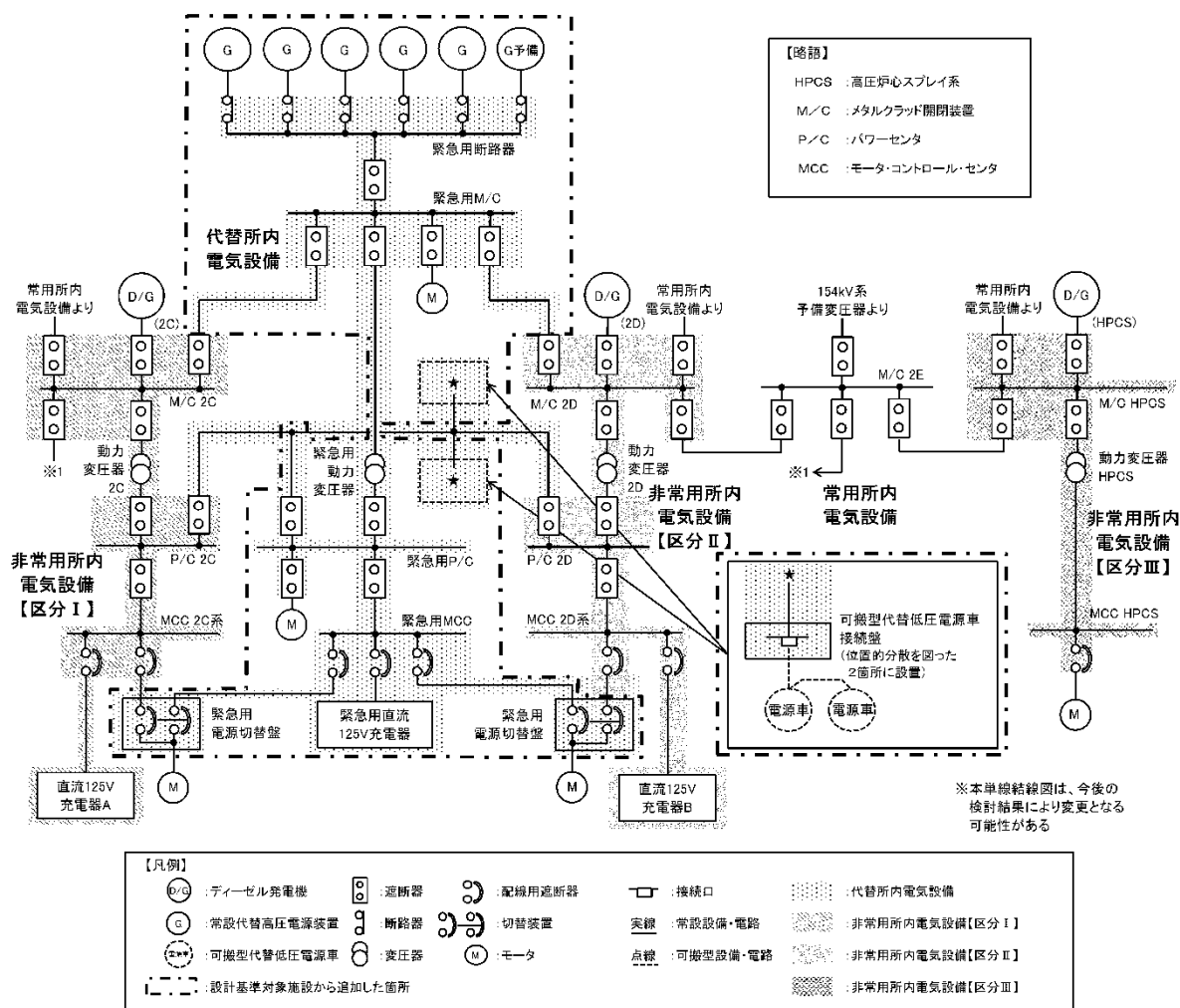
第49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備				残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系） （設計基準拡張）	類型化 区分
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B
			荷重	（有効に機能を発揮する）	—
			海水	（海水を通水しない）	対象外
			他設備からの影響	（周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない）	—
			電磁波による影響	（電磁波により機能が損なわれない）	—
			関連資料	—	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A
			関連資料	—	
		第3号	試験・検査 （検査性、系統構成・外部入力）	ポンプ, 弁, 配管	A, B, F
			関連資料	—	
		第4号	切替え性	当該設備の使用に当たり系統切替が不要	B b
			関連資料	—	
		第5号	悪影響防止	系統設計	D B 設備と同じ系統構成
			その他（飛散物）	対象外	対象外
			関連資料	—	
		第6号	設置場所	中央制御室から操作可能な設備	B
			関連資料	—	
	第2項	第1号	常設SAの容量	D B 施設の系統及び機器の容量が十分 （D B 施設と同市用の容量で設計）	B
			関連資料	—	
		第2号	共用の禁止	（共用しない設備）	対象外
			関連資料	—	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備－（共通要因の考慮対象設備なし）－屋内
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源
			関連資料	本文	C a

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）

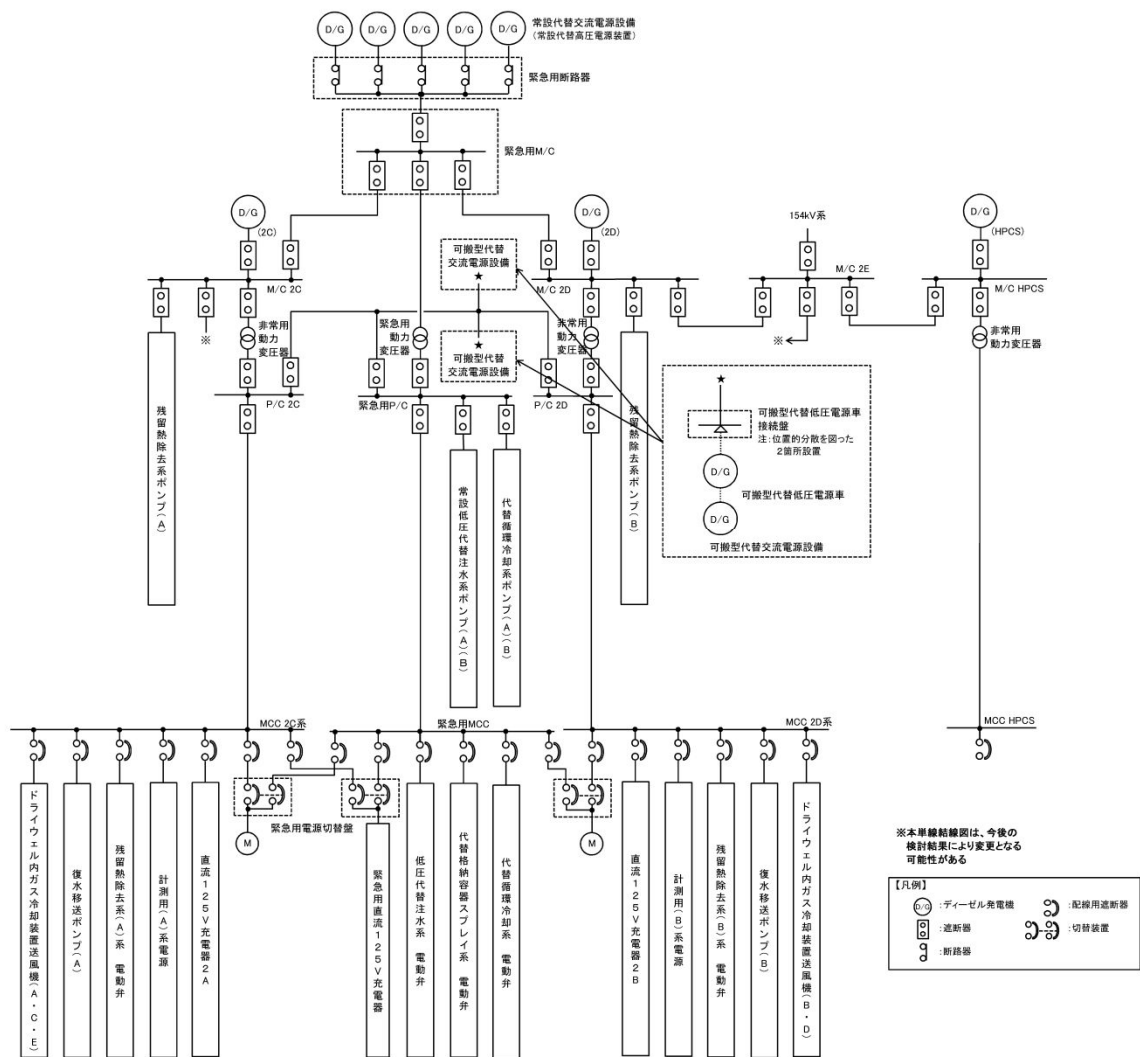
第49条:原子炉格納容器内の冷却等のための設備				滞留熱除去系（サプレッション・プール水冷却系）（設計基準拡張）		類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線		原子炉建屋原子炉棟内		B	
				荷重		(有効に機能を発揮する)		—	
				海水		(海水を通水しない)		対象外	
				他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)		—	
				電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)		—	
				関連資料		—			
		第2号	操作性		中央制御室操作		A		
			関連資料		—				
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)		ポンプ, 弁, 配管		A, B, F		
			関連資料		—				
		第4号	切替え性		当該設備の使用に当たり系統切替が不要		B b		
			関連資料		—				
		第5号	悪影響防止	系統設計		D B 設備と同じ系統構成		A d	
				その他(飛散物)		対象外		対象外	
				関連資料		—			
		第6号	設置場所		中央制御室から操作可能な設備		B		
			関連資料		—				
	第2項	第1号	常設SAの容量		D B 施設の系統及び機器の容量が十分 (D B 施設と同市用の容量で設計)		B		
			関連資料		—				
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)		対象外		
			関連資料		—				
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災		防止設備－(共通要因の考慮対象設備なし)－屋内		対象外	
				サポート系要因		対象(サポート系あり)－異なる駆動源		C a	
				関連資料		本文			

49-2 電源構成図

49-2-1

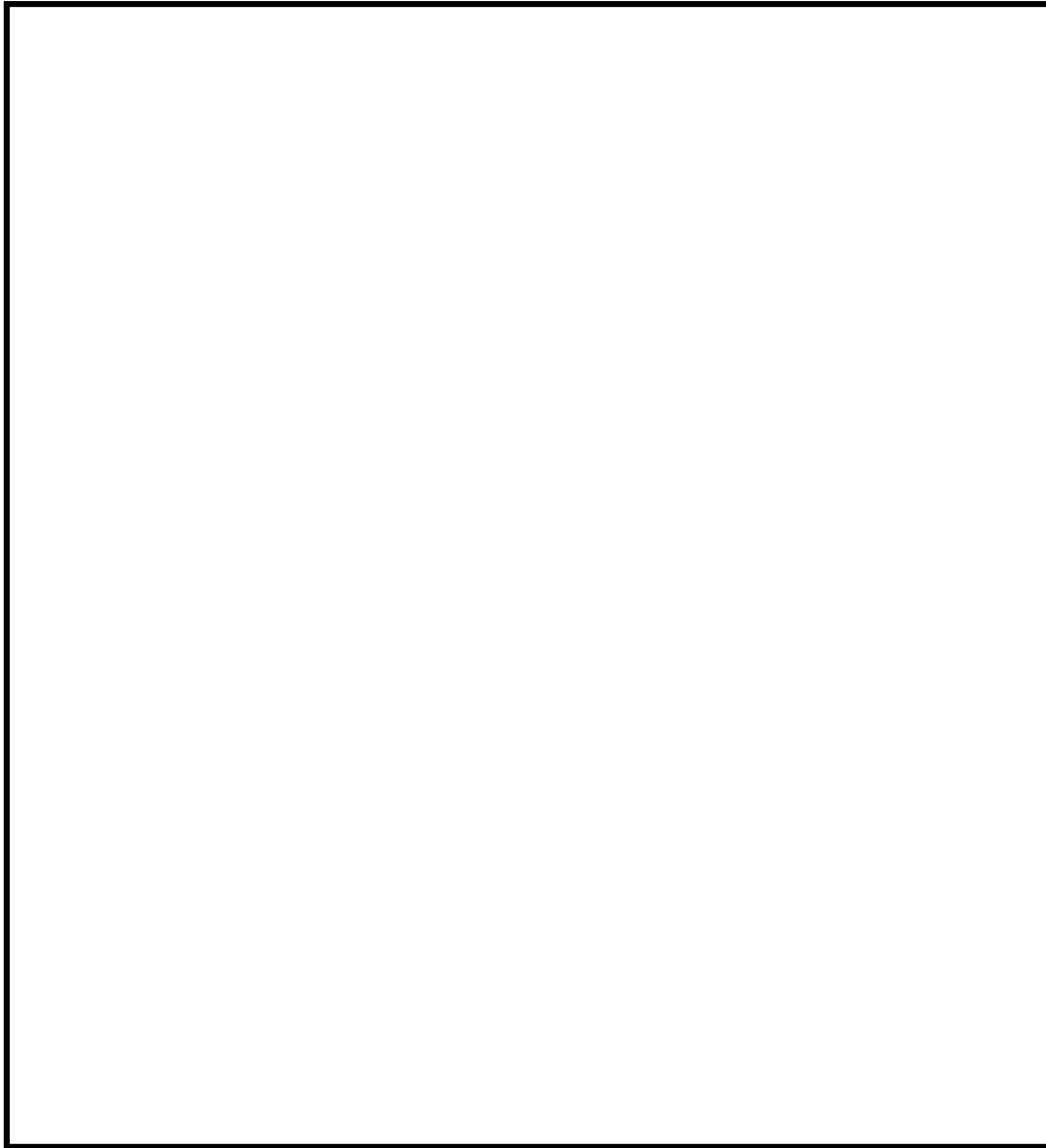


第 49-2-1 図 電源構成図（交流電源）（1／3）

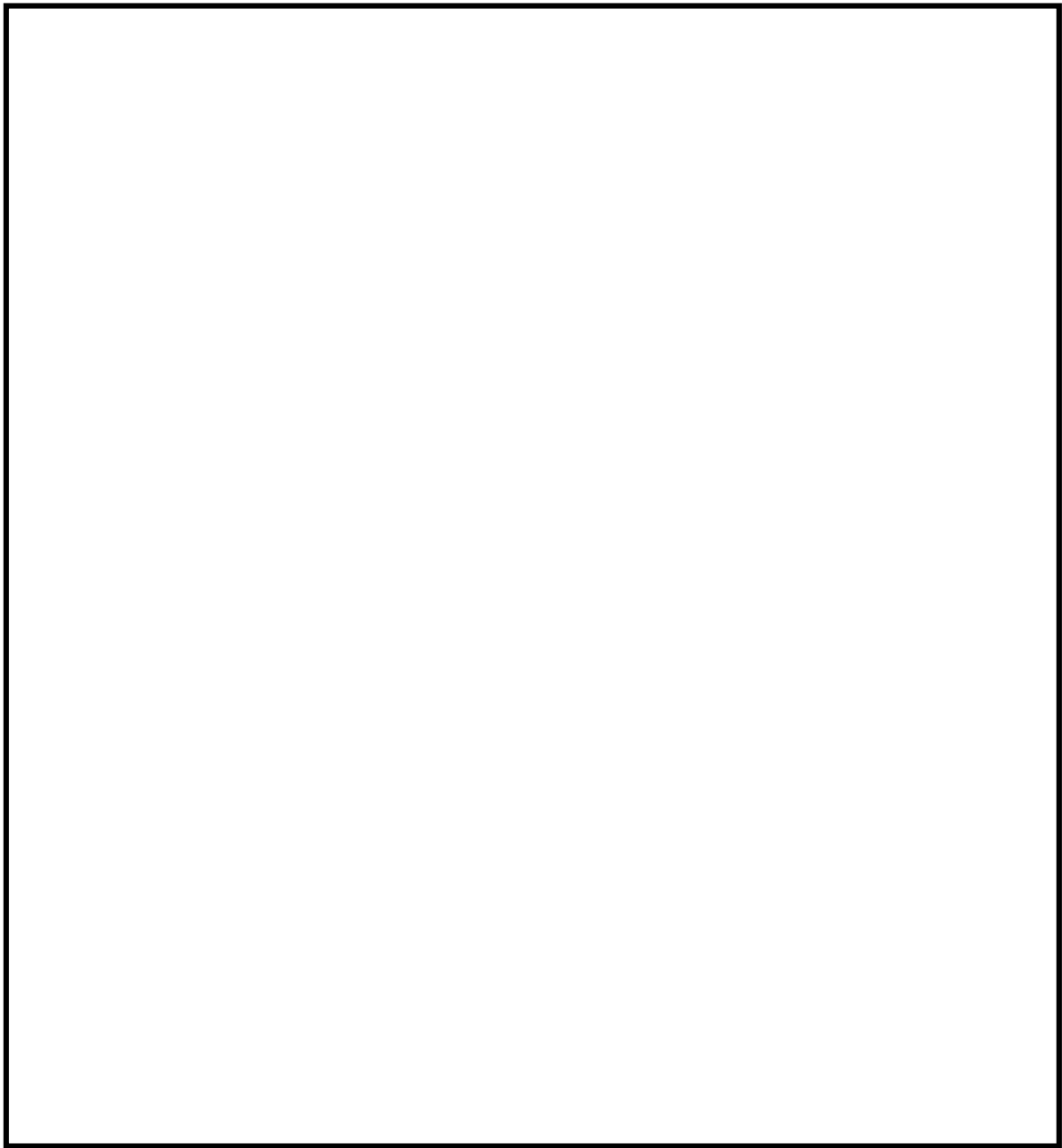


第 49-2-2 図 電源構成図（交流電源）（2／3）

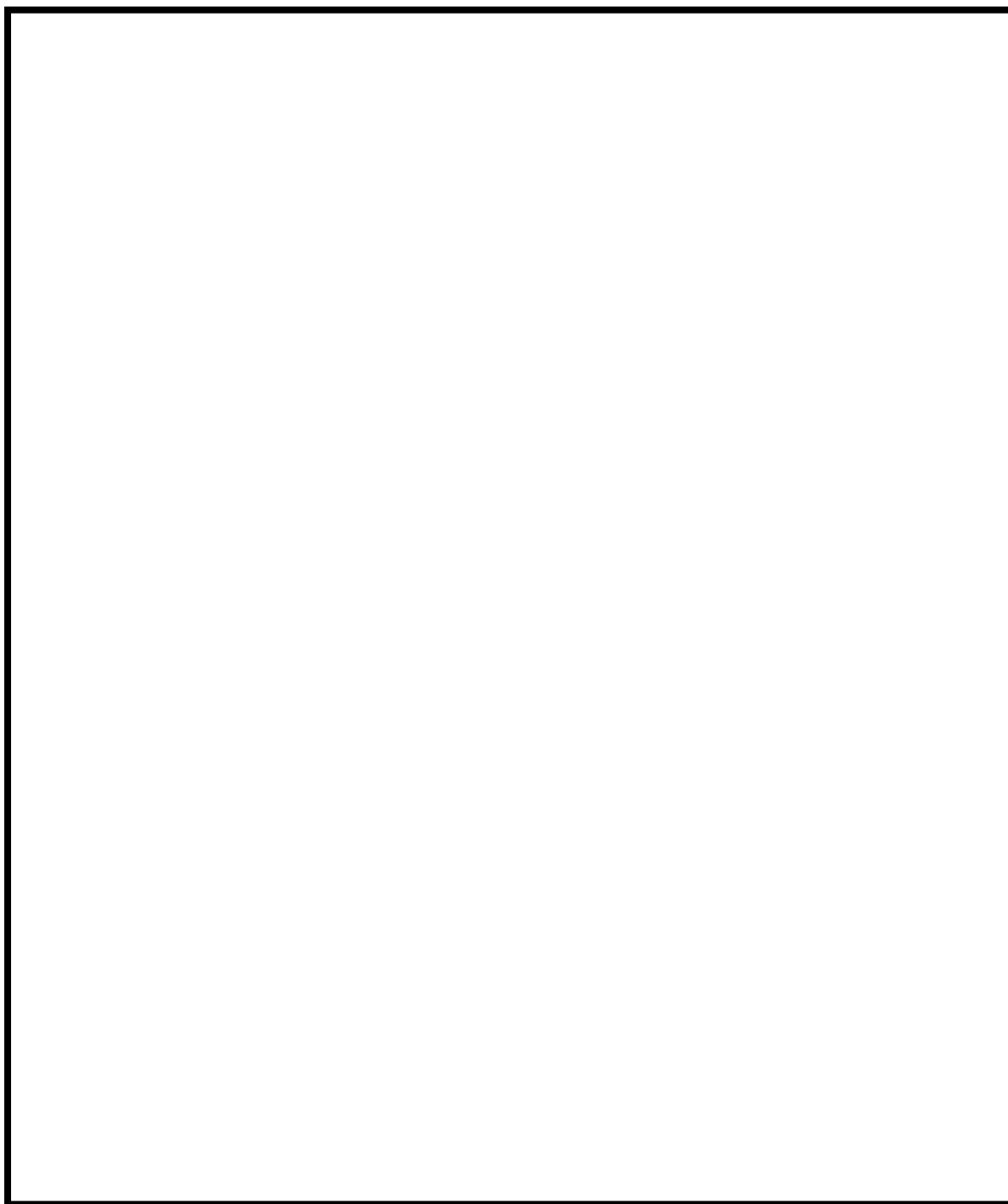
49-3 配置図



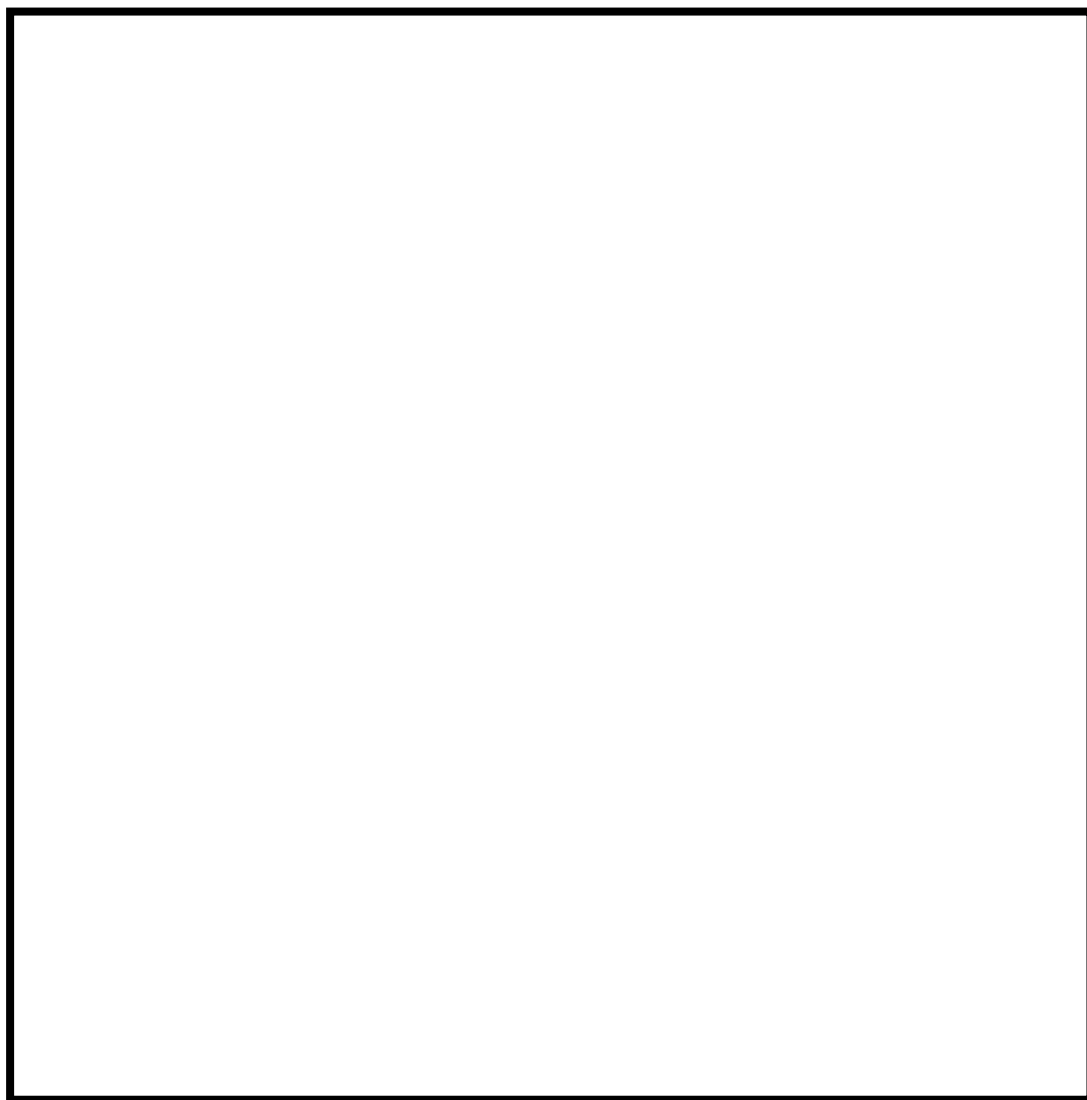
第 49-3-1 図 構内全体配置図



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



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



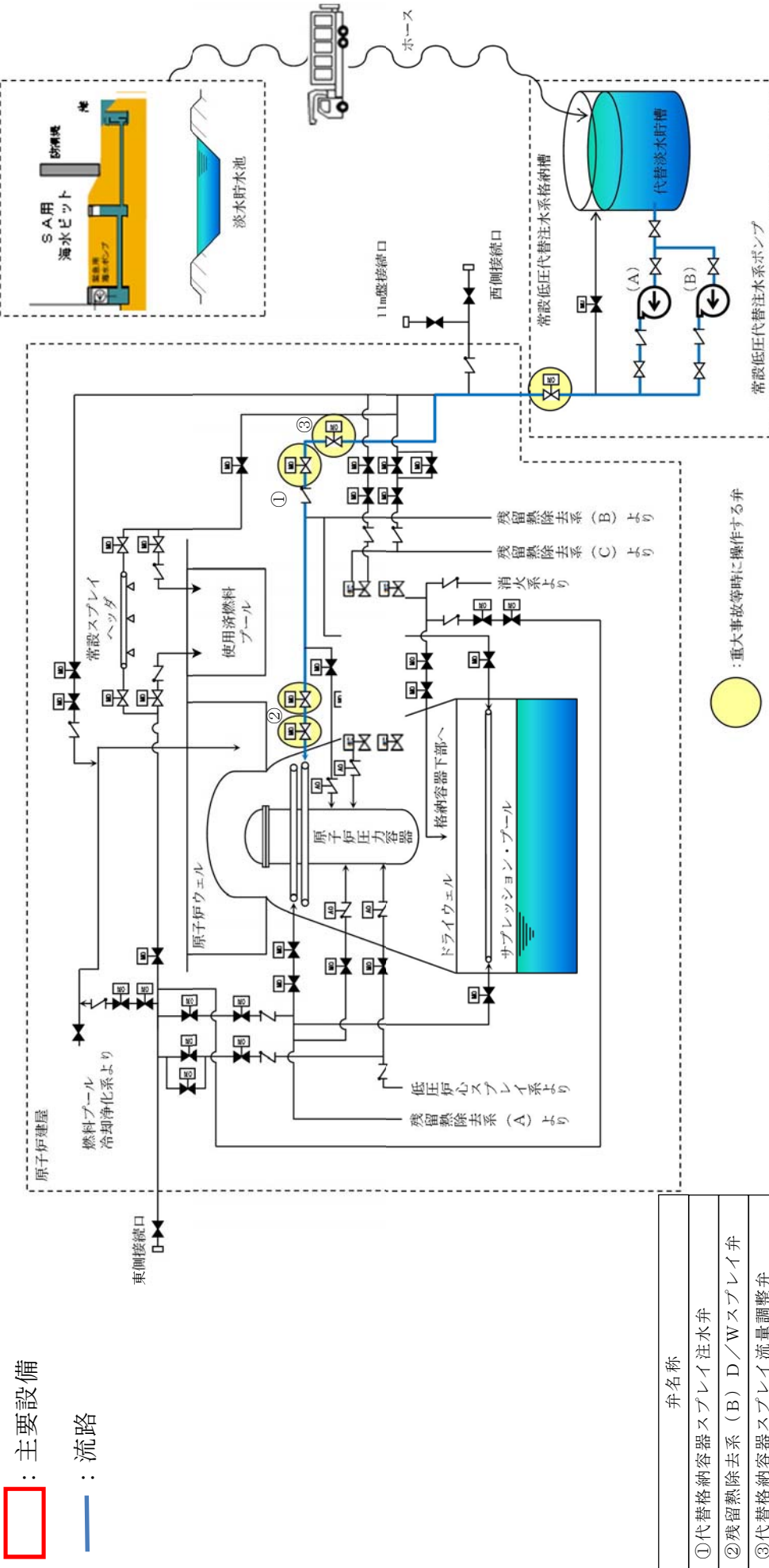
(新設する弁を示す)

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

(原子炉建屋 4 階)

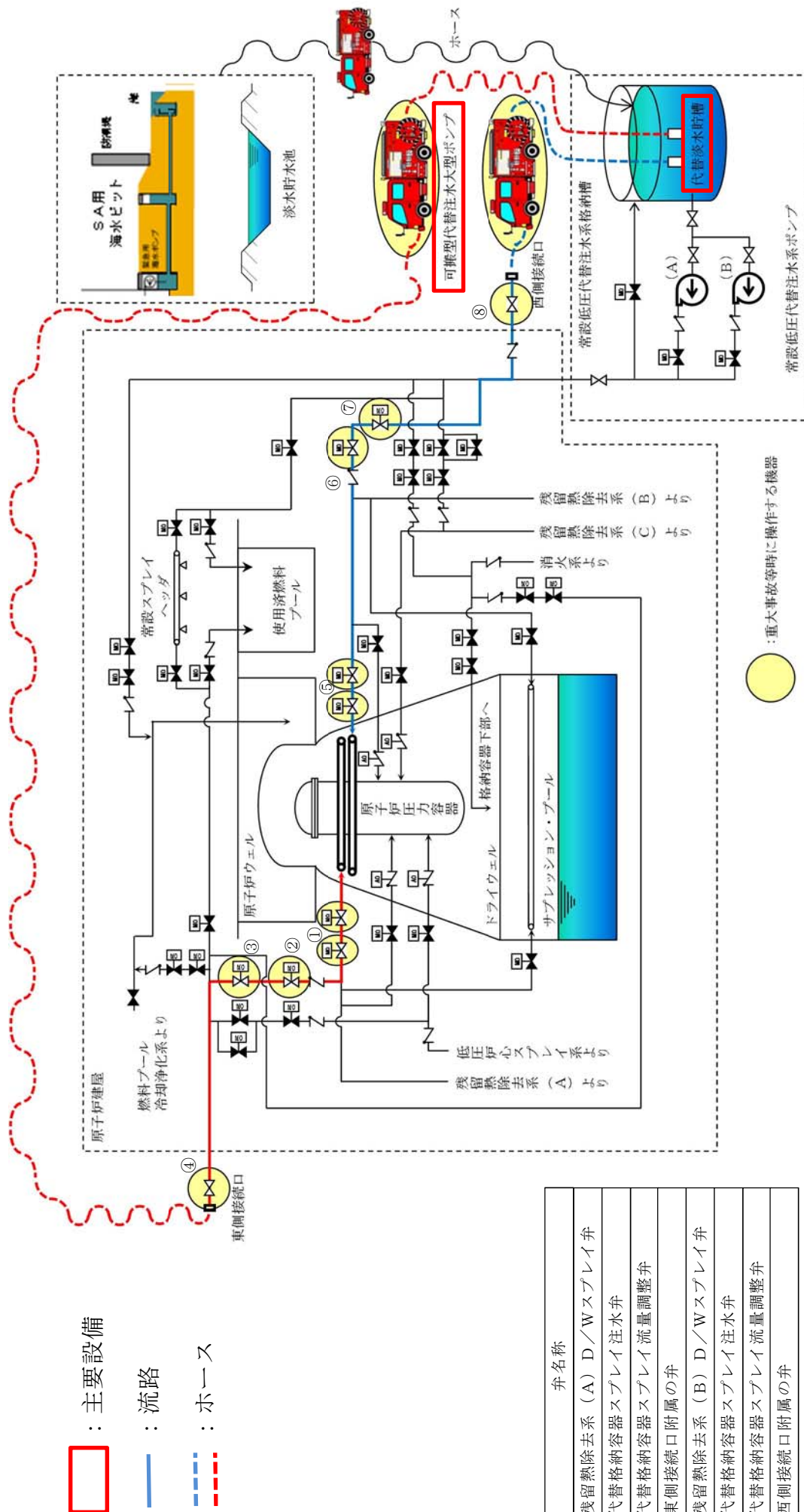
49-4 系統図

49-4-1



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

49-4-2

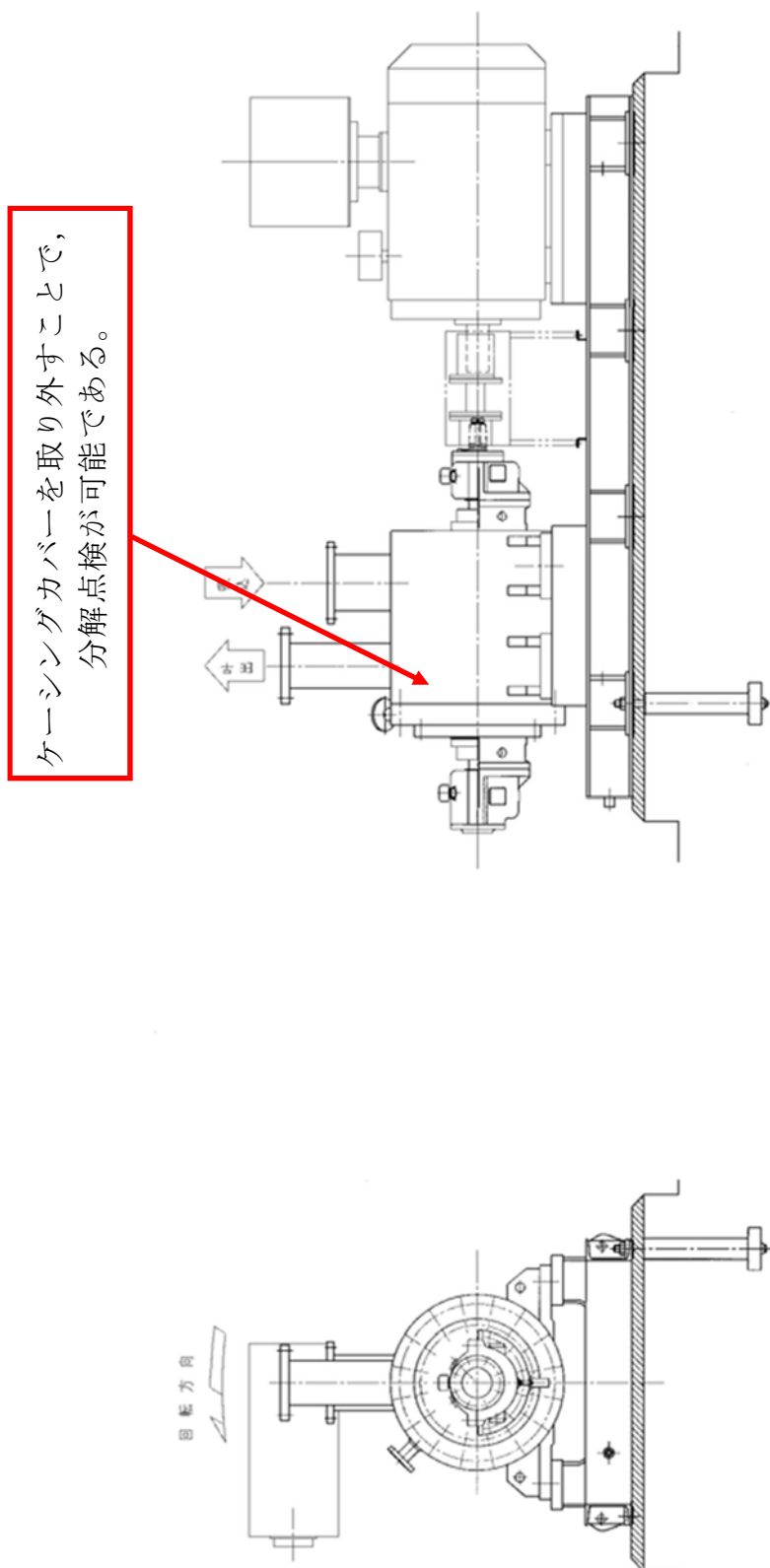


弁名称
①残留熱除去系 (A) D/Wスプレイ弁
②代替格納容器スプレイ注水弁
③代替格納容器スプレイ流量調整弁
④東側接続口附属の弁
⑤残留熱除去系 (B) D/Wスプレイ弁
⑥代替格納容器スプレイ注水弁
⑦代替格納容器スプレイ流量調整弁
⑧西側接続口附属の弁

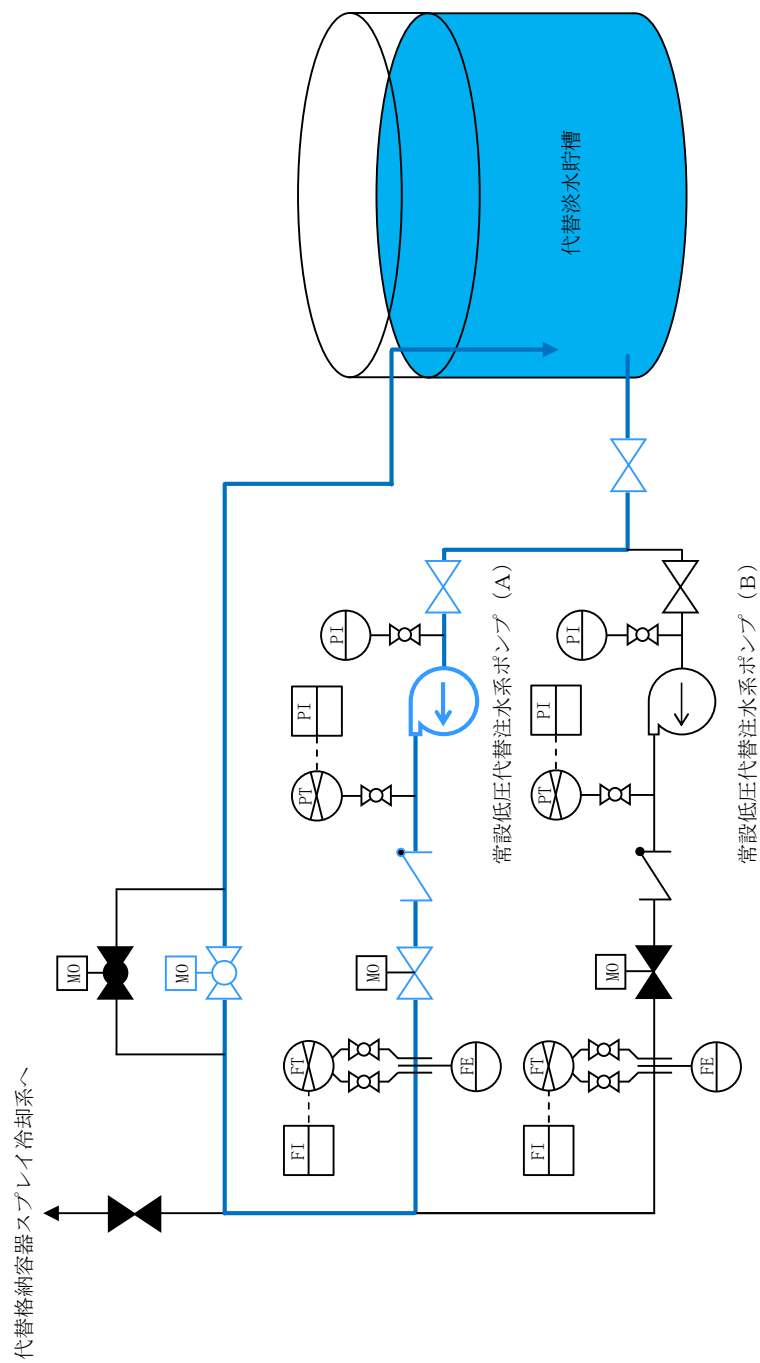
第 49-4-2 図 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） 系統概要図

49-5 試験及び検査

49-5-1

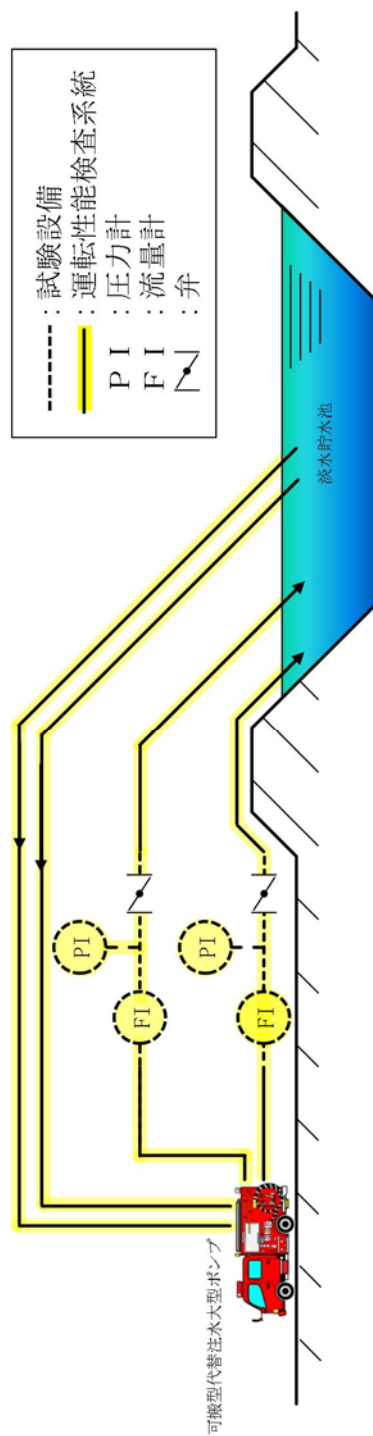


第 49-5-1 図 常設低圧代替注水系ポンプ 構造図



図は常設低圧代替注水系ポンプ (A) の運転性能検査システムを示す。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システムを使用する。

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



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

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

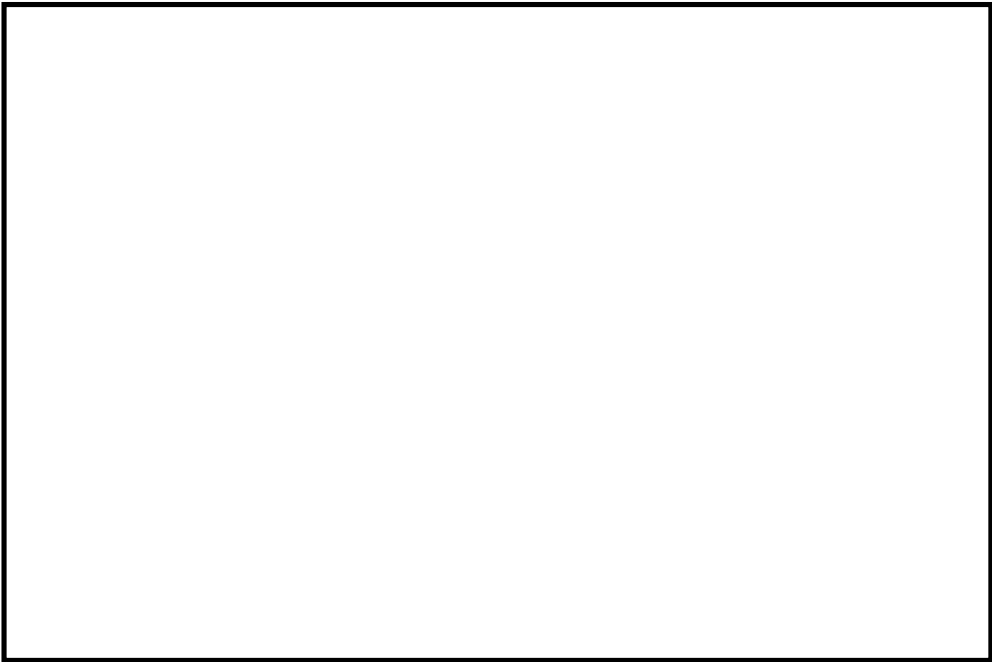
49-6 容量設定根拠

49-6-1

名 称		常設低圧代替注水系ポンプ
容 量	m ³ ／h／個	150（注1），（約200（注2））
全揚程	m	144(注1)，（約200(注2)）
最高使用圧力	MPa[gage]	3.14
最高使用温度	℃	66
電動機出力	kW／個	190
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す
【設定根拠】 常設低圧代替注水系ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプは，設計基準事故対処設備が有する格納容器内の冷却機能が喪失した場合において，格納容器内の圧力及び温度を低下させ炉心の著しい損傷を防止するため使用する。 また，炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため，格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために使用する。 これらの系統構成は，代替淡水貯槽を水源とした常設低圧代替注水系ポンプより，残留熱除去系配管を経由して，格納容器内にあるスプレイリングのスプレイノズルより格納容器内にスプレイすることにより炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する設計とする。 なお，重大事故等対処設備の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプは2個設置する。		

名称	常設低圧代替注水系ポンプ						
1. 容量 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプの容量は，炉心損傷防止の重要事故シーケンスのうち，高圧・低圧注水機能喪失，崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が喪失した場合），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が$300\text{m}^3/\text{h}$であり，ポンプ2個運転において1個当たり$150\text{m}^3/\text{h}$が必要となることから，約$200\text{m}^3/\text{h}$（公称値）の容量を確保する設計とする。 また，格納容器スプレイ冷却系は，低圧代替注水系（常設）等と同時に使用する可能性があるため，同時使用時に各々の必要流量が確保できることを添付 (1)「常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを使用した同時注水について」で示す。 2. 全揚程 格納容器内にスプレイする場合の常設低圧代替注水系ポンプの全揚程は，低圧代替注水及び代替格納容器スプレイの同時注水時における原子炉への注水に必要な常設低圧代替注水系ポンプの全揚程に包絡されることから，原子炉に注水する場合の水源と移送先の圧力差，静水頭，機器圧損，配管及び弁類圧損を基に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> <table data-bbox="507 1765 1018 1960"> <tr> <td>水源と移送先の圧力差</td><td>約62.9m</td></tr> <tr> <td>静水頭</td><td>約45.9m</td></tr> <tr> <td>配管及び弁類圧損</td><td>約35.0m</td></tr> </table>		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
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						

名称	常設低圧代替注水系ポンプ
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 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 代替燃料プール注水系として使用する常設低圧代替注水系ポンプの容量200m³/h、揚程200mの時の必要軸動力は、下記の式より約□kWとなる。 $P = 10^{-3} \times \rho \times g \times ((Q/3600) \times H) / (\eta/100)$ $= 10^{-3} \times 1000 \times 9.80665 \times ((200/3600) \times 200) / (\square/100)$ $= \square \text{ kW} \div \square \text{ kW}$ P：必要軸動力（kW） P_w：水動力（kW） ρ：流体の密度（kg/m³）=1000 g：重力加速度（m/s²）=9.80665 Q：ポンプ容量（m³/h）=200 H：ポンプ揚程（m）=200（第49-6-1 図参照） η：ポンプ効率（%）=約□（第49-6-1 図参照） （参考文献：「ターボポンプ用語」（JIS B 0131-2002））	

名称	常設低圧代替注水系ポンプ
 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，低圧代替注水ポンプ電動機の必要出力は約 kWであり，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）として使用する常設低圧代替注水系ポンプの原動機出力は，ポンプ特性より190kWとする。	

名称		可搬型代替注水大型ポンプ
容量	m ³ /h/個	130（注1）（約1,320（注2））
全揚程	m	138（注1）（約140（注2））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.4
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/個	約847
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す。 注2：設計仕様を示す。
【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。 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

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

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

2. 全揚程

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

＜移送先の圧力は約 0.604MPa とする＞

- ・東側接続口使用の場合（ホース延長距離が長いケース）

水源と移送先の圧力差 約 61.6m

静水頭 約 27.0m

ホース圧損 約 5.3m

配管及び弁類圧損 約 43.5m

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

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

3. 最高使用圧力

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

4. 最高使用温度

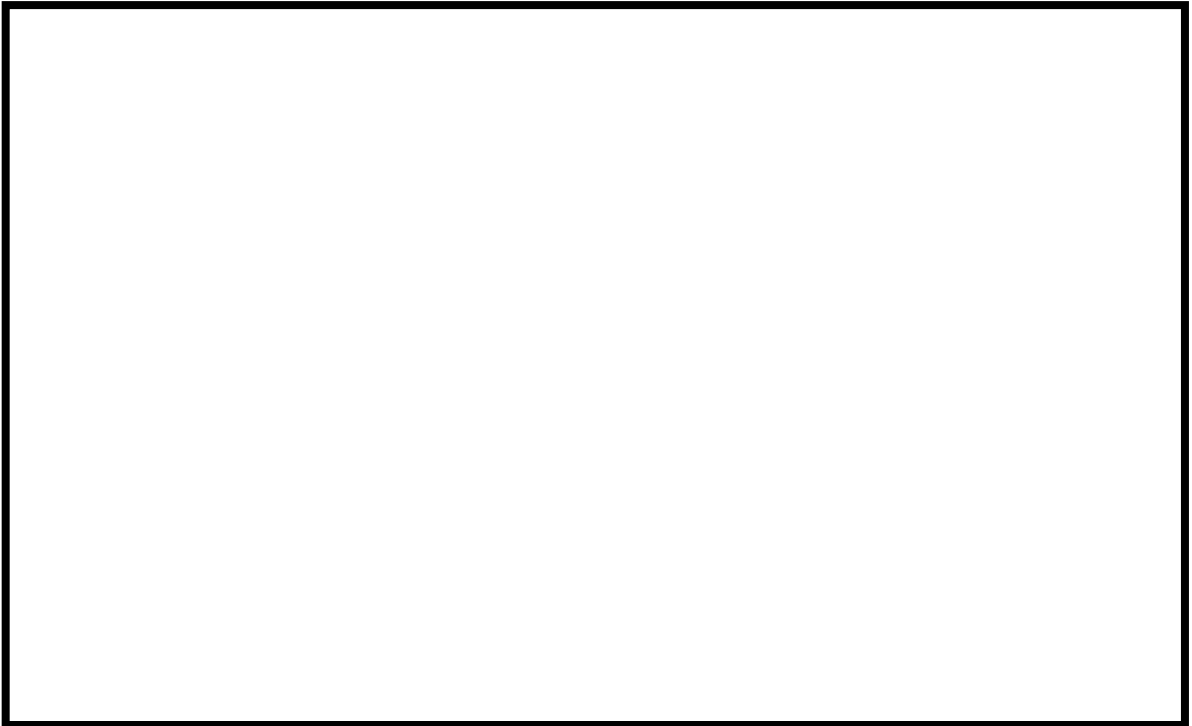
可搬型代替注水大型ポンプの最高使用温度は，供給ラインを考慮し接続するホースの最高使用温度である 60°C とする。

5. 原動機出力

代替格納容器スプレイ系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプの原動機については，メーカー設計値である約 $847\text{kW}/\text{個}$ とする。

6. 可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線

可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線を以下に示す。



第49-6-2図 可搬型代替注水大型ポンプの性能曲線

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

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

有効性評価で考慮する同時注水パターンを第1表及び第2表に示す。

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

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

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

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

原子炉	格納容器	（ドライウエル部） ペデスタル	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 ³ /h	130m ³ /h	—	—	—
50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h

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

	47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11	備 考
	原子 炉	格 納 容 器	ペデスタル (ドライウエル部)	格 納 容 器 頂 部	使 用 済 燃 料 プ ー ル	
初期注水段階	378m ³ /h	—	—	—	—	・QH 特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可 （解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
格納容器スプレイ段階	230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上 は注水量一定で，解析上は注水量一定で注水開始／ 停止操作実施） ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ 開始／停止操作
使用済燃料プール冷却 復旧操作段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プー ルの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し， 設定したケース ・使用済燃料プールが 100℃到達まで 1 日以上の余裕 があるため，原子炉水位及び格納容器圧力制御が安 定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階	50m ³ /h		—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による 除熱に期待できることから，同時注水を考慮してい ていない

対象事象：高圧・低圧注水機能喪失， L O C A 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	ペデスタル (ドライウエル部)	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 ³ /h	—	—	—	—	・QH 特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可 （解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
格納容器スプレイ段階	230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上 は注水量一定で注水開始／停止操作実施） ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ 開始／停止操作
使用済燃料プール冷却 復旧操作段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h	・有効性評価の解析条件ではないが，使用済燃料プー ルの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し， 設定したケース ・使用済燃料プールが 100℃到達まで 1 日以上の余裕 があるため，原子炉水位及び格納容器圧力制御が安 定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階※	50m ³ /h	—	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・使用済燃料プールは代替燃料プール冷却系等による 除熱に期待できることから，同時注水を考慮してい ていない

※崩壊熱除去機能（残留熱除去系が故障した場合）のケース

対象事象：崩壊熱除去機能喪失，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	ペデスタル (ドライウエル部)	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 ³ /h	—	—	—	—	・QH 特性に従った注水 ・原子炉水位回復後は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施）
格納容器スプレイ段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量で可（解析上は注水量一定で注水開始／停止操作実施） ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h	・有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・使用済燃料プールが 100℃到達まで 1 日以上の余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定

対象事象：全交流動力電源喪失

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

	47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11	備考
	原子炉	格納容器	ペデスタル (ドライウエル部)	格納容器頂部	使用済燃料プール	
初期注水段階	230m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	・LOCA が発生し設計基準事故対処設備による注水に失敗し、炉心損傷に至った場合に、炉心の再冠水並びに格納容器内温度及び圧力を抑制するためのケース
再冠水後制御段階※	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・格納容器スプレイは格納容器圧力に応じてスプレイ開始／停止操作
使用済燃料プール冷却復旧操作段階※	50m ³ /h	130m ³ /h	—	—	114m ³ /h	・有効性評価の解析条件ではないが、使用済燃料プールの冷却機能復旧操作を同時に行うことを想定し、設定したケース ・使用済燃料プールが 100℃到達まで 1 日以上の余裕があるため、原子炉水位及び格納容器圧力制御が安定した状態で実施することを想定
格納容器ベント段階※	50m ³ /h	—	—	—	—	・原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量

※代替循環冷却系を使用しない場合のケース

対象事象：零囲気圧力・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

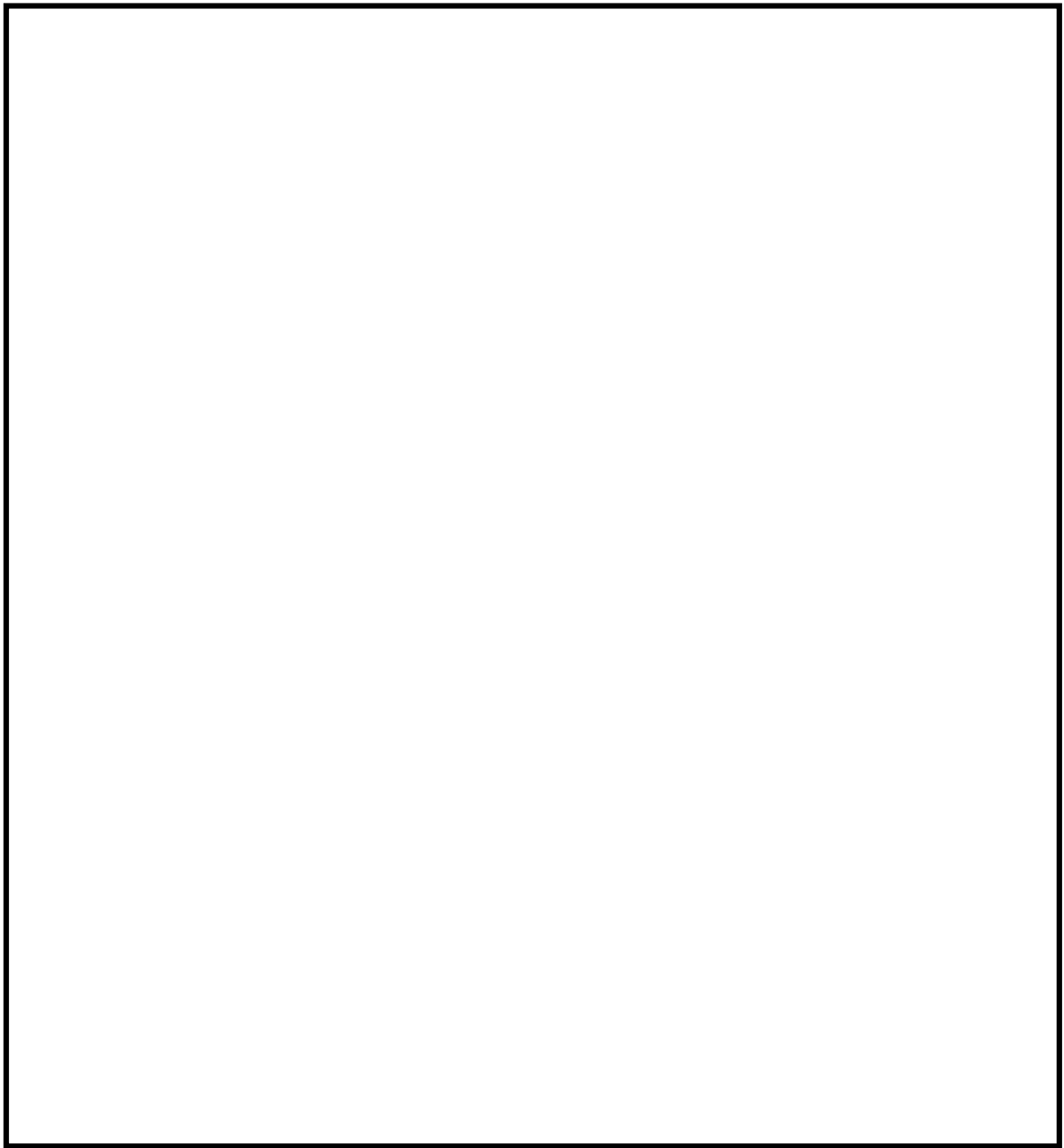
	47 条/1.4	49 条/1.6	51 条/1.8	53 条/1.10	54 条/1.11	備 考
	原 子 炉	格 納 容 器	ペデスタル (ドライウエル部)	格 納 容 器 頂 部	使 用 済 燃 料 プ ー ル	
原子炉圧力容器破損段階	－	300m ³ /h	80m ³ /h	－	－	・ L O C A が発生し設計基準事故対処設備による注水に失敗し，炉心損傷に至った場合に，炉心の再冠水並びに格納容器内温度及び圧力を抑制するためのケース
原子炉圧力容器破損時 対応後段階※	－	－	50m ³ /h	－	－	・ 原子炉注水は崩壊熱除去相当の注水量 ・ 格納容器スプレイは格納容器圧力に応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

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

クリート相互作用

49-7 接続図

49-7-1

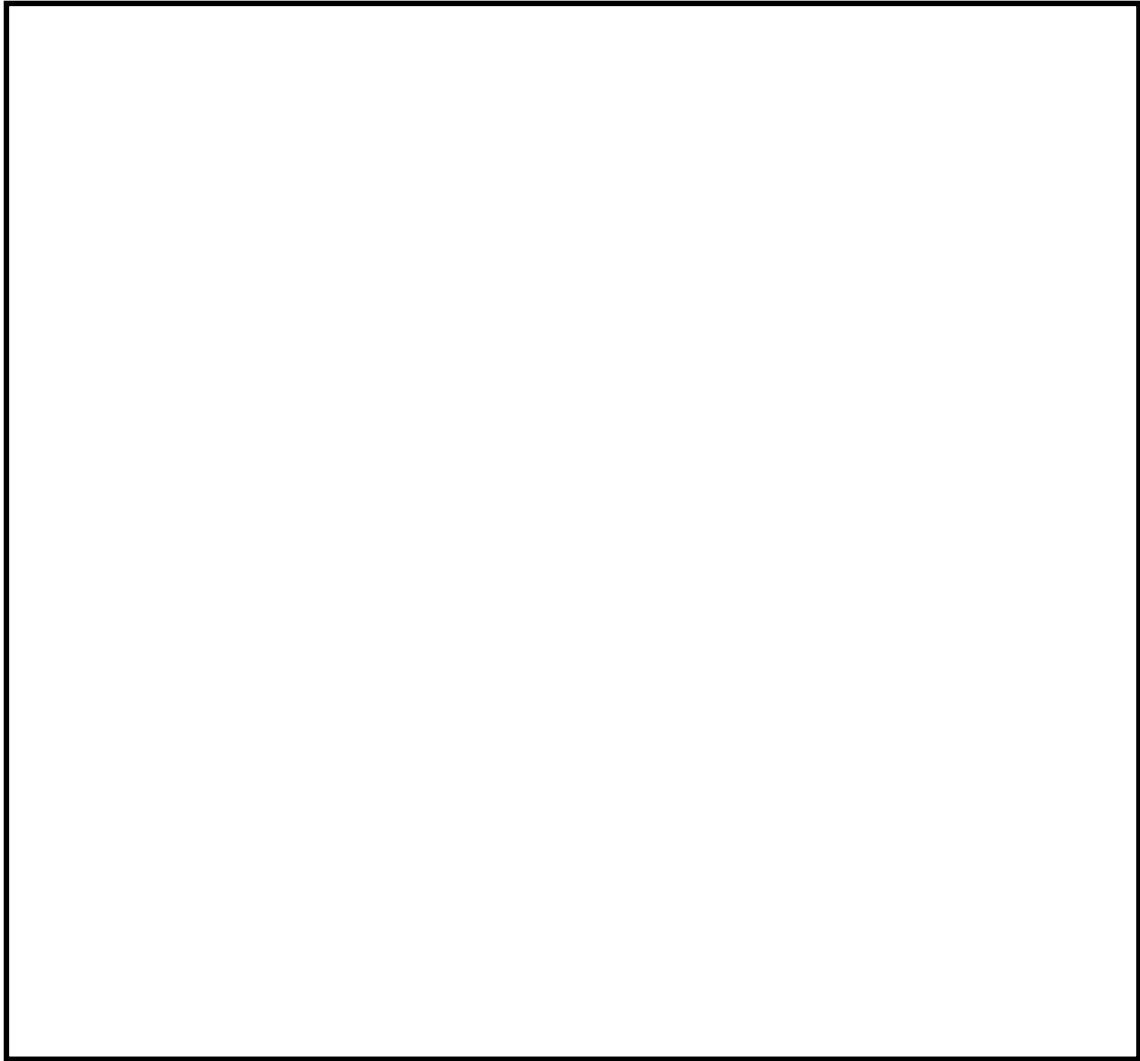


第49-7-2図 代替格納容器スプレイ冷却系接続図

49-7-2

49-8 保管場所図

49-8-1

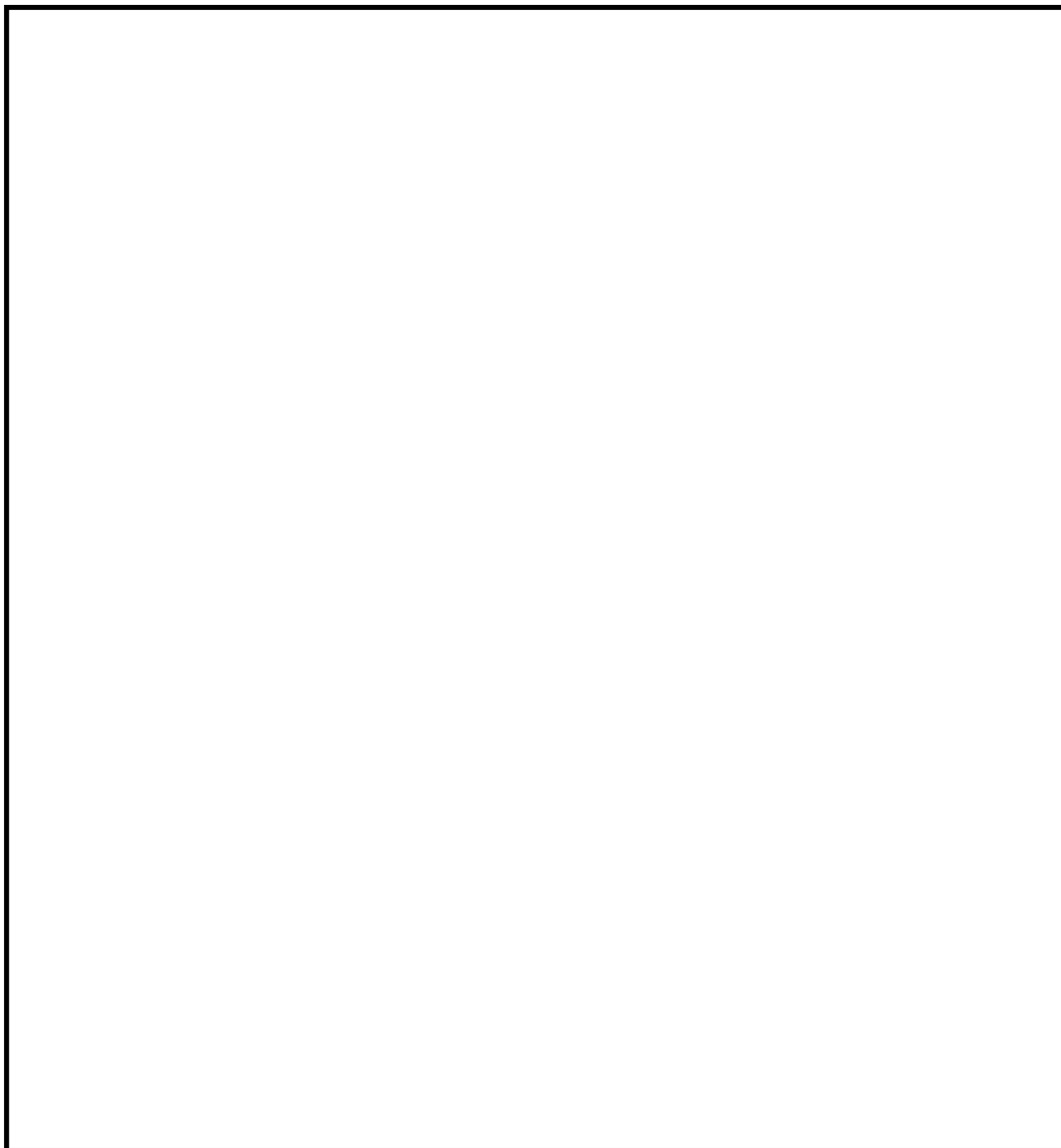


第 49-8-1 図 保管場所図（位置の分散）

49-8-2

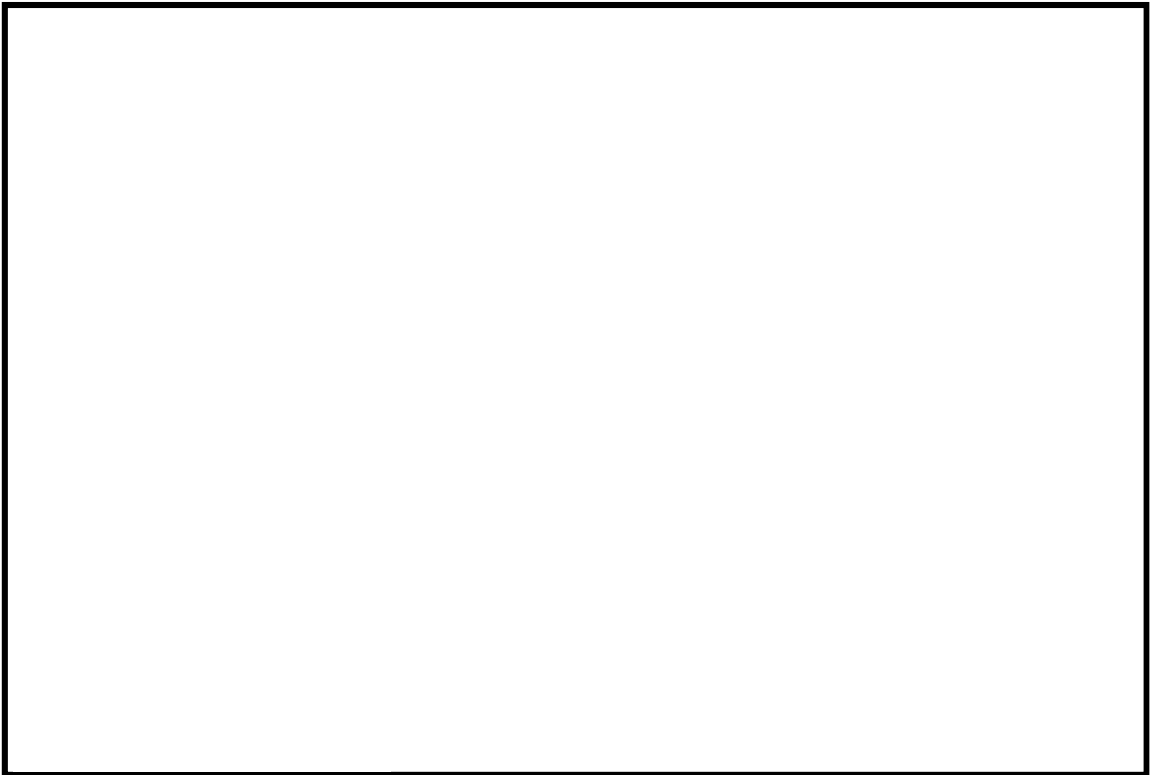
49-9 アクセスルート図

49-9-1

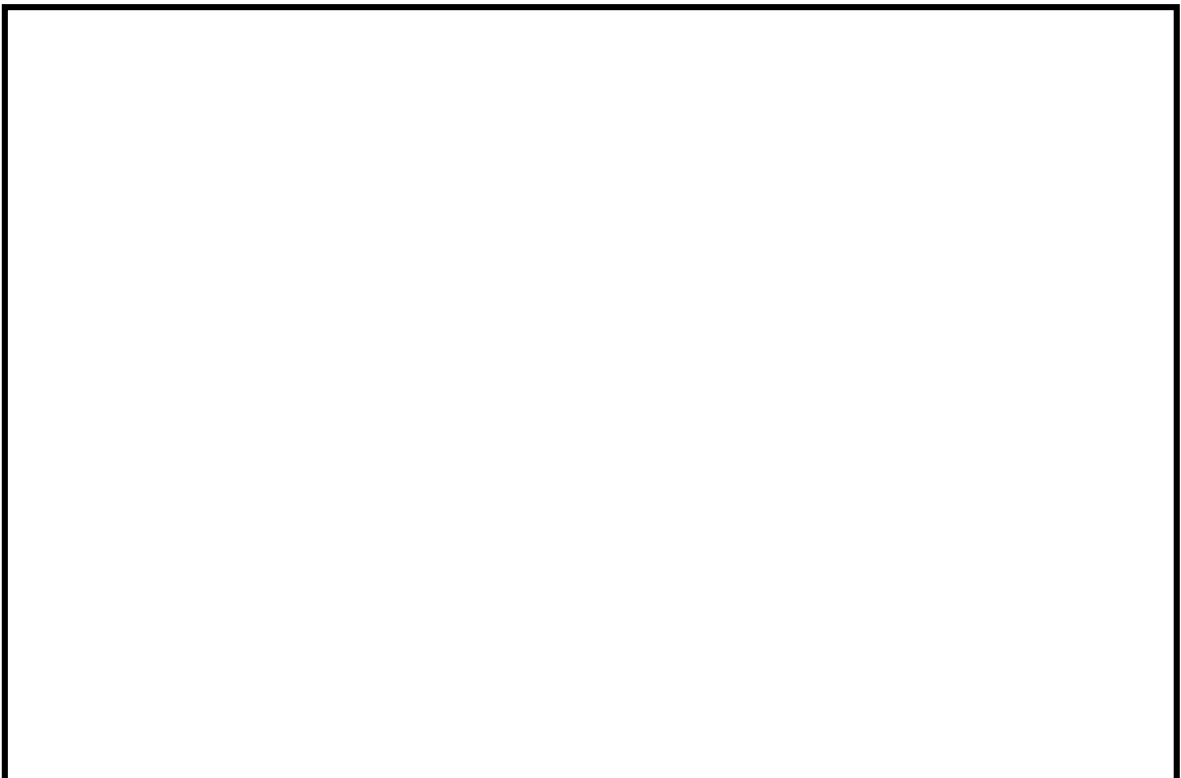


第 49-9-1 図 保管場所からのアクセスルート図

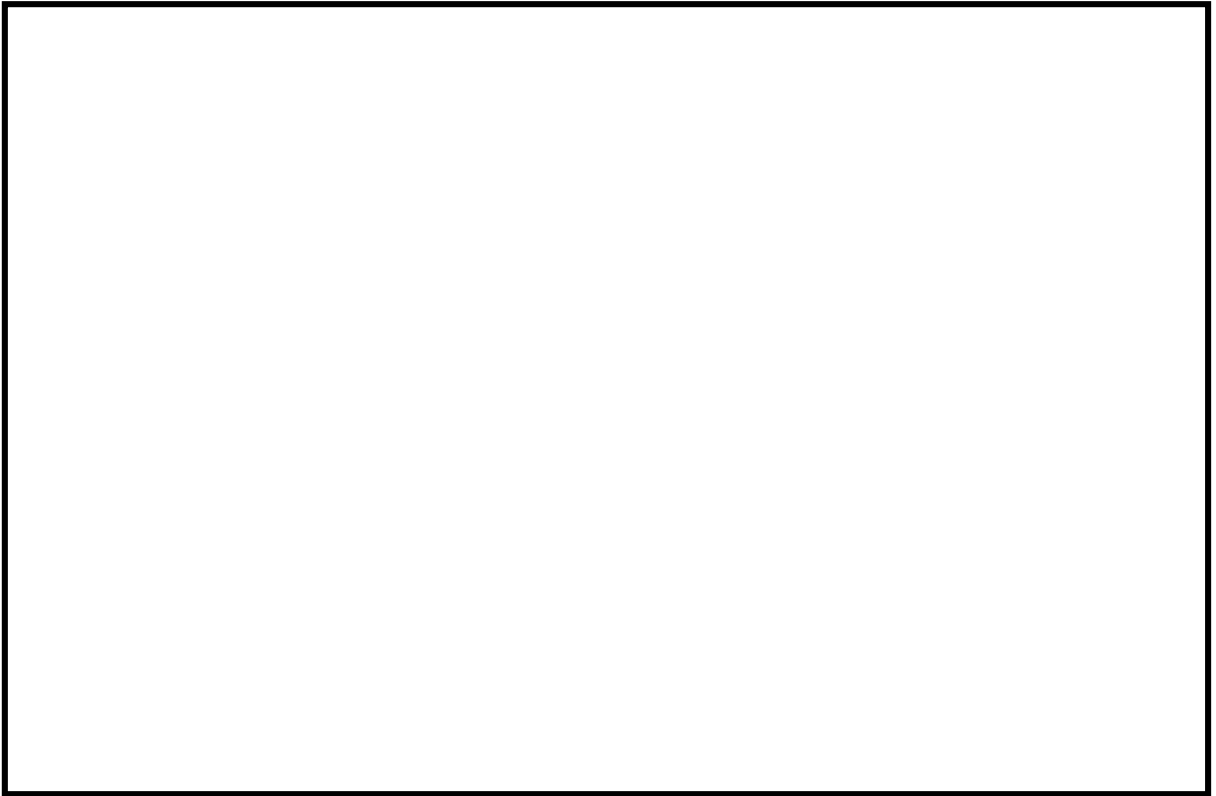
49-9-2



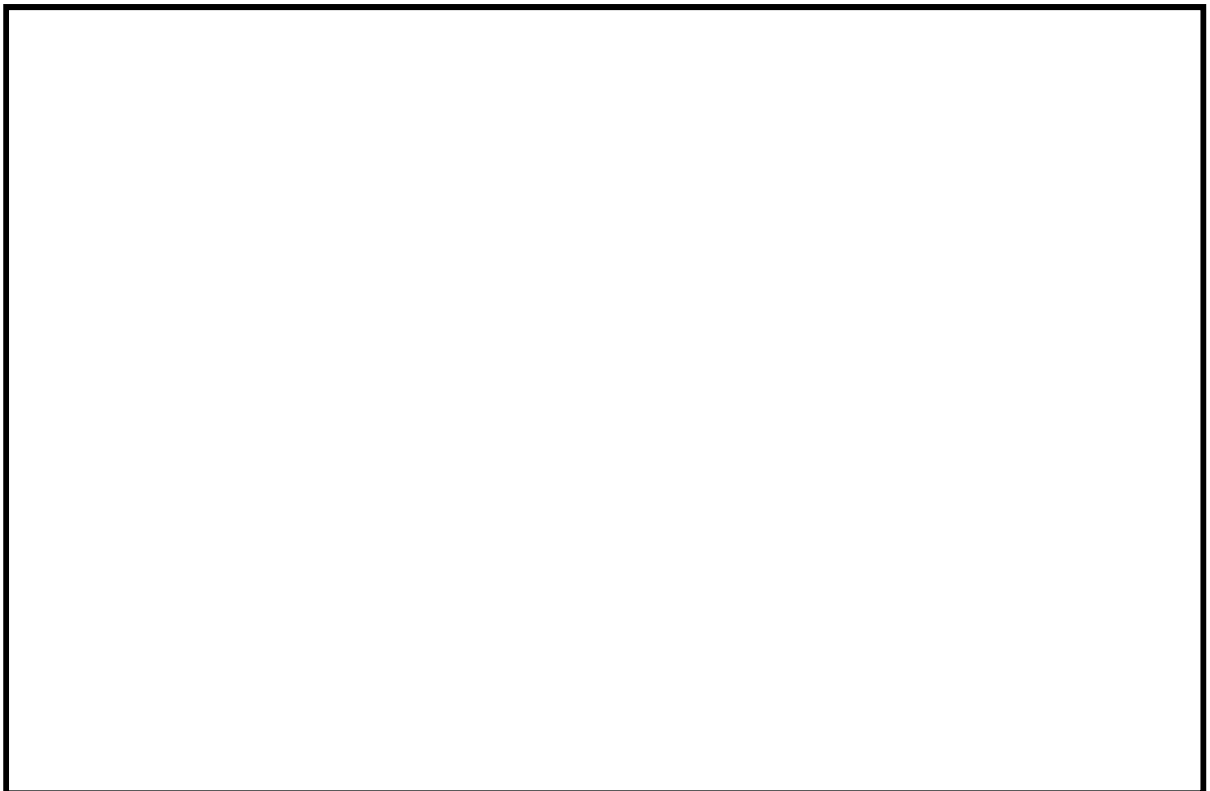
第 49-9-2 図 緊急時対策所～高所淡水池～11m盤接続口及び緊急時対策所～代替淡水貯槽～西側接続口までのアクセスルート図



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



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



第 49-9-5 図 緊急時対策所～北側淡水池～代替淡水貯槽までのアクセスルート

図

49-9-4

49-10 その他設備

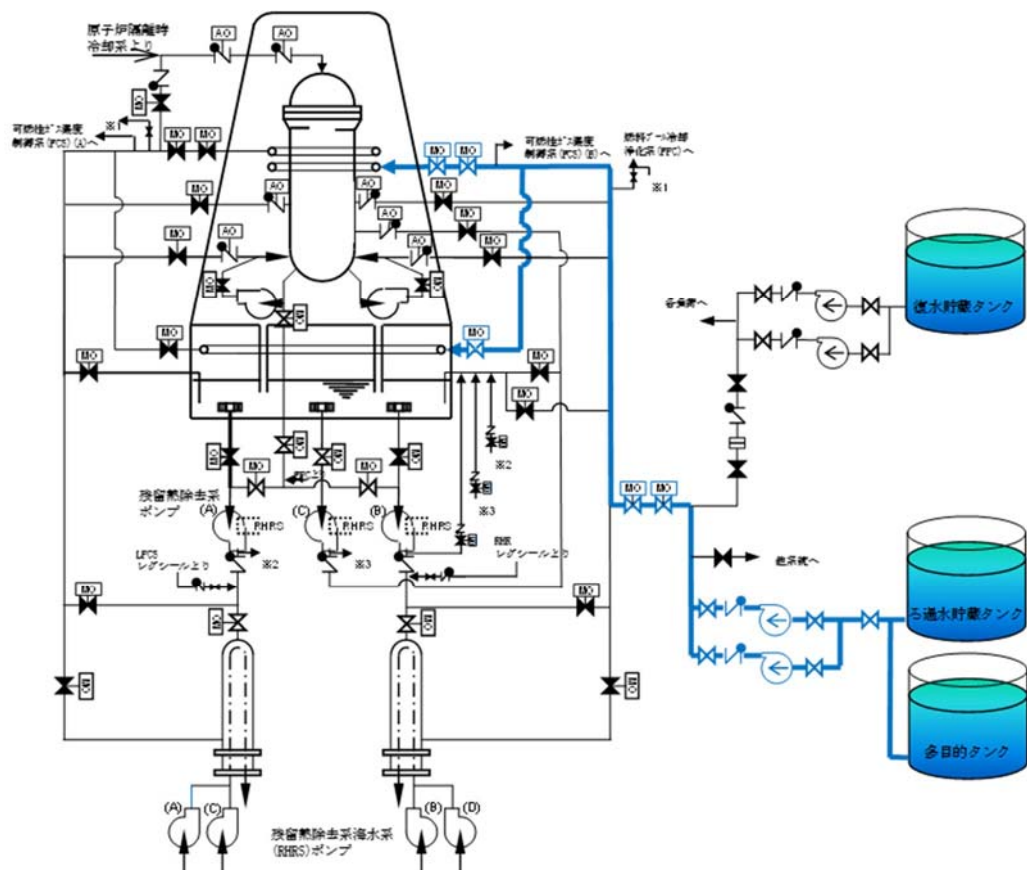
49-10-1

原子炉格納容器内を冷却するための自主対策設備として、以下を整備する。

① 消火系を用いた代替格納容器スプレイ冷却の実施

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

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



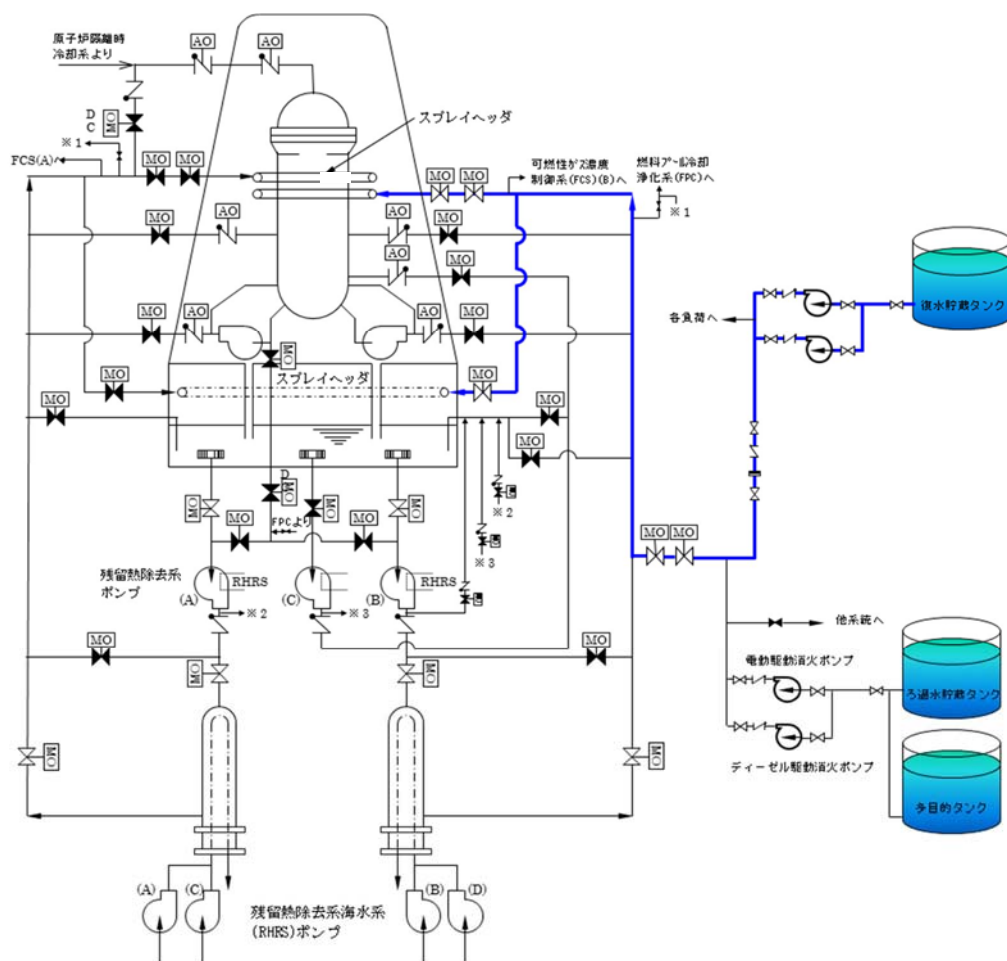
第49-10-1図 消火系による格納容器スプレイ手順の概要図

49-10-2

② 補給水系を用いた代替格納容器スプレイ冷却の実施

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

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

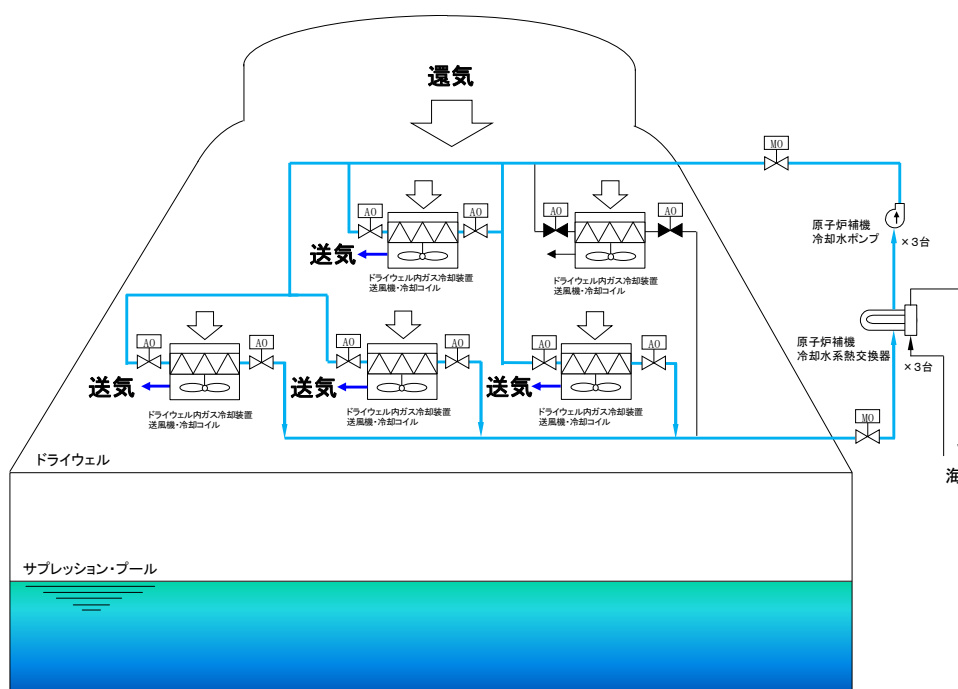


第49-10-2図 補給水系による格納容器スプレイ手順の概要図

③ ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器除熱

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

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



第49-10-3図 ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器除熱概略図

49-11 その他

49-11-1

【ポンプサポート系（冷却水）の記載方針について】

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

常設低圧代替注水系ポンプ	不要（自然冷却）
可搬型代替注水大型ポンプ	自己冷却

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

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

57-1

SA 設備基準適合性 一覽表

57-1-1

第 57-1-1 表 電源設備一覧

	耐震 クラス	3. 14. 2. 1	3. 14. 2. 2	3. 14. 2. 3	3. 14. 2. 4	3. 14. 2. 5	3. 14. 2. 6	3. 14. 2. 7	3. 14. 3. 1
		可搬型 代替交流 電源設備	常設 代替交流 電源設備	所内 常設直流 電源設備	可搬型 代替直流 電源設備	常設 代替直流 電源設備	代替所内 電気設備	燃料補給 設備	非常用 交流電源 設備
可搬型代替低圧電源車	C (Ss)	主要			主要				
可搬型設備用軽油タンク	S	主要			主要			主要	
タンクローリ	C (Ss)	主要			主要			主要	
緊急用 P / C	C (Ss)						主要		
常設代替高圧電源装置	C (Ss)		主要						
軽油貯蔵タンク	S		主要					主要	主要
常設代替高圧電源装置用 燃料移送ポンプ	C (Ss)		主要					主要	
緊急用 M / C	C (Ss)						主要		
125V A 系蓄電池	S			主要					
125V B 系蓄電池	S			主要					
中性子モニタ用蓄電池 A 系	S			主要					
中性子モニタ用蓄電池 B 系	S			主要					
可搬型整流器	C (Ss)				主要				
緊急用直流 125V 蓄電池	C (Ss)					主要			
D / G (H P C S D / G 含む)	S								主要
燃料デイトンク	S								主要
燃料移送ポンプ	C (Ss)								主要
D / G 用海水ポンプ	S								主要

※ 主要：主要設備

東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備				常設代替高圧電源装置		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	57-2 配置図	
		第 2 号		操作性	操作スイッチ操作	A
				関連資料	—	
		第 3 号		試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）	内燃機関，発電機	G，H
				関連資料	57-4 試験及び検査	
		第 4 号		切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切替が必要	B a
				関連資料	57-3 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）	その他設備	対象外
				関連資料	57-3 系統図	
		第 6 号		設置場所	中央制御室で操作可能	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	57-5 容量設定根拠	
		第 2 号		共用の禁止	二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。	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 設備あり）－ 屋外	A b
				サポート系故障	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	57-2 配置図，57-3 系統図	

東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備				125V A系蓄電池		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	その他建屋内設備	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	57-2 配置図	
		第 2 号		操作性	(操作不要)	対象外
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 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	57-4 試験及び検査	
		第 4 号		切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b
				関連資料	57-3 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
				関連資料	57-3 系統図, 57-7 バウンダリ系統図	
		第 6 号		設置場所	(操作が不要な設備)	対象外
				関連資料	57-2 配置図	
	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を使用するもの (必要な容量等に対して十分であるもの)	B
				関連資料	57-5 容量設定根拠	
		第 2 号		共用の禁止	二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。	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 設備あり）— 屋内	A a
				サポート系故障	対象外（サポート系なし）	—
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図	

東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備				125V B 系蓄電池		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	その他建屋内設備	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	57-2 配置図	
		第 2 号		操作性	(操作不要)	対象外
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 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	57-4 試験及び検査	
		第 4 号		切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b
				関連資料	57-3 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
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図	
		第 6 号		設置場所	(操作が不要な設備)	対象外
				関連資料	57-2 配置図	
	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を使用するもの (必要な容量等に対して十分であるもの)	B
				関連資料	57-5 容量設定根拠	
		第 2 号		共用の禁止	二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。	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 設備あり）— 屋内	A a
				サポート系故障	対象外（サポート系なし）	—
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図	

東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備				緊急用直流 125V 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	その他建屋内設備	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	57-2 配置図	
		第 2 号		操作性	(操作不要)	対象外
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 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	57-4 試験及び検査	
		第 4 号		切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b
				関連資料	57-3 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
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図	
		第 6 号		設置場所	(操作が不要な設備)	対象外
				関連資料	57-2 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	57-5 容量設定根拠	
		第 2 号		共用の禁止	二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。	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 設備あり）－ 屋内	A a
				サポート系故障	対象外（サポート系なし）	—
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図	

東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備					中性子モニタ用蓄電池 A 系	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	その他建屋内設備	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	57-2 配置図	
		第 2 号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 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	57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	57-3 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
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図	
		第 6 号	設置場所	(操作が不要な設備)	対象外	
			関連資料	57-2 配置図		
	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を使用する もの (必要な容量等に対して十分であるもの)	B	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。	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 設備あり) － 屋内	A a
				サポート系故障	対象外 (サポート系なし)	—
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図	

東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備				中性子モニタ用蓄電池 B 系	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	その他建屋内設備 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	57-2 配置図
		第 2 号	操作性		(操作不要) (操作不要)
			関連資料		57-2 配置図, 57-3 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		57-4 試験及び検査
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要 B b
			関連資料		57-3 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
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図
		第 6 号	設置場所		(操作不要) 対象外
			関連資料		57-2 配置図
	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を使用する もの (必要な容量等に対して十分であるもの) B
			関連資料		57-5 容量設定根拠
		第 2 号	共用の禁止		二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。 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 設備あり）－ 屋内 A a
				サポート系故障	対象外（サポート系なし） —
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図

東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備				緊急用M／C		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	その他建屋内設備	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	57-2 配置図	
		第 2 号		操作性	操作スイッチ操作	A
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 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	57-4 試験及び検査	
		第 4 号		切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが必要	B a
				関連資料	57-3 系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他（飛散物）	—	対象外
				関連資料	57-3 系統図, 57-7 S Aバウンダリ系統図	
		第 6 号		設置場所	中央制御室で操作可能	B
				関連資料	57-2 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	57-5 容量設定根拠	
		第 2 号		共用の禁止	二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。	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設備あり）－ 屋内	A a
				サポート系故障	対象外（サポート系なし）	—
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図	

東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備				D/G（HPCS D/Gを含む）		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	その他建屋内設備	C
				荷重	（有効に機能を発揮する）	－
				海水	（海水を通水する）	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	57-2 配置図	
		第 2 号		操作性	操作スイッチ操作	A
				関連資料	57-2 配置図，57-3 系統図	
		第 3 号		試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）	内燃機関，発電機	G，H
				関連資料	57-4 試験及び検査	
		第 4 号		切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが必要	B a
				関連資料	57-3 系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他（飛散物）	－	対象外
				関連資料	57-3 系統図，57-7 S Aバウンダリ系統図	
		第 6 号		設置場所	中央制御室で操作可能	B
				関連資料	57-2 配置図	
	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を使用するもの （必要な容量等に対して十分であるもの）	B
				関連資料	57-5 容量設定根拠	
		第 2 号		共用の禁止	二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。	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（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	57-2 配置図，57-3 系統図	

東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表（可搬型）

第 57 条：電源設備				可搬型代替低圧電源車		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	57-2 配置図	
		第 2 号	操作性	足場の確保， 設備の運搬・設置， 操作スイッチ操作， 接続作業		B a , B c , B d , B g
				関連資料	57-2 配置図，57-3 系統図	
		第 3 号	試験・検査 (検査性，系統構成・外部入力)	内燃機関， 発電機		G , H
				関連資料	57-4 試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが必要		B a
				関連資料	57-3 系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他（飛散物）	—	対象外
				関連資料	57-3 系統図，57-7 S A バウンダリ系統図	
		第 6 号	設置場所	現場（設置場所）で操作可能		A a
				関連資料	57-2 配置図	
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備		A
				関連資料	57-5 容量設定根拠	
		第 2 号	可搬 SA の接続性	ケーブル - より簡便な接続規格等による接続		C
				関連資料	57-2 配置図，57-3 系統	
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保	単独の機能で使用		A b
				関連資料	57-2 配置図	
		第 4 号	設置場所	想定される重大事故等が発生した場合においても， 当該設備の設置，及び常設設備との接続が可能な設計		—
				関連資料	57-2 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	57-2 配置図	
		第 6 号	アクセスルート	屋外		B
				関連資料	57-6 アクセスルート図	
		第 7 号	故障・共通 防要止	環境条件，自然現象，外部人為 事象，溢水，火災	防止設備 - 対象（共通要因の考慮代替対象設備あり） - 屋外	A b
				サポート系要因	対象（サポート系あり） - 異なる駆動源・冷却源等	C a
				関連資料	57-2 配置図，57-3 系統図	

東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表（可搬型）

第 57 条：電源設備				可搬型整流器	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	57-2 配置図
		第 2 号	操作性	設備の運搬・設置， 操作スイッチ操作， 接続作業	B c， B d， B g
				関連資料	57-2 配置図，57-3 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	57-4 試験及び検査
		第 4 号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b
				関連資料	57-3 系統図
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離 A b
				その他（飛散物）	— 対象外
				関連資料	57-3 系統図，57-7 S A バウンダリ系統図
		第 6 号	設置場所	現場（設置場所）で操作可能	A a
				関連資料	57-2 配置図
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量	原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備	A
				関連資料	57-5 容量設定根拠
		第 2 号	可搬 SA の接続性	ケーブル・ボルト・ネジ接続	A
				関連資料	57-2 配置図，57-3 系統
		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	57-2 配置図
		第 4 号	設置場所	想定される重大事故等が発生した場合においても， 当該設備の設置，及び常設設備との接続が可能な設計	—
				関連資料	57-2 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	57-2 配置図
		第 6 号	アクセスルート	屋外	B
				関連資料	57-6 アクセスルート図
		第 7 号	故障 共通 防止 要因	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 設備あり）－屋外 A b
				サポート系要因	対象（サポート系あり）－異なる駆動源又は冷却源 C a
				関連資料	57-2 配置図，57-3 系統図

東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表（可搬型）

第 57 条：電源設備					タンクローリ	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	57-2 配置図	
		第 2 号	操作性	設備の運搬・設置，操作スイッチ操作，弁操作， 接続作業	B c , B d , B f , B g	
			関連資料	57-2 配置図，57-3 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性，系統構成・外部入力)	容器，	C	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	本来の用途として使用一切替必要	B a	
			関連資料	57-3 系統図		
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他（飛散物）	—	対象外
				関連資料	57-3 系統図，57-7 S A バウンダリ系統図	
		第 6 号	設置場所	現場（設置場所）で操作可能	A a	
			関連資料	57-2 配置図		
	第 3 項	第 1 号	可搬 SA の容量	その他設備	C	
			関連資料	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	可搬 SA の接続性	その他 - 専用の接続	D	
			関連資料	57-2 配置図，57-3 系統		
		第 3 号	異なる複数の接続箇所の確保	単独の機能で使用	A b	
			関連資料	57-2 配置図		
		第 4 号	設置場所	想定される重大事故等が発生した場合においても， 当該設備の設置，及び常設設備との接続が可能な設計	—	
			関連資料	57-2 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	57-2 配置図		
		第 6 号	アクセスルート	屋外	B	
			関連資料	57-6 アクセスルート図		
		第 7 号	故障共通要因防止	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 DB 設備なし）－屋外	対象外
				サポート系要因	対象外	—
				関連資料	57-2 配置図，57-3 系統図	

東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備				軽油貯蔵タンク		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	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	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	57-2 配置図	
		第 2 号	操作性		操作スイッチ操作，弁操作	B d , B f
			関連資料		57-2 配置図，57-3 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		57-4 試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b
			関連資料		57-3 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
				関連資料	57-3 系統図，57-7 S A バウンダリ系統図	
		第 6 号	設置場所		操作不要	対象外
			関連資料		57-2 配置図	
	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を使用するもの (必要な容量等に対して十分であるもの)	B
			関連資料		57-5 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止		二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。	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（共通要因の考慮対象設備なし）－	対象外
				サポート系故障	対象外（サポート系なし）	—
				関連資料	57-2 配置図，57-3 系統図	

東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備				可搬型設備用軽油タンク		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	屋外	D
				荷重	（有効に機能を発揮する）	—
				海水	（海水を通水しない）	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	57-2 配置図	
		第 2 号		操作性	接続操作	B g
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 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	57-4 試験及び検査	
		第 4 号		切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b
				関連資料	57-3 系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	他設備から独立	A c
				その他（飛散物）	—	対象外
				関連資料	57-3 系統図, 57-7 S Aバウンダリ系統図	
		第 6 号		設置場所	操作不要	対象外
				関連資料	57-2 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	57-5 容量設定根拠	
		第 2 号		共用の禁止	二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。	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（共通要因の考慮対象設備なし）—	対象外
				サポート系故障	対象外（サポート系なし）	—
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図	

東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備				燃料移送ポンプ		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	その他建屋内設備	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	57-2 配置図	
		第 2 号		操作性	操作スイッチ操作	Bd
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図	
		第 3 号		試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, ファン, 圧縮機	A
				関連資料	57-4 試験及び検査	
		第 4 号		切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b
				関連資料	57-3 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
				関連資料	57-3 系統図, 57-7 S A バウンダリ系統図	
		第 6 号		設置場所	操作不要	対象外
				関連資料	57-2 配置図	
	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を使用するもの (必要な容量等に対して十分であるもの)	B
				関連資料	57-5 容量設定根拠	
		第 2 号		共用の禁止	二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。	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	57-2 配置図, 57-3 系統図	

東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備				緊急用 P／C		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	その他建屋内設備	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	57-2 配置図	
		第 2 号	操作性	操作性	操作スイッチ操作	A
				関連資料	57-2 配置図，57-3 系統図	
		第 3 号	試験・検査 （検査性，系統構成・外部入力）	試験・検査	その他電源設備	I
				関連資料	57-4 試験及び検査	
		第 4 号	切り替え性	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが必要	B a
				関連資料	57-3 系統図	
		第 5 号	悪影響防止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他（飛散物）	－	対象外
				関連資料	57-3 系統図，57-7 S Aバウンダリ系統図	
		第 6 号	設置場所	設置場所	中央制御室で操作可能	B
				関連資料	57-2 配置図	
	第 2 項	第 1 号	常設 SA の容量	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	57-5 容量設定根拠	
		第 2 号	共用の禁止	共用の禁止	二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。	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 設備あり）－ 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	57-2 配置図，57-3 系統図	

東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表（常設）

第 57 条：電源設備					常設代替高压電源装置用燃料移送ポンプ	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	その他建屋内設備	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	57-2 配置図	
		第 2 号	操作性	操作スイッチ操作	Bd	
			関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第 3 号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, ファン, 圧縮機	A	
			関連資料	57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料	57-3 系統図		
		第 5 号	悪 影 響 防 止	系統設計	通常時は隔離又は分離	A b
				その他 (飛散物)	－	対象外
				関連資料	57-3 系統図, 57-7 S A バウンダリ系統図	
		第 6 号	設置場所	操作不要	対象外	
			関連資料	57-2 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	57-5 容量設定根拠		
		第 2 号	共用の禁止	二以上の発電用原子炉施設において共用しな い設計とする。	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) － 屋外	A a
				サポート系故障	(サポート系なし)	対象外
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図	

東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表（常設）

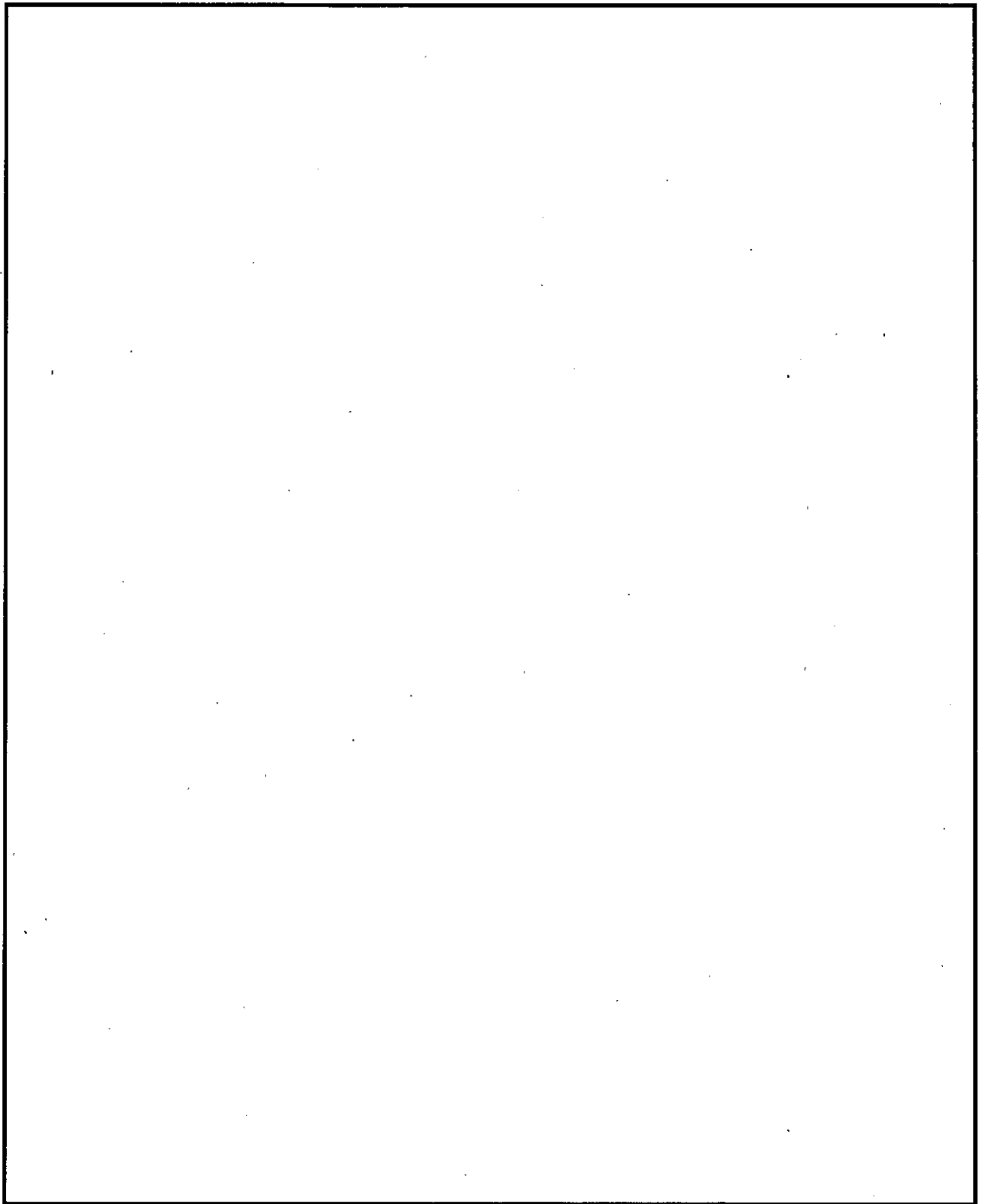
第 57 条：電源設備				燃料デイトンク		類型化 区分	
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線		屋外	D
				荷重		(有効に機能を発揮する)	－
				海水		(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	－
				電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
				関連資料		57-2 配置図	
		第 2 号	操作性		(操作不要)	対象外	
			関連資料		57-2 配置図, 57-3 系統図		
		第 3 号	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		57-4 試験及び検査		
		第 4 号	切り替え性		当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b	
			関連資料		57-3 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
				関連資料		57-3 系統図, 57-7 S A バウンダリ系統図	
		第 6 号	設置場所		操作不要	対象外	
			関連資料		57-2 配置図		
	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を使用するもの (必要な容量等に対して十分であるもの)	B	
			関連資料		－		
		第 2 号	共用の禁止		二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。	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 (共通要因の考慮対象設備なし)－	対象外
				サポート系故障		対象外 (サポート系なし)	－
				関連資料		57-2 配置図, 57-3 系統図	

東海第二発電所 S A設備基準適合性 一覧表（常設）

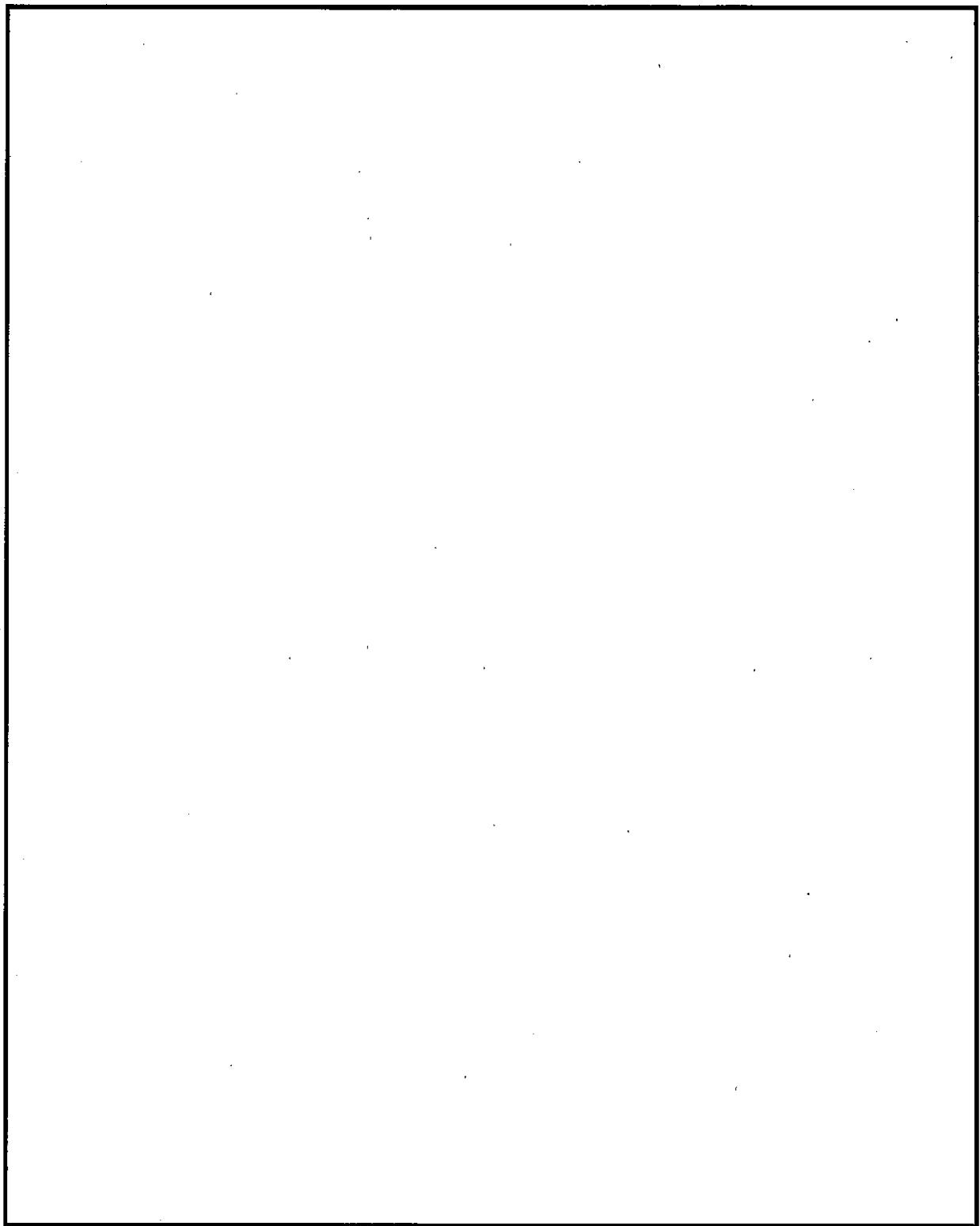
第 57 条：電源設備				D／G用海水ポンプ		類型化 区分
第 43 条	第 1 項	第 1 号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	屋外	D
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
				関連資料	57-2 配置図	
		第 2 号		操作性	(操作不要)	対象外
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図	
		第 3 号		試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, ファン, 圧縮機	A
				関連資料	57-4 試験及び検査	
		第 4 号		切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切り替えが不要	B b
				関連資料	57-3 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
				関連資料	57-3 系統図, 57-7 S A バウンダリ系統図	
		第 6 号		設置場所	操作不要	対象外
				関連資料	57-2 配置図	
	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を使用するもの (必要な容量等に対して十分であるもの)	B
				関連資料	—	
		第 2 号		共用の禁止	二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。	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 (共通要因の考慮対象設備なし) —	対象外
				サポート系故障	対象外 (サポート系なし)	—
				関連資料	57-2 配置図, 57-3 系統図	

57-2

配置図

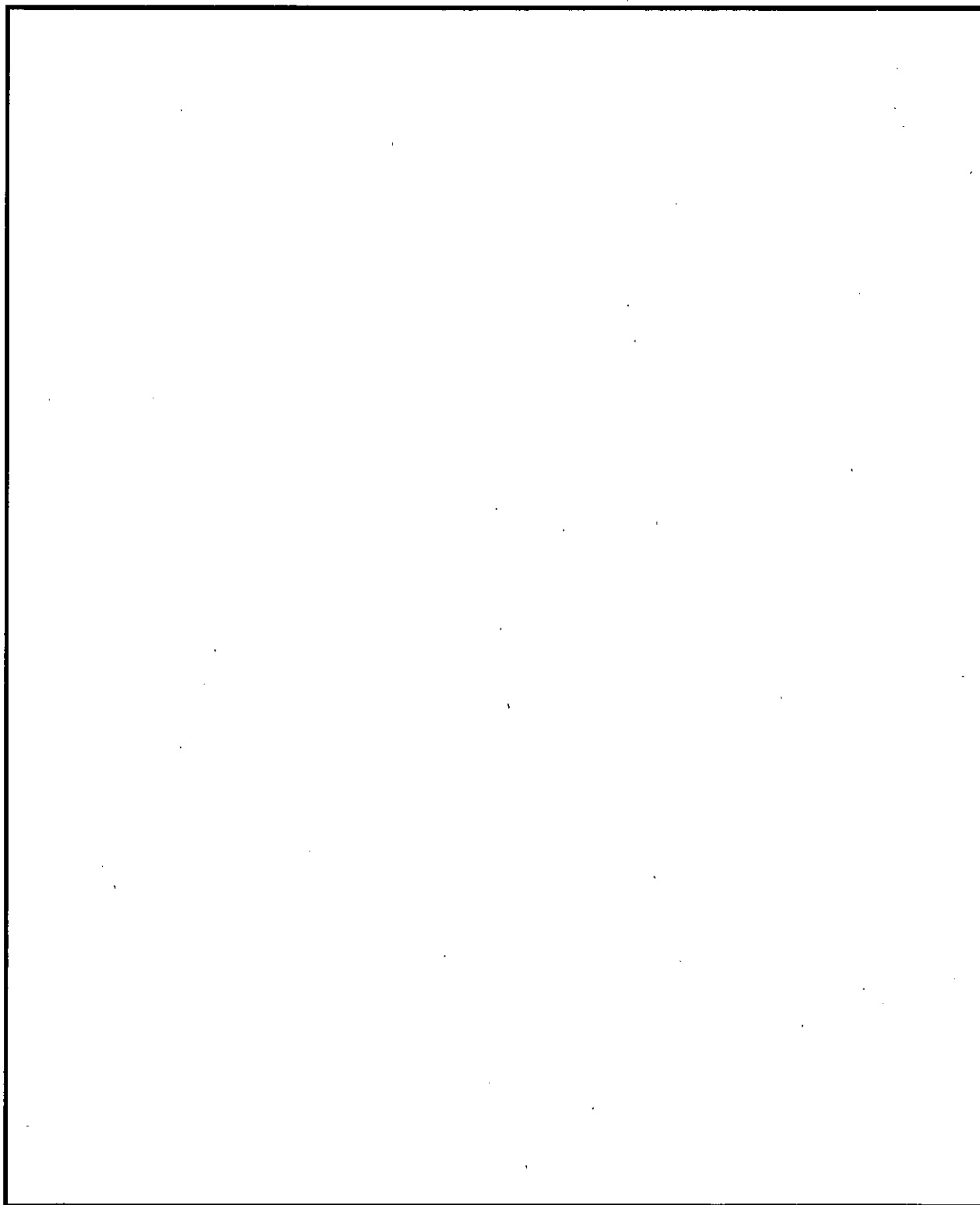


第 57-2-1 図 原子炉建屋と西側保管場所及び南側保管場所配置図

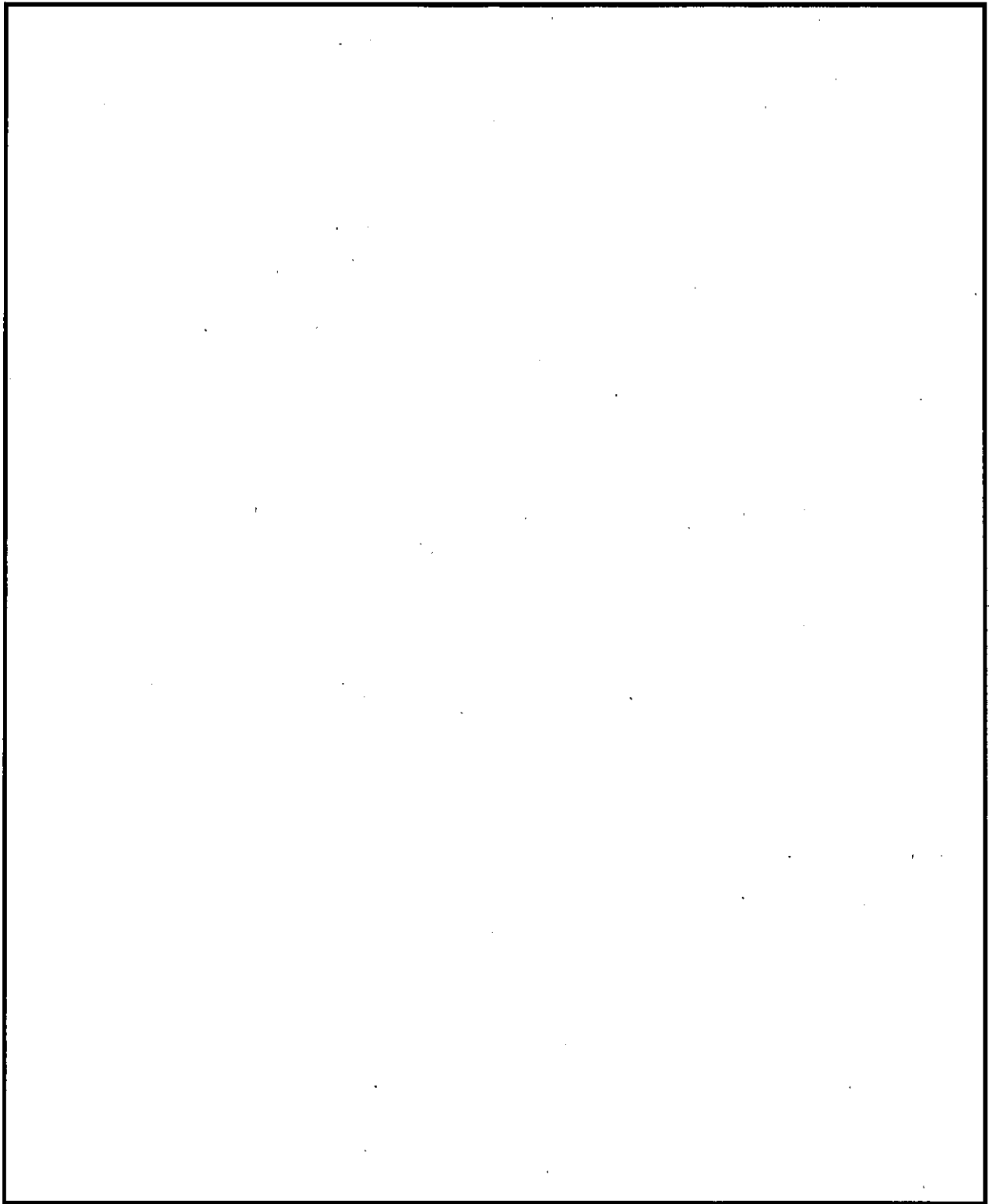


・写真については，一部イメージを含む。

第 57-2-2 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面(可搬型重大事故等対処設備保管場所・設置場所) (可搬型代替低圧電源車)

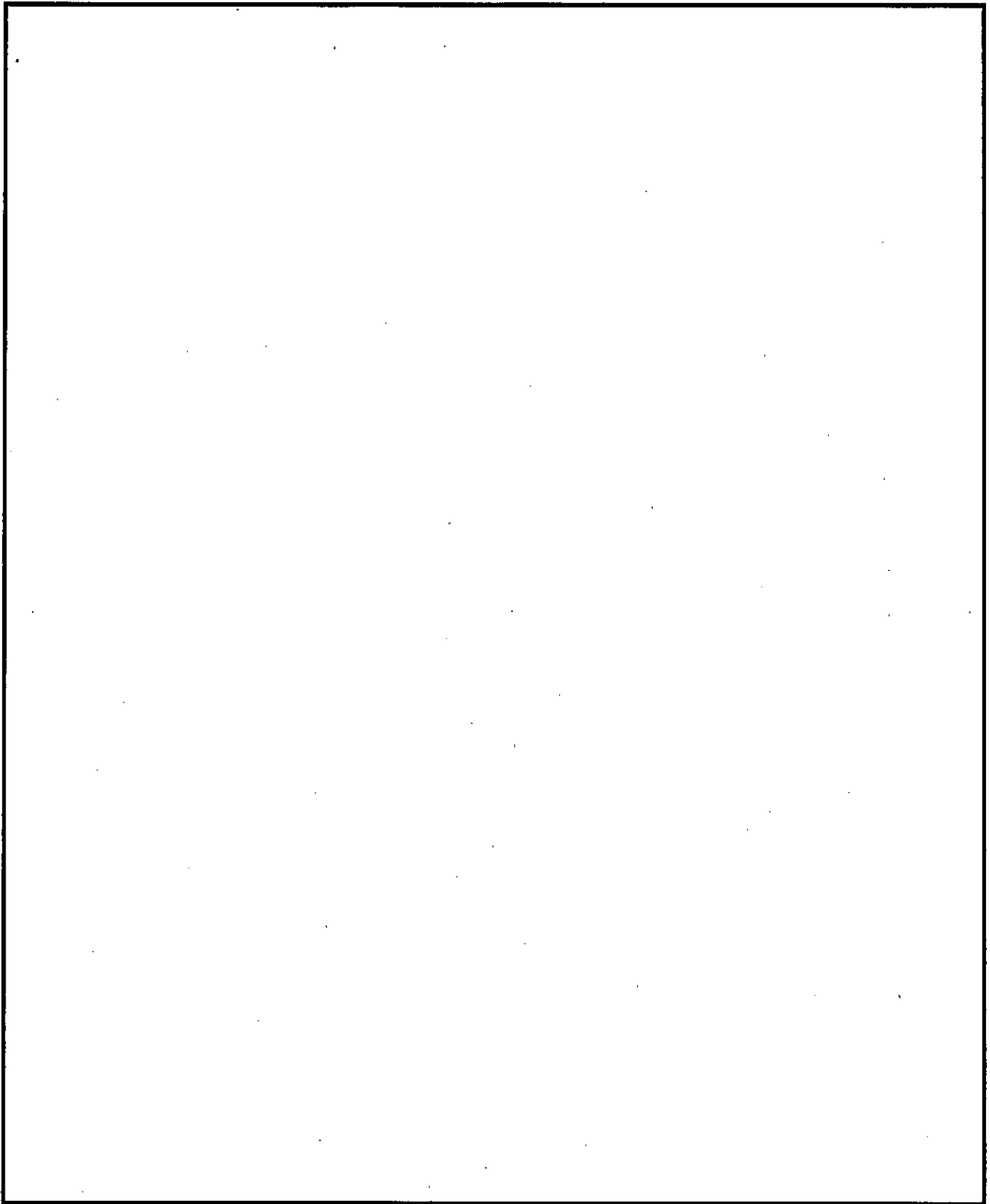


第 57-2-3 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面(常設重大事故
等対処設備設置場所) (可搬型設備用軽油タンク)



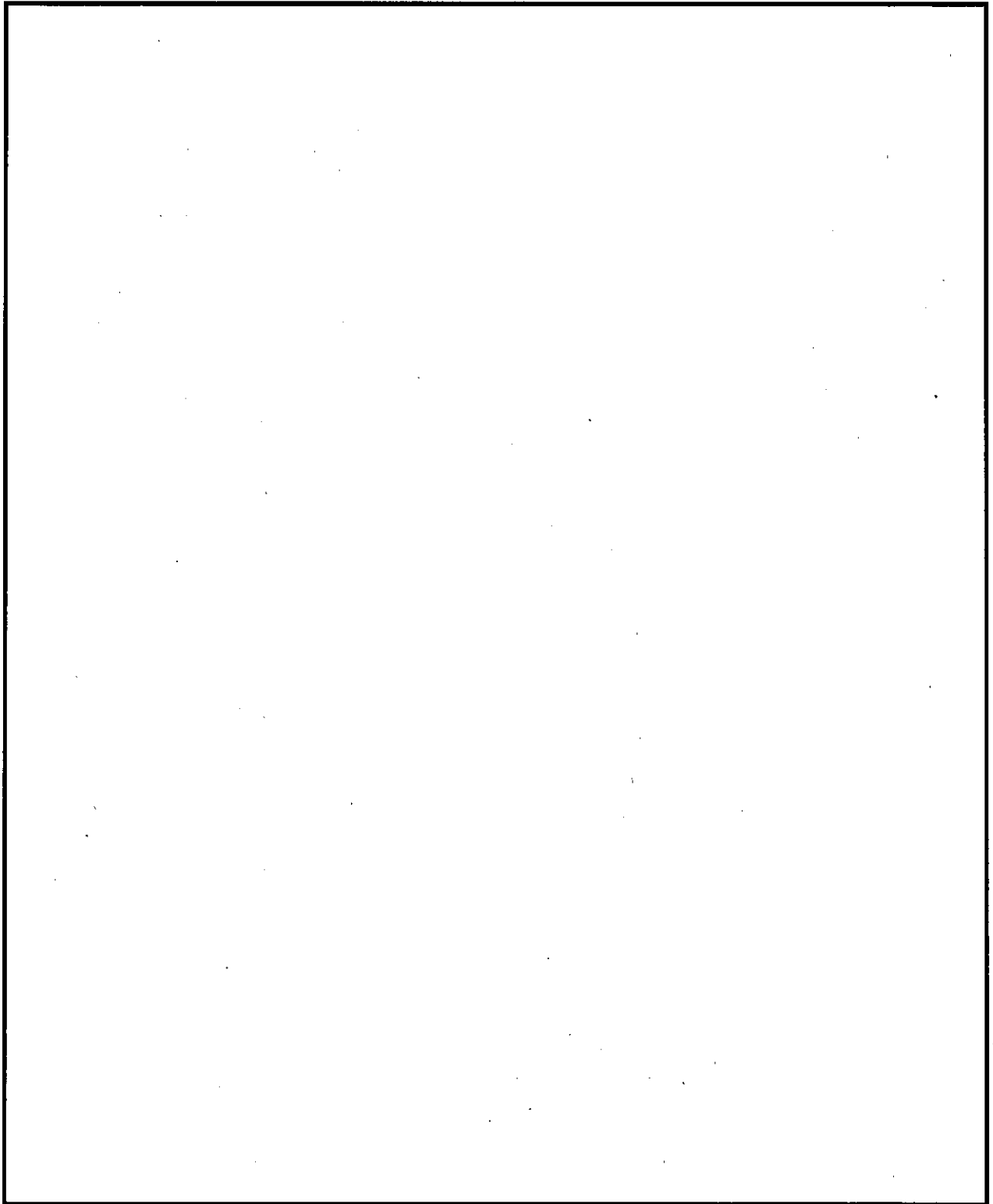
・写真については，一部イメージを含む。

第 57-2-4 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面(可搬型重大事故等対処設備保管場所・設置場所) (タンクローリ)

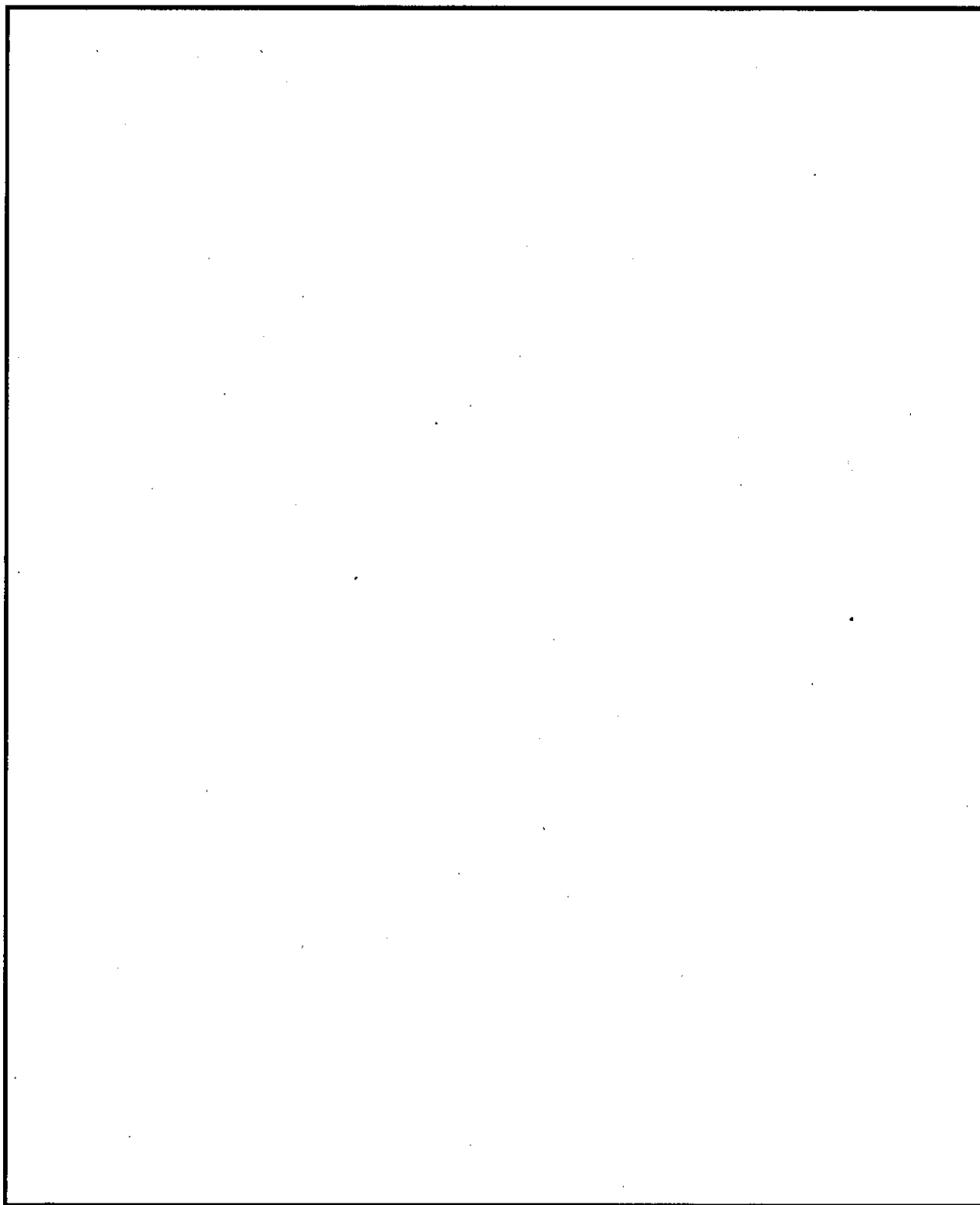


・写真については，一部イメージを含む。

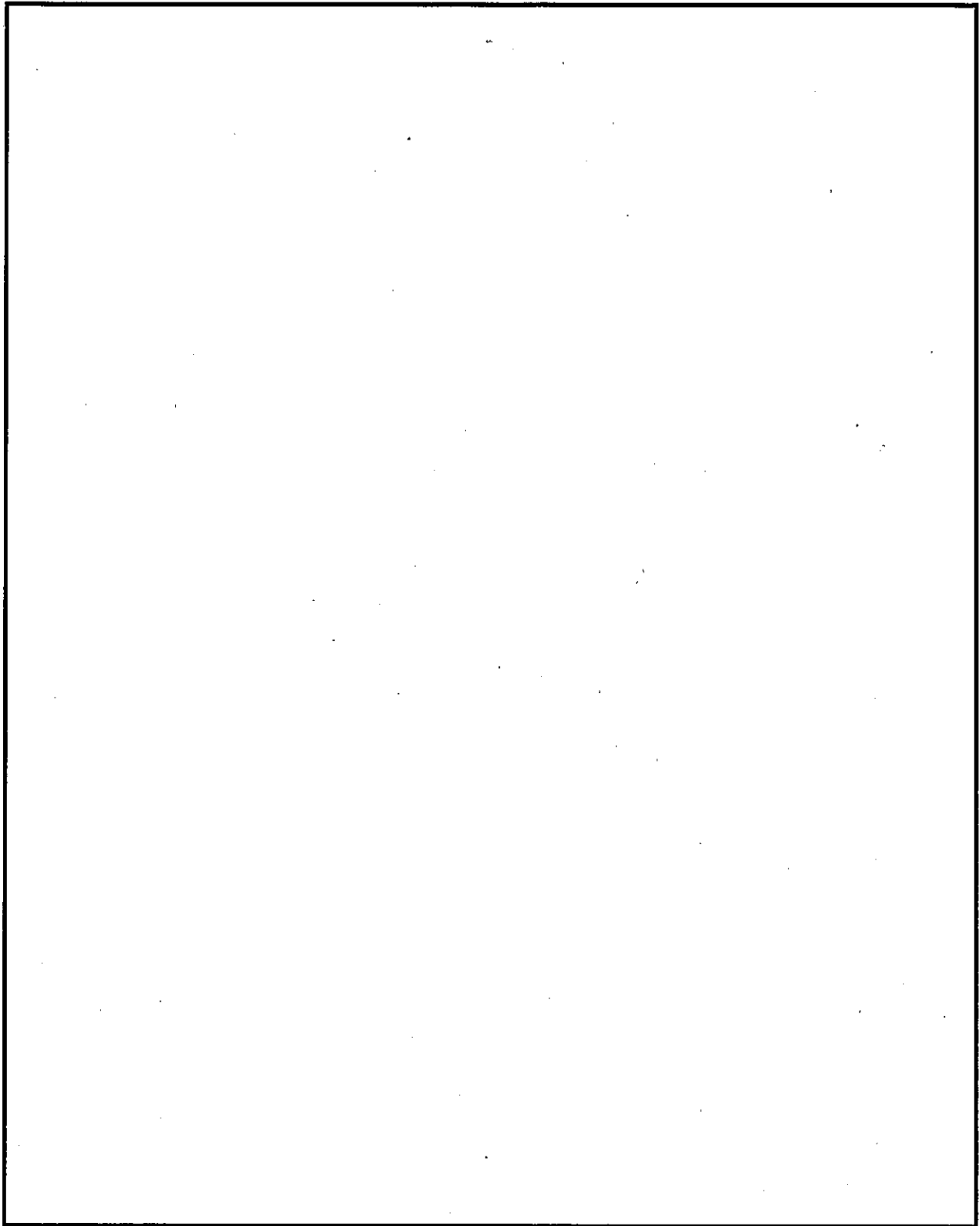
第 57-2-5 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面(常設重大事故
等対処設備設置場所) (常設代替高圧電源装置)



第 57-2-6 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面(常設重大事故
等対処設備設置場所) (軽油貯蔵タンク)

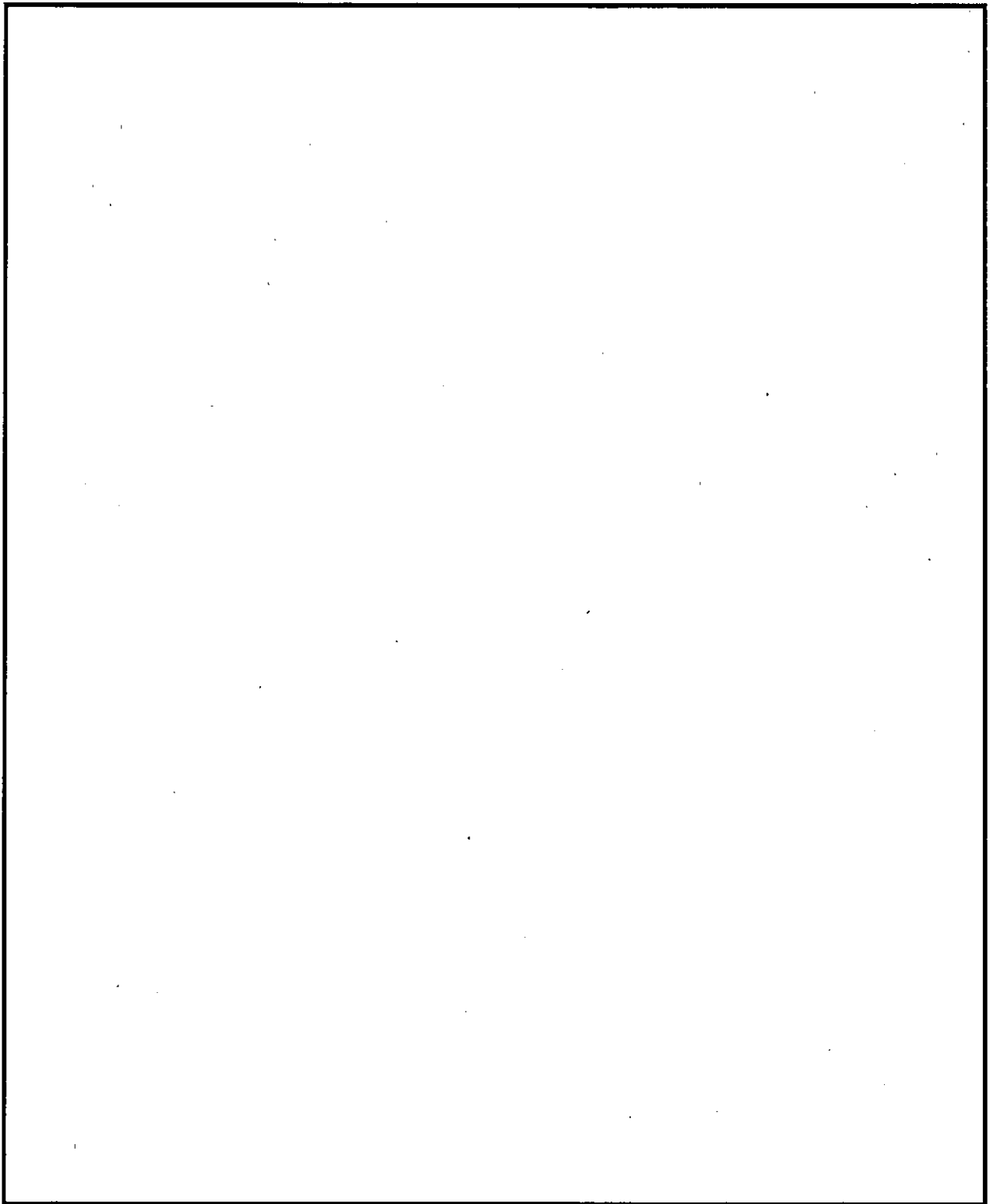


第 57-2-7 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面(常設重大事故等対処設備設置場所) (常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ)



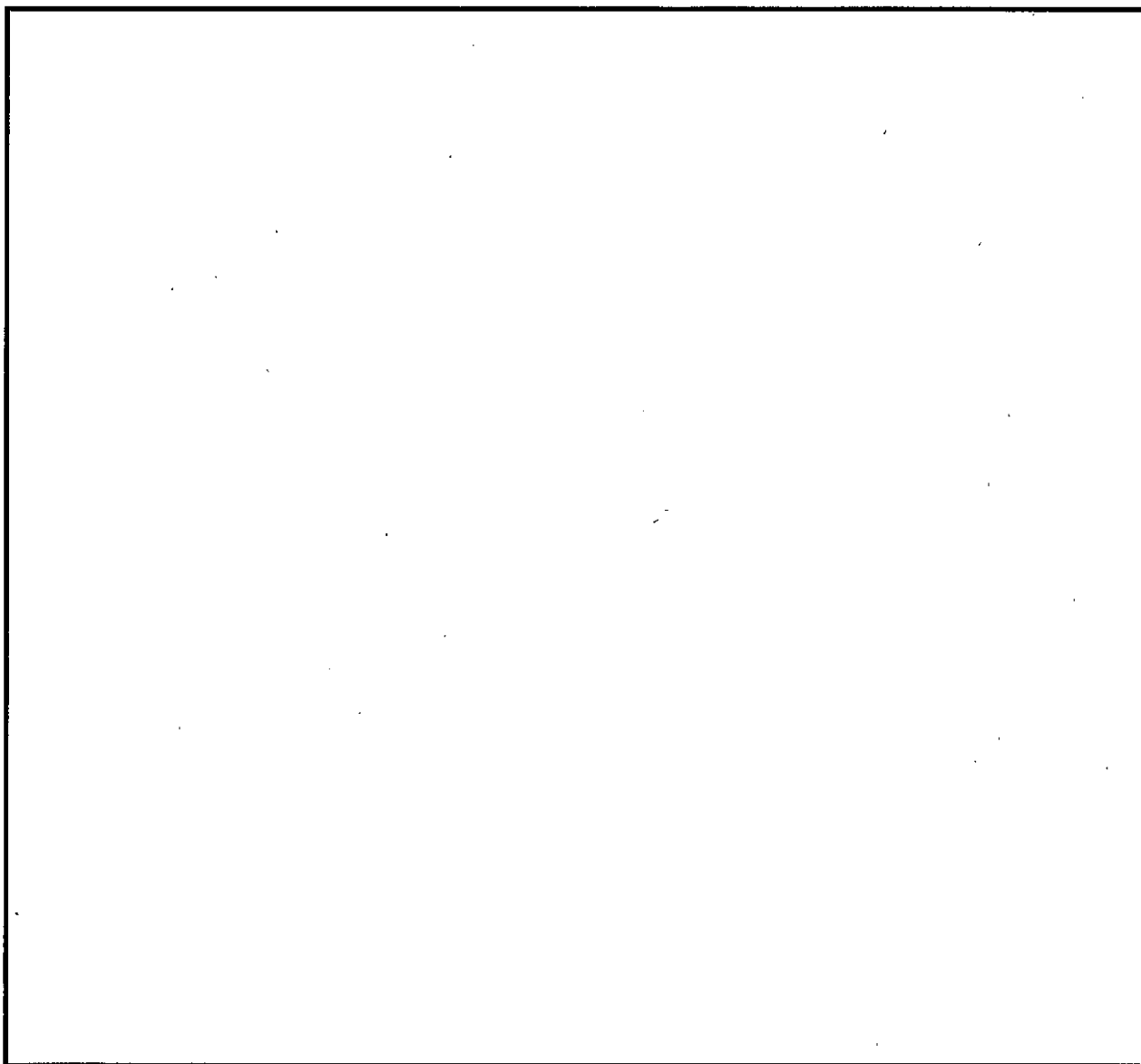
・写真については，一部イメージを含む。

第 57-2-8 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面(常設重大事故等対処設備設置場所) (125V A系蓄電池) (125V B系蓄電池) (中性子モニタ用蓄電池A系) (中性子モニタ用蓄電池B系)



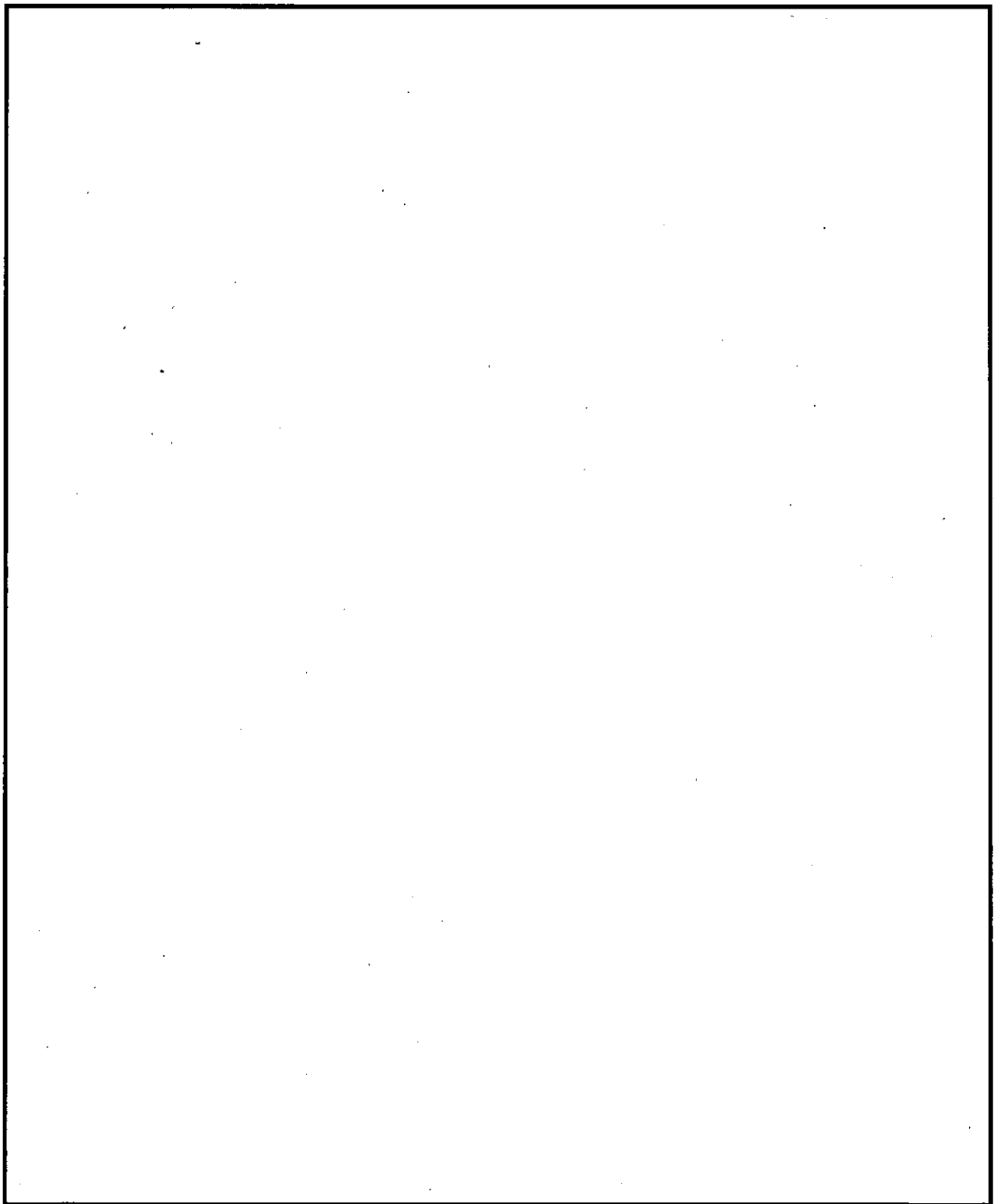
・写真については，一部イメージを含む。

第 57-2-9 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面(可搬型重大事故等対処設備保管場所・設置場所) (可搬型整流器)



- ・写真については，一部イメージを含む。

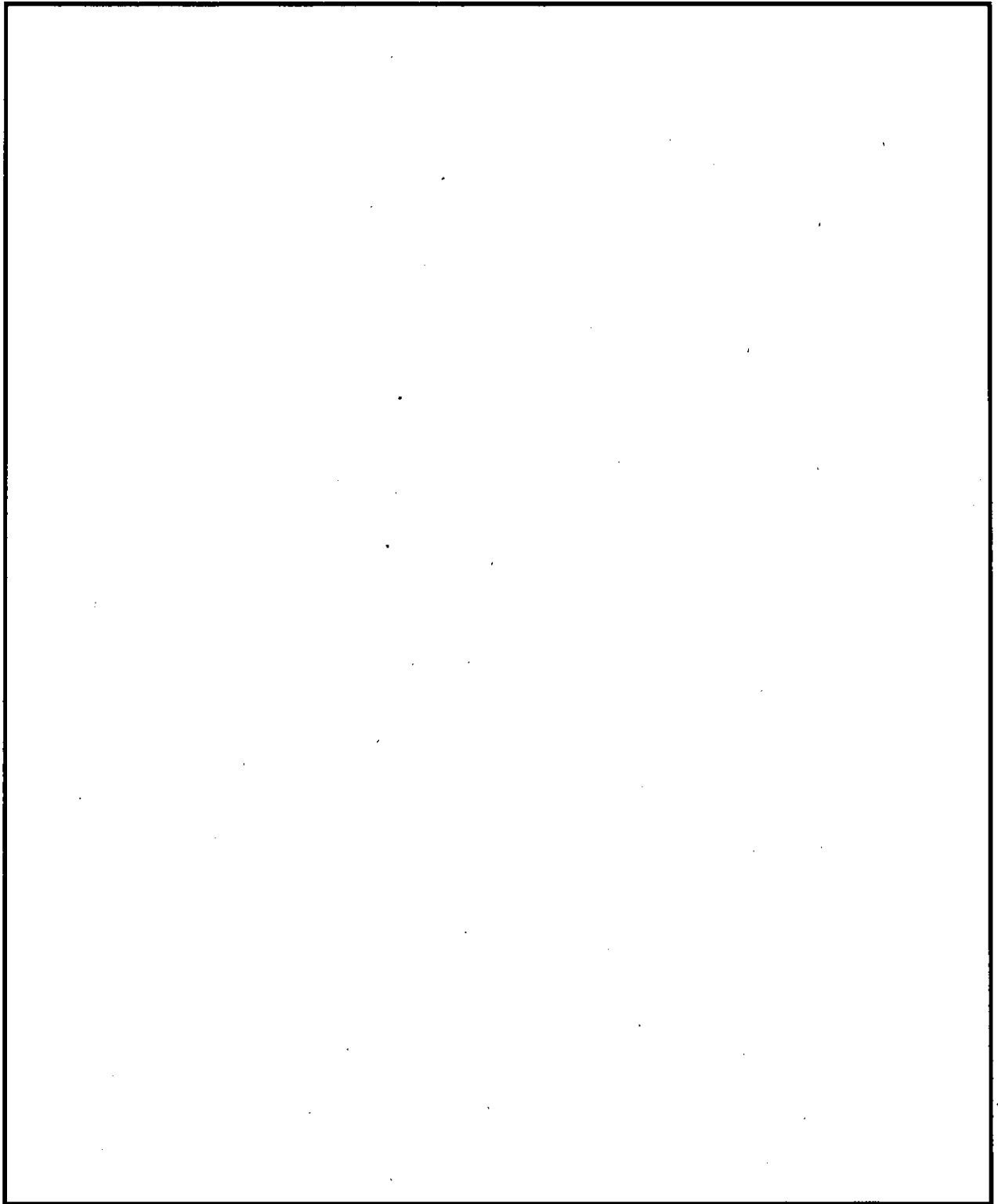
第 57-2-10 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（その他の電源装置）（緊急用直流 125V 蓄電池）



・写真については、一部イメージを含む。

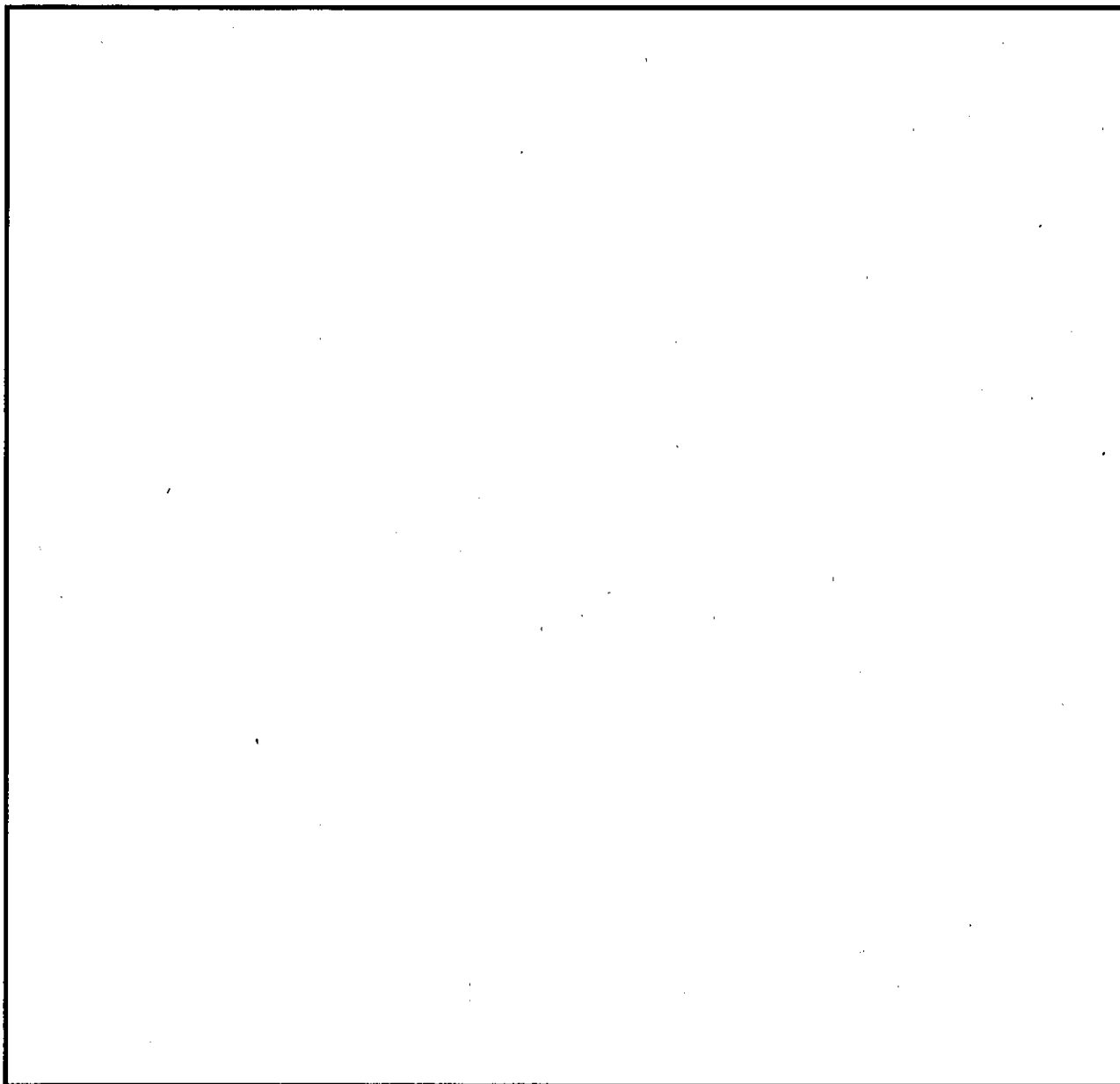
★コメント 写真中の水色の枠は、M/Cを指しているかな？

第 57-2-11 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（緊急用M/C）



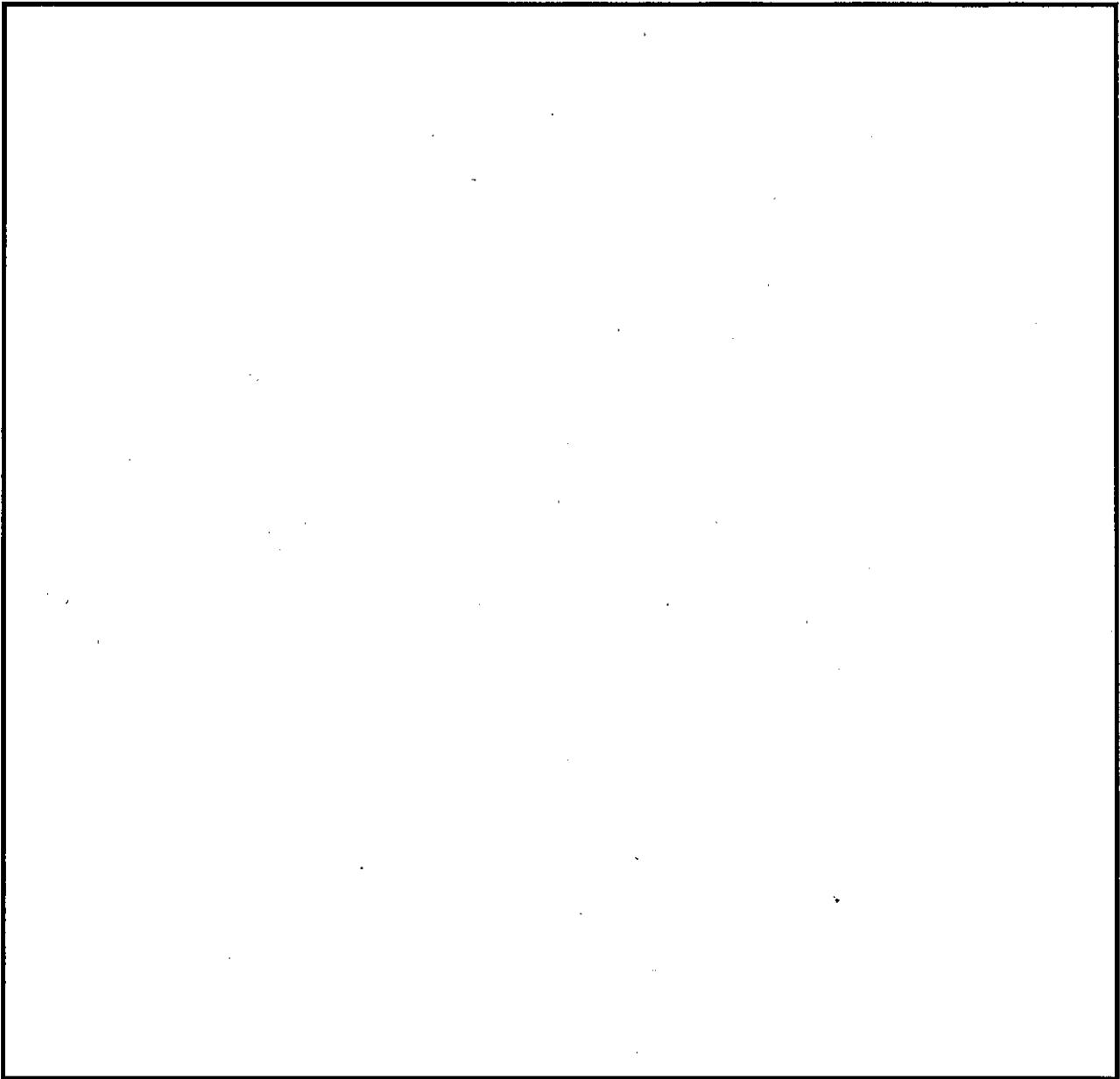
・写真については，一部イメージを含む。

第 57-2-12 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（緊急用 P / C）



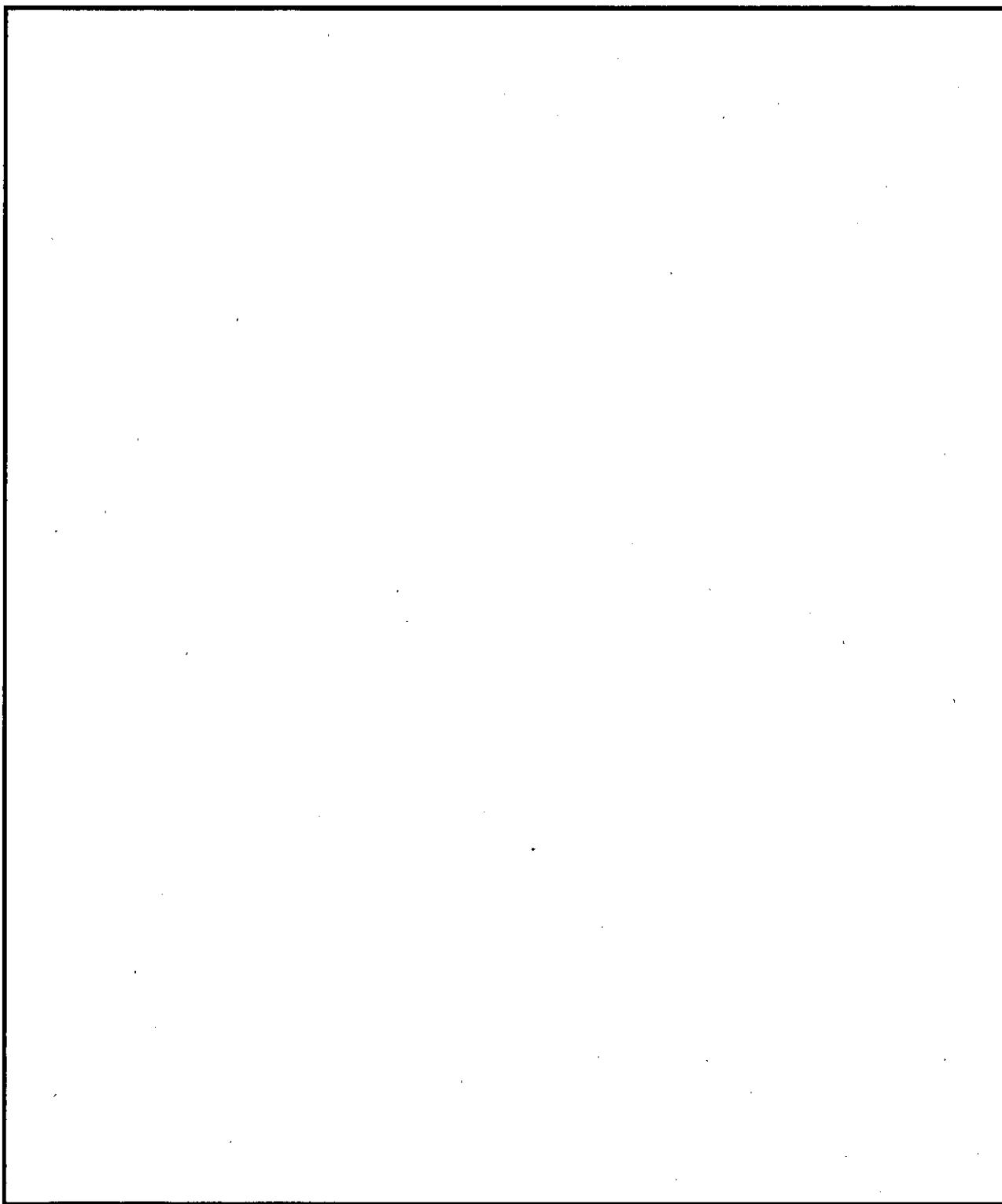
・写真については，一部イメージを含む。

第 57-2-13 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（D／G 2 C，2 D及びH P C S D／G）



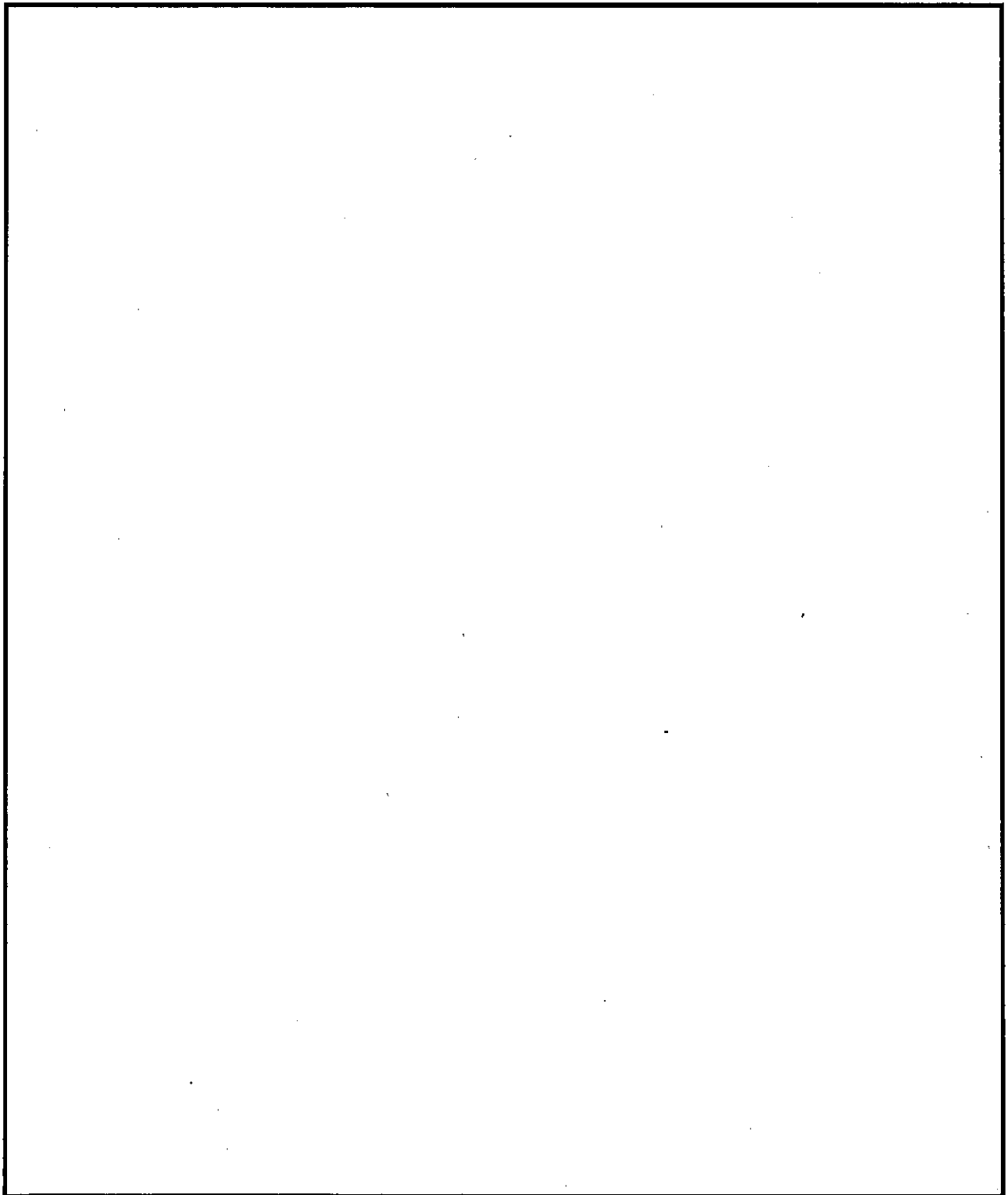
・写真については，一部イメージを含む。

第 57-2-14 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（デイトンク 2 C, 2 D 及び H P C S D / G デイトンク）



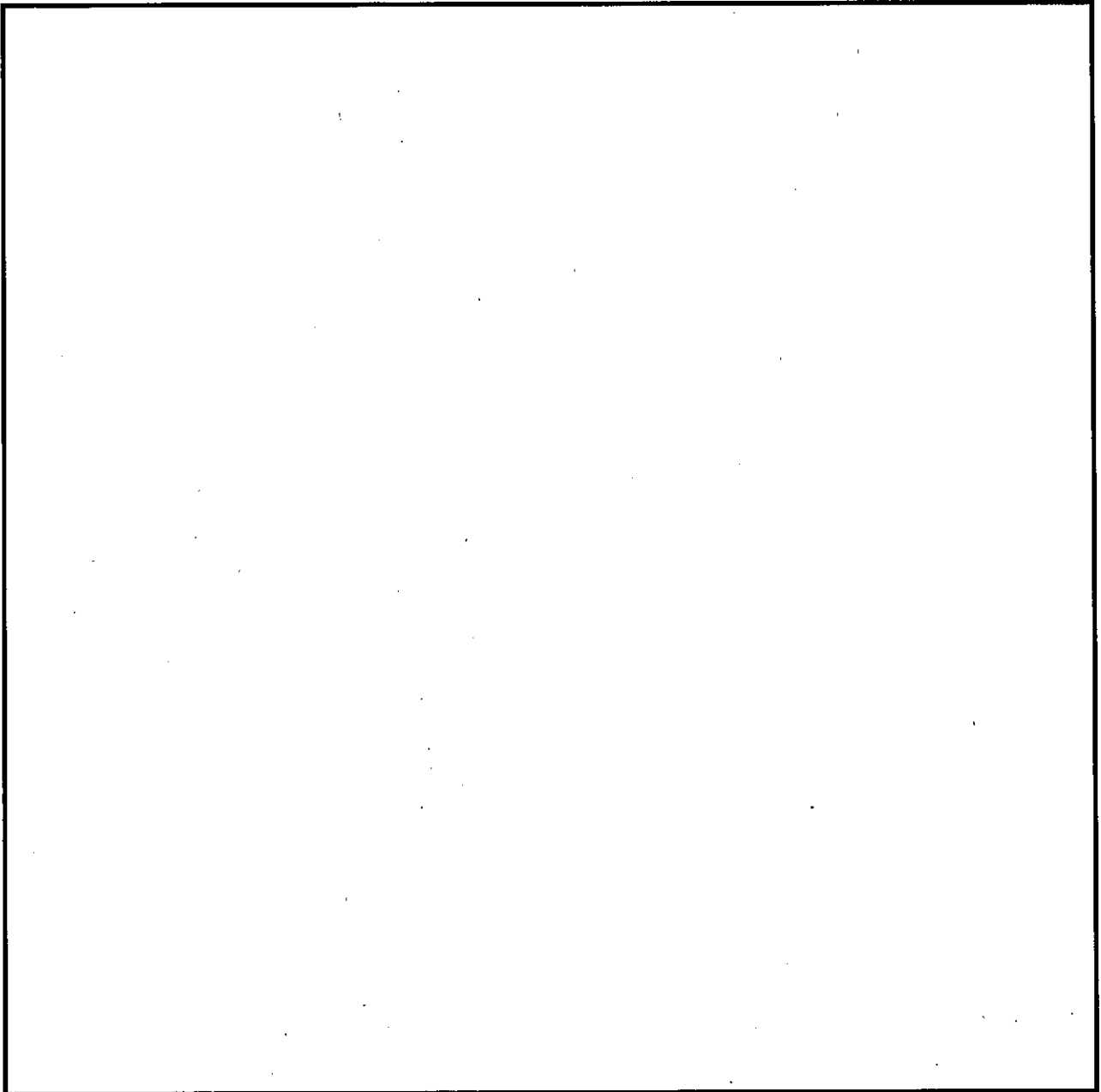
・写真については，一部イメージを含む。

第 57-2-15 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（D/G 2 C，2 D 及び H P C S 燃料移送ポンプ）



・写真については，一部イメージを含む。

第 57-2-16 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（D／G用海水ポンプ 2 C，2 D 及び H P C S 系 D／G用海水ポンプ）



・写真については，一部イメージを含む。

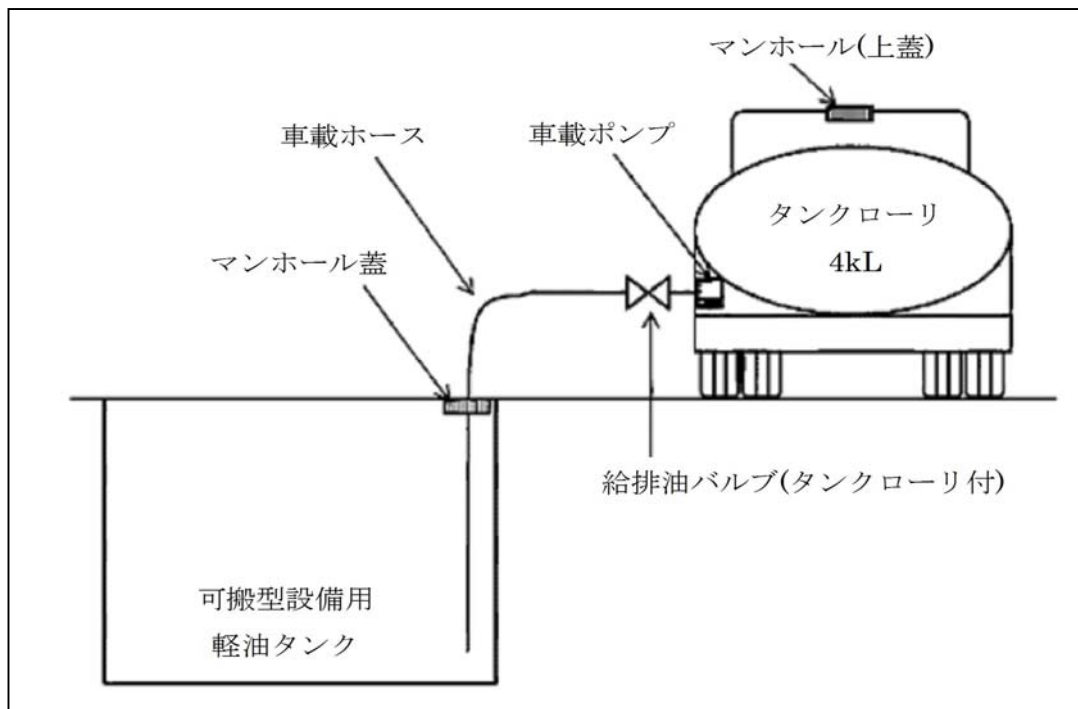
第 57-2-17 図 非常用電源設備に係る機器の配置を明示した図面（常設重大事故等対処設備設置場所）（その他の電源設備）（125V H P C S 系蓄電池）

57-3

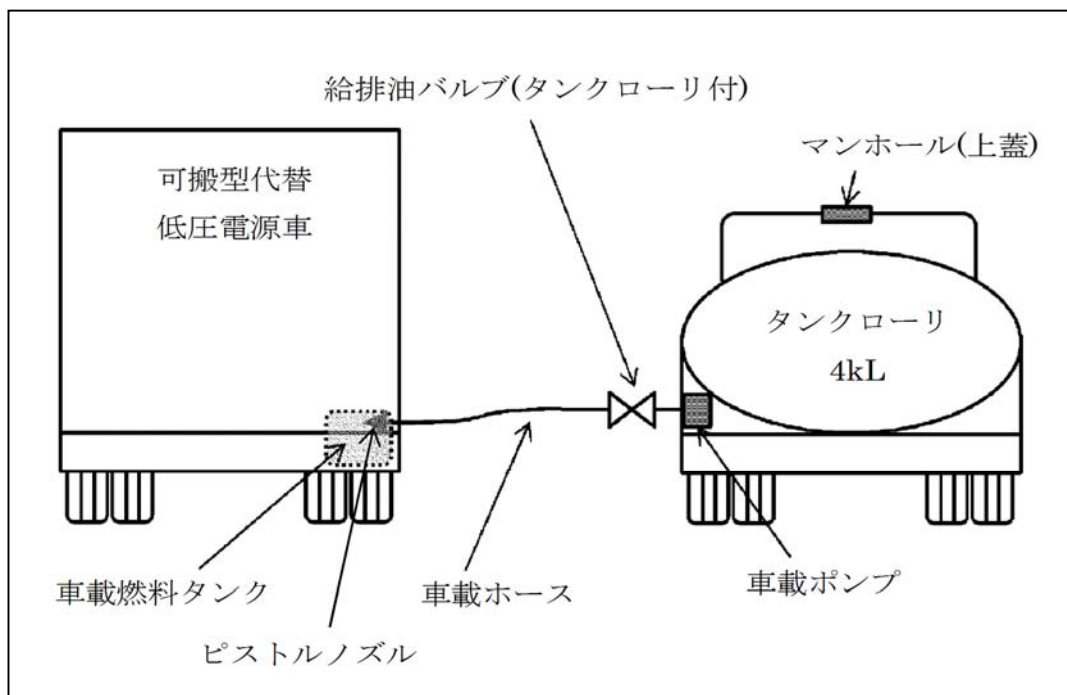
系統図

第 57-3-1 図 可搬型代替交流電源設備系統図

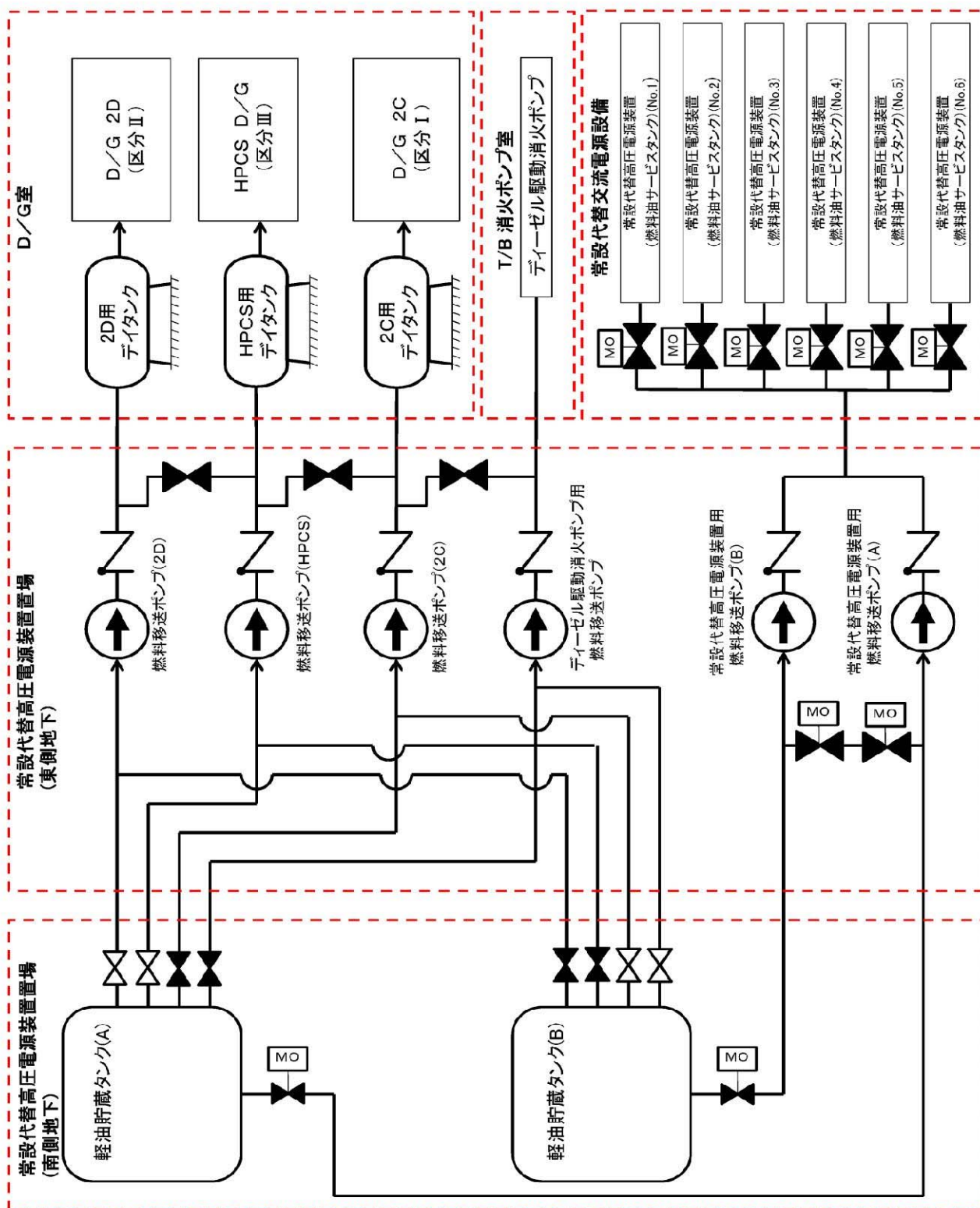
タンクローリへの補給



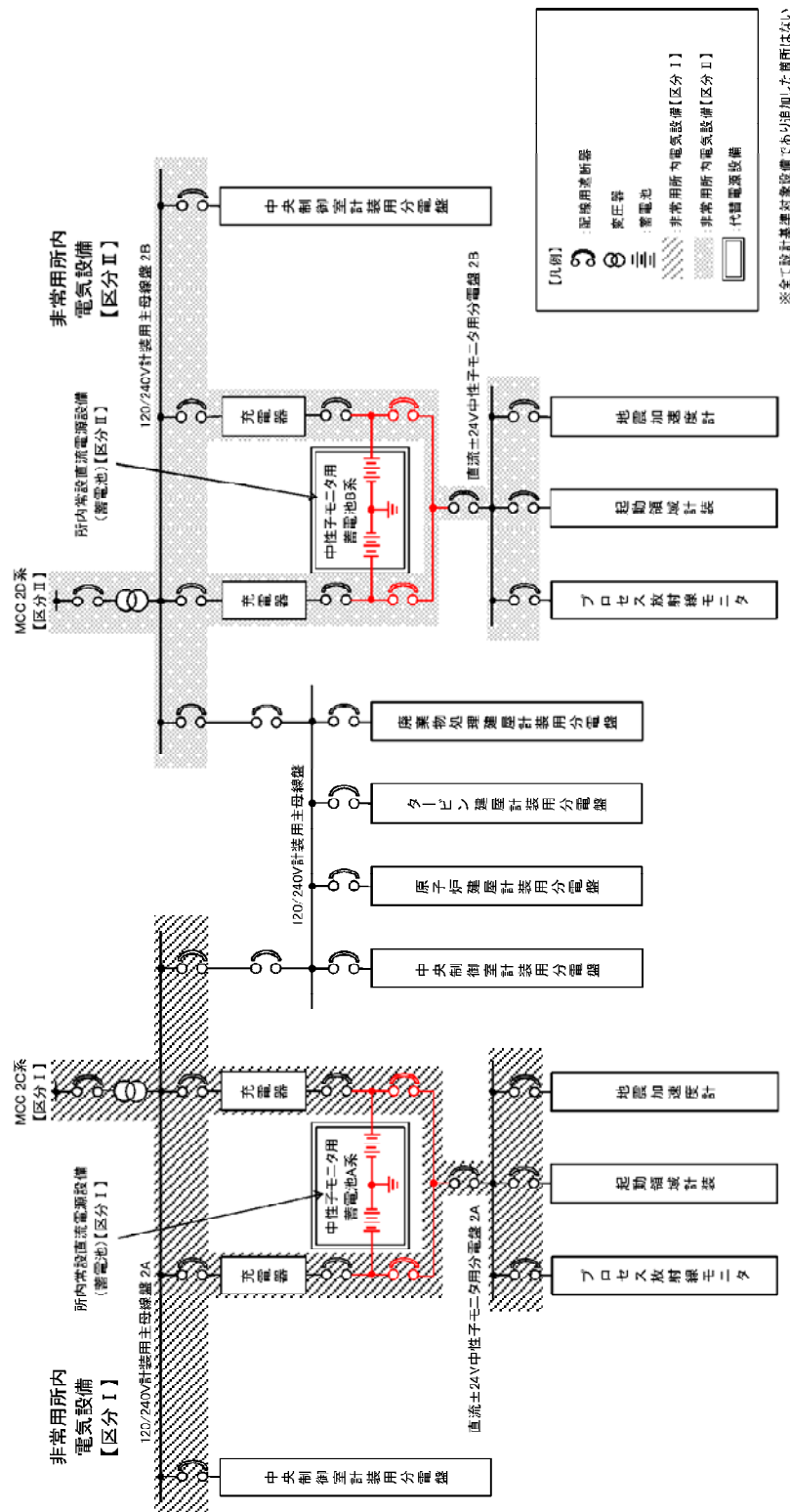
各設備への給油



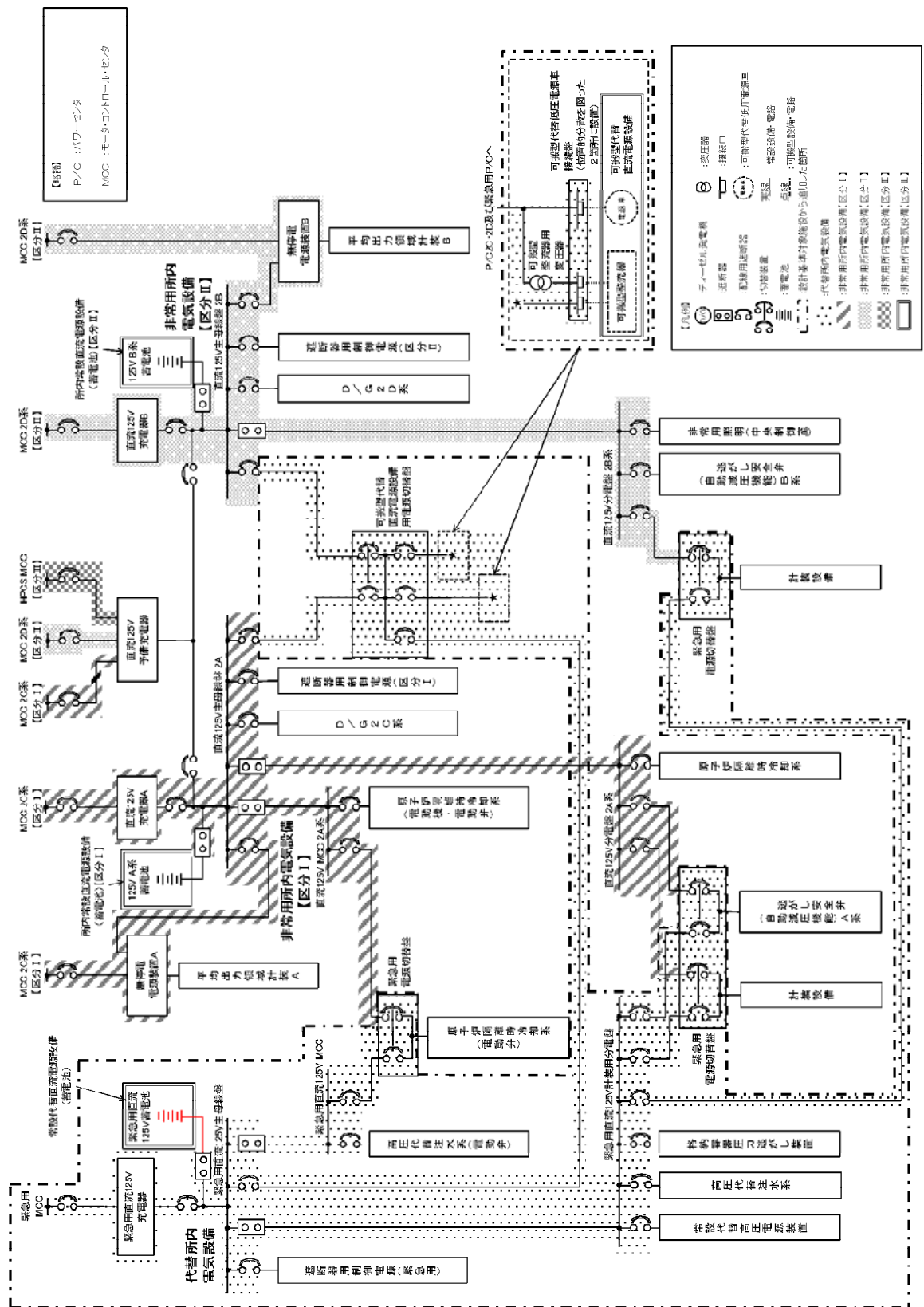
第 57-3-2 図 可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設燃料系統図



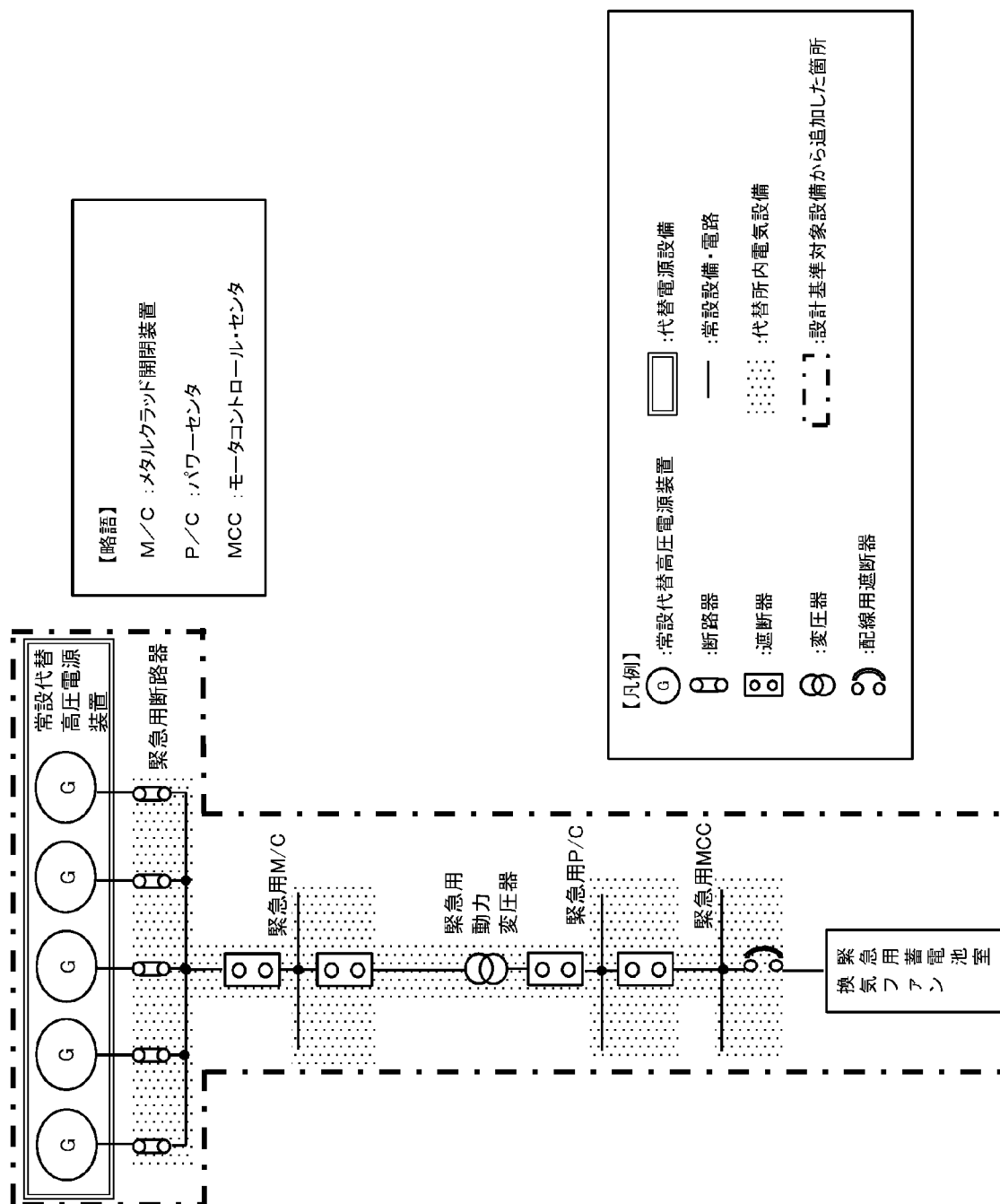
第 57-3-4 図 常設代替交流電源設備燃料系統図



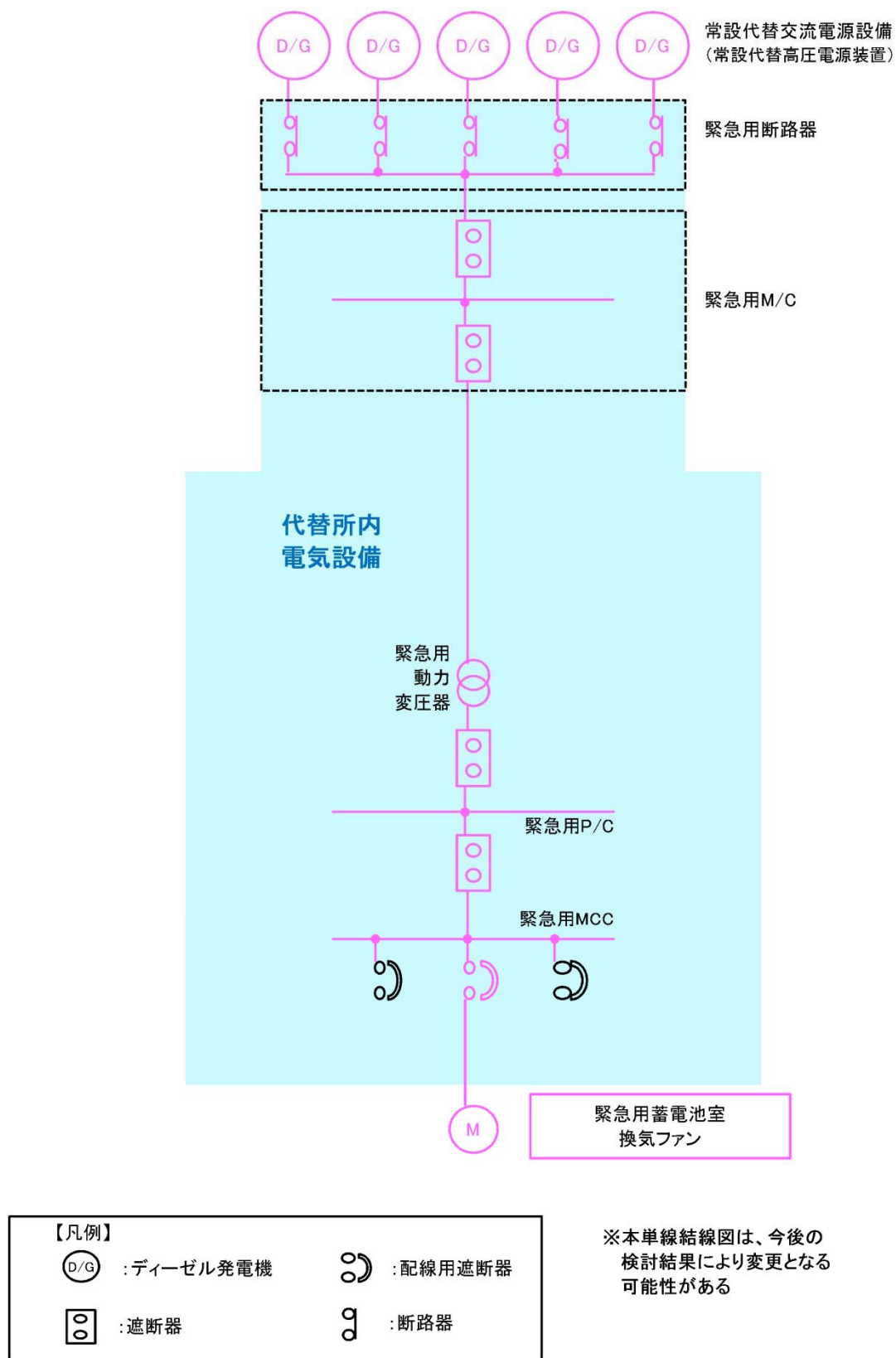
第 57-3-8 図 所内常設直流電源設備系統図
(全交流動力電源喪失直後～24 時間)



第 57-3-10 図 常設代替直流電源設備系統図(全交流電源喪失時～24 時間)



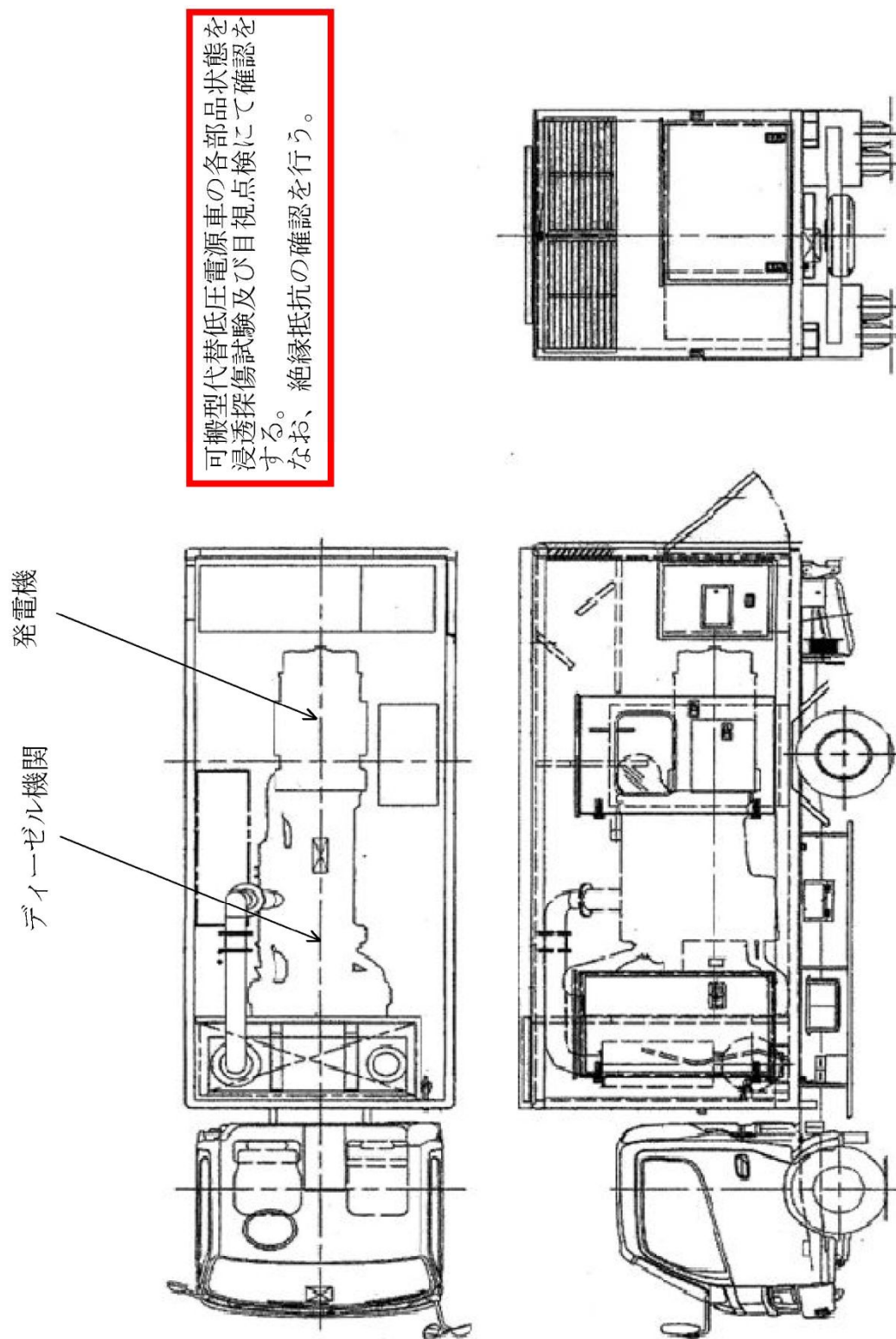
第 57-3-11 図 緊急用蓄電池室換気ファン系統図



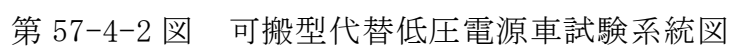
第 57-3-18 図 緊急用蓄電池室換気ファン系統図

57-4

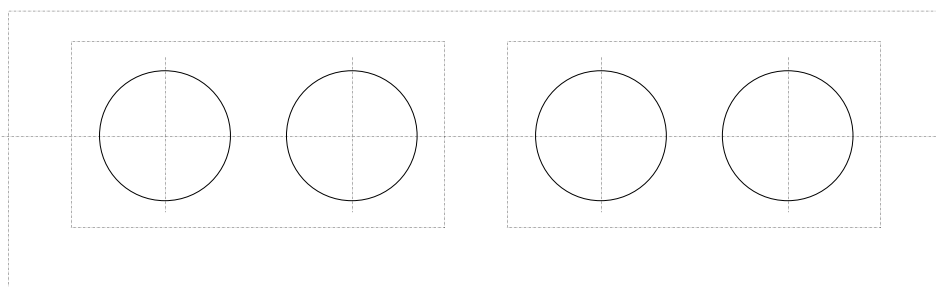
試験及び検査



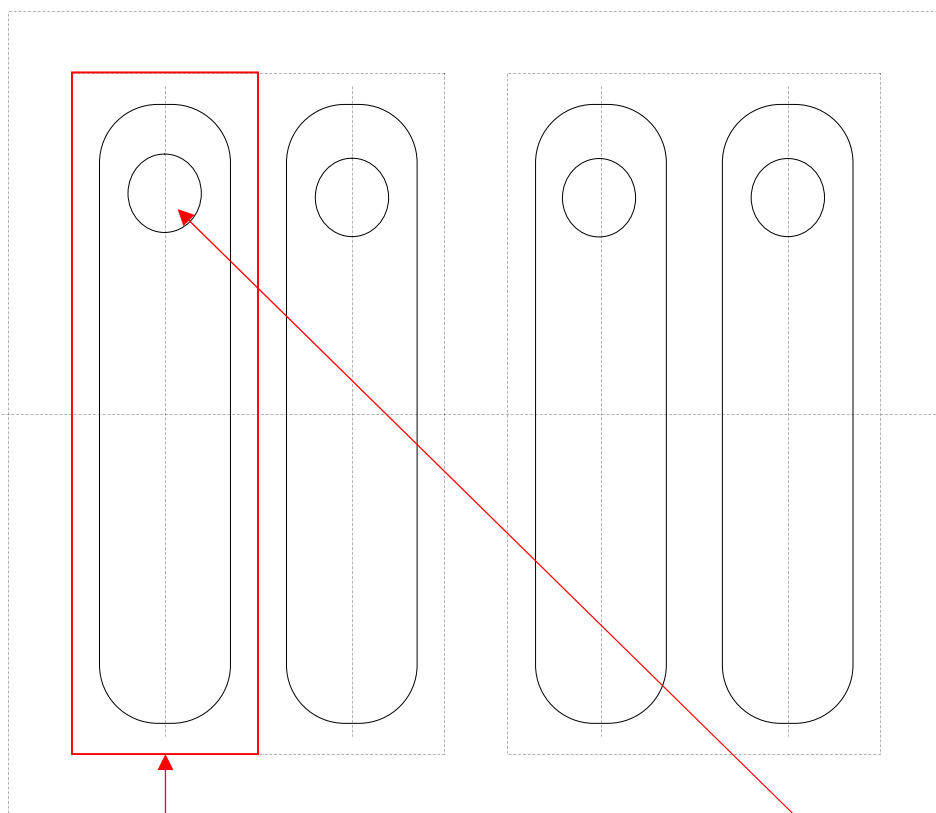
第 57-4-1 図 可搬型代替低圧電源車外形図



(断面図)



(平面図)

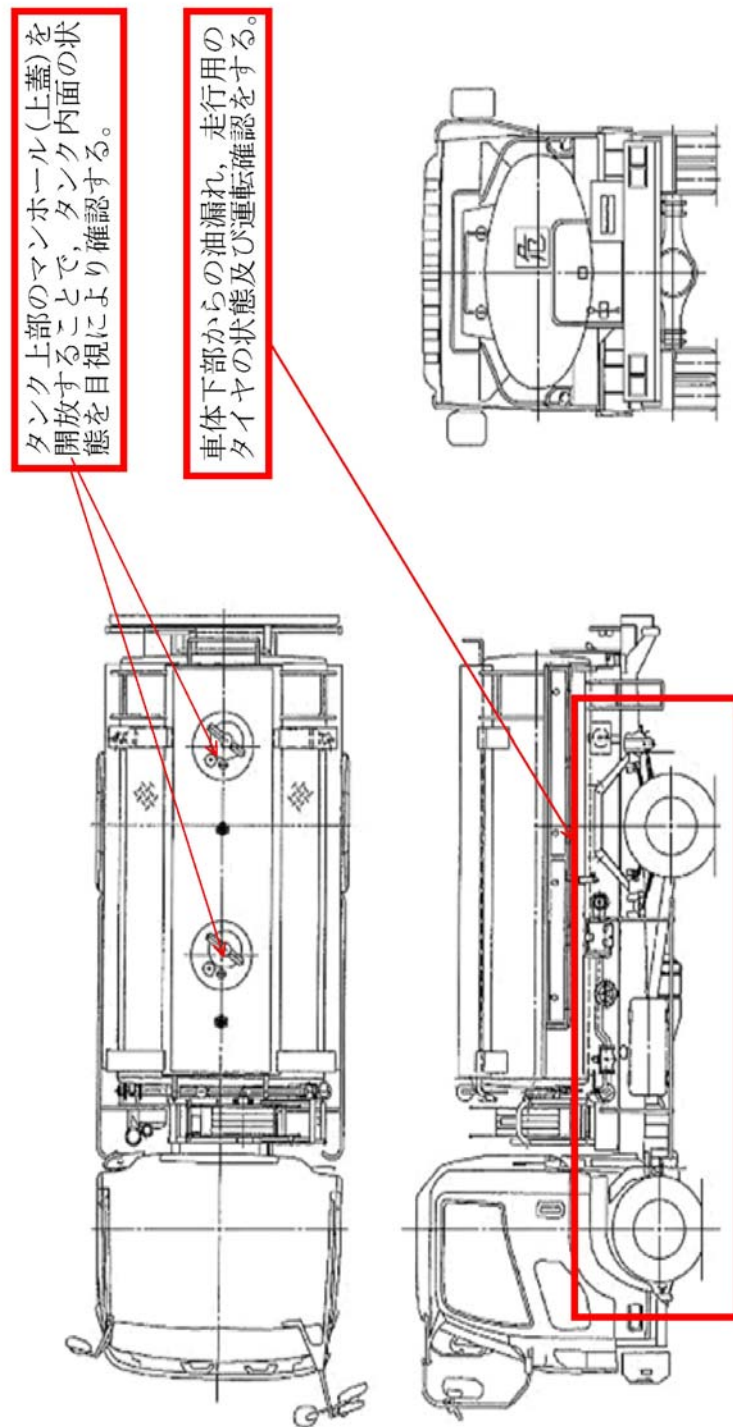


点検時に可搬型設備用軽油タンク内の軽油を抜き取り、目視により内部の傷、割れ等がないことを確認する。
なお、油面レベルの確認が可能な計器を設けて、油面レベルの確認を行う。

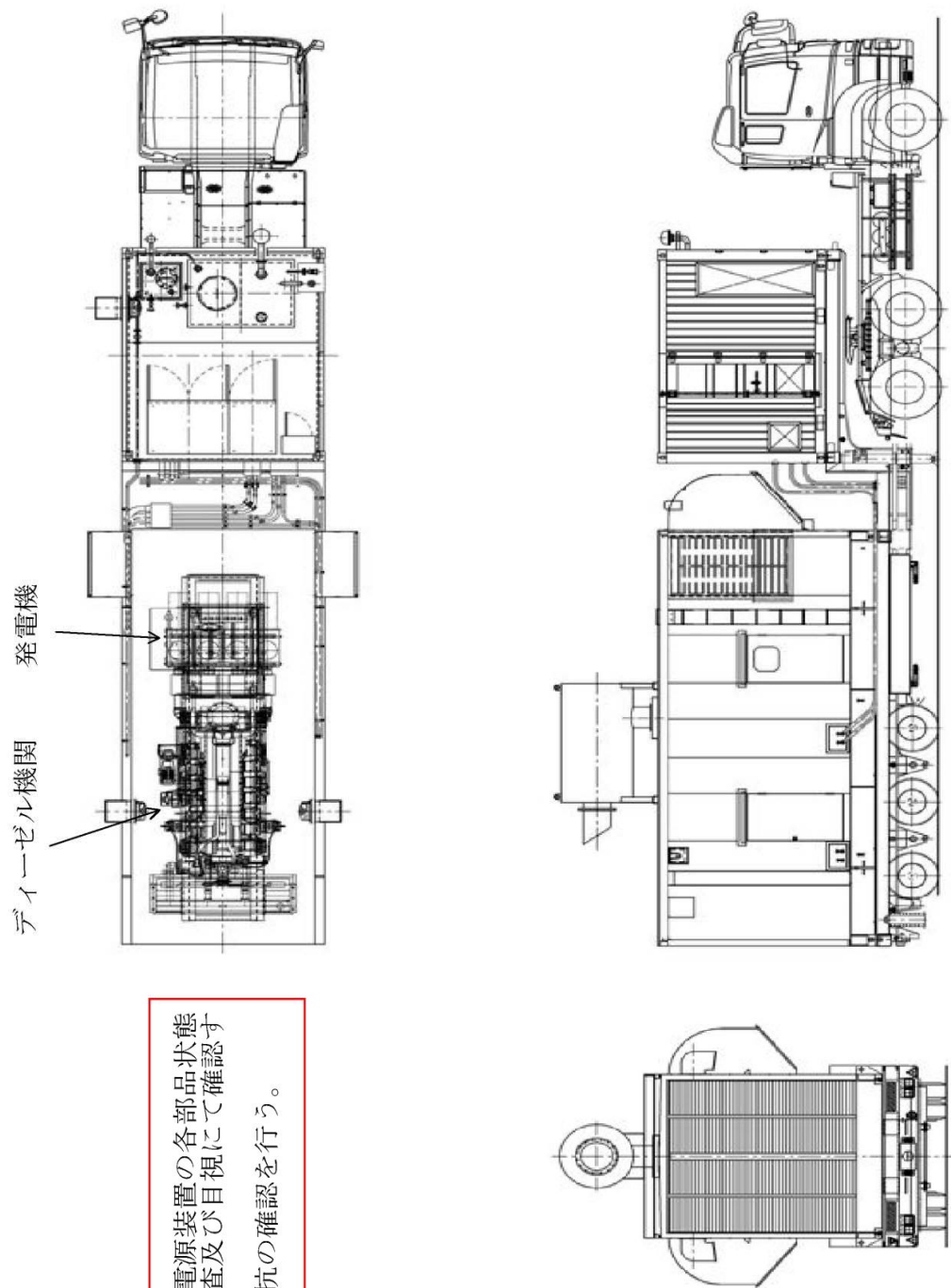
タンク上部のマンホール(上蓋)を開放することで、タンク内面の状態を目視により確認する。

※本図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある。

第 57-4-3 図 可搬型設備用軽油タンク外形図



第 57-4-5 図 タンクローリ外形図



常設代替高圧電源装置の各部品状態を浸透探傷検査及び目視にて確認する。なお、絶縁抵抗の確認を行う。

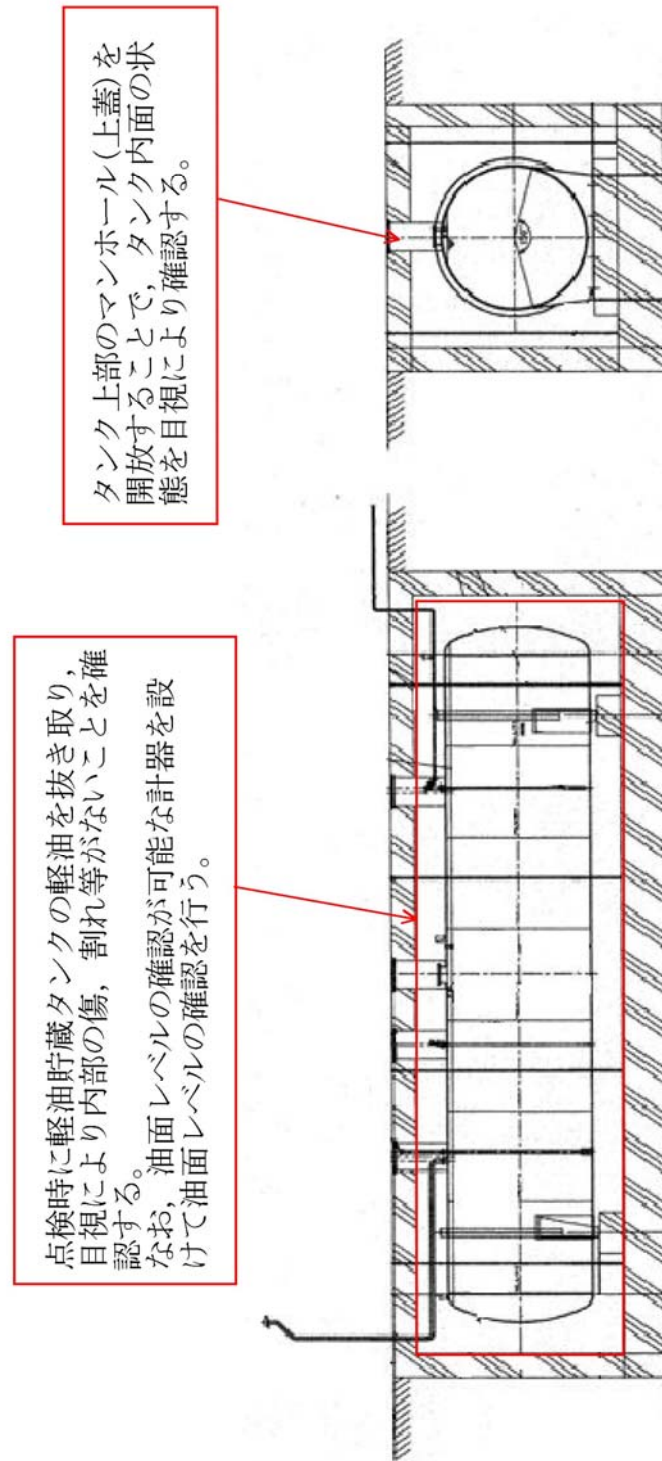
第 57-4-6 図 常設代替高圧電源装置外形図

東海第二発電所
点検計画
(第 2 5 保全サイクル)

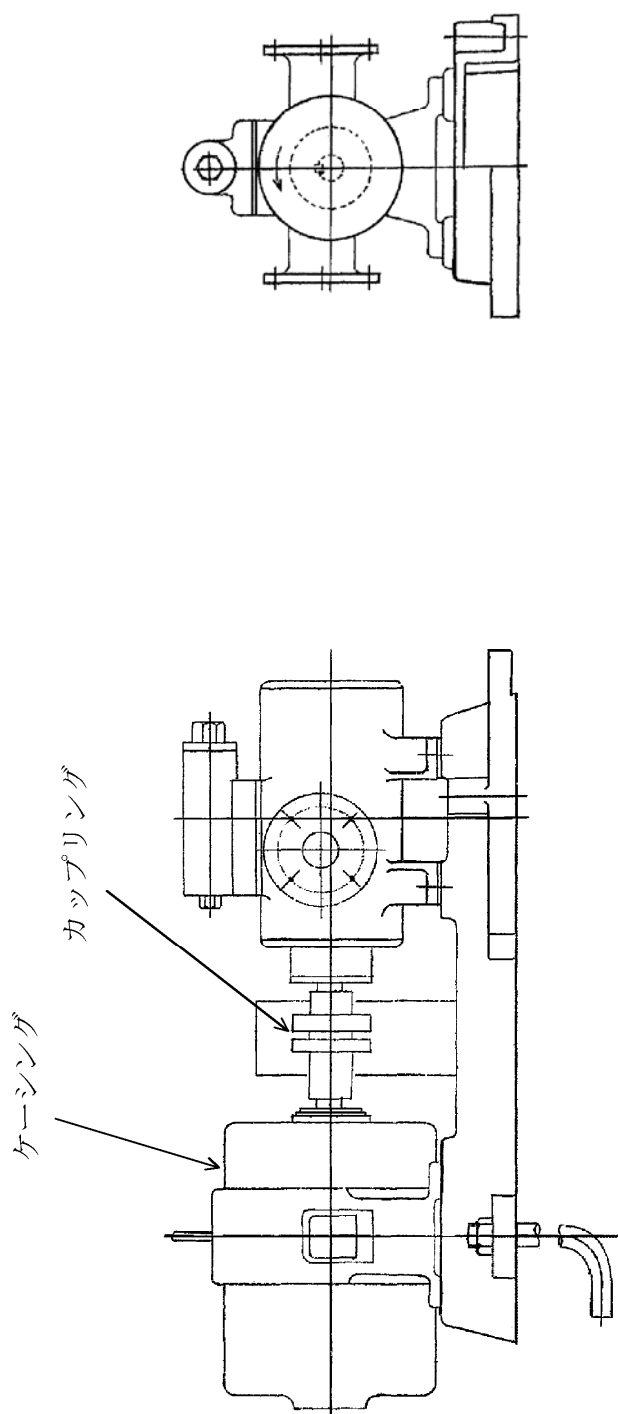
□：対象項目

東海第二発電所 点検計画

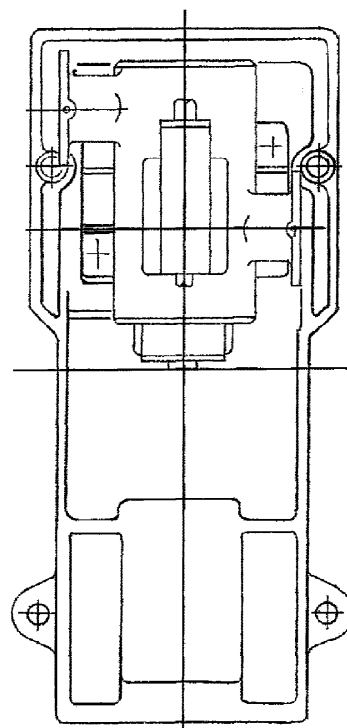
機器又は系統名	実施数(機器名)	点検及び試験 ・検査の項目	安全の 重要度	保安方式 又は頻度	検査名	備 考
高圧炉心スプレイスディーゼル発電機海水系	高圧炉心スプレイスディーゼル冷却系海水系ポンプ電動機	機能・性能試験	B	1C	非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイスディーゼル発電機、高圧炉心スプレイス系、低圧注水系統、残留酸除去系海水系、面汚濁源系機能検査(高圧炉心スプレイス系高圧定格点検時検査)	定検停止中
高圧炉心スプレイスディーゼル発電機海水系	高圧炉心スプレイスディーゼル発電機海水系の弁一式	分解点検	B	130M	—	定検停止中
高圧炉心スプレイスディーゼル発電機海水系	高圧炉心スプレイスディーゼル発電機海水系の弁一式	簡易点検	B	20～65M	—	定検停止中
高圧炉心スプレイスディーゼル発電機海水系	高圧炉心スプレイスディーゼル冷却系海水系出口逆止弁	分解点検	B	130M	—	定検停止中
高圧炉心スプレイスディーゼル発電機海水系	高圧炉心スプレイスディーゼル冷却系海水系ポンプ出口逆止弁	分解点検	B	26M	—	定検停止中
高圧炉心スプレイスディーゼル発電機海水系	圧力計測装置一式	特性試験	B	1C	—	定検停止中
高圧炉心スプレイスディーゼル発電機海水系	圧力計測装置	機能・性能試験	B	1C	非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイスディーゼル発電機、高圧炉心スプレイス系、低圧注水系統、残留酸除去系海水系、面汚濁源系機能検査(高圧炉心スプレイス系高圧定格点検時検査)	定検停止中
高圧炉心スプレイスディーゼル発電機海水系	高圧炉心スプレイスディーゼル発電機海水系電源	特性試験	B	3C	—	定検停止中
ディーゼル発電機燃料油系	軽油貯蔵タンク	開放点検	B	130M	—	定検停止中
ディーゼル発電機燃料油系	軽油貯蔵タンク	漏えい試験	B	1Y	—	プラント運転中
ディーゼル発電機燃料油系	燃料移送ポンプ入ロストレーナ(2C-DG)	開放点検	B	130M	—	定検停止中
ディーゼル発電機燃料油系	燃料移送ポンプ入ロストレーナ(2D-DG)	開放点検	B	130M	—	定検停止中
ディーゼル発電機燃料油系	燃料移送ポンプ入ロストレーナ(HPCS-DG)	開放点検	B	130M	—	定検停止中
ディーゼル発電機燃料油系	燃料移送ポンプA	分解点検	B	39M	—	定検停止中 (振動診断:2M(定期試験時))
ディーゼル発電機燃料油系	燃料移送ポンプA	簡易点検	B	1C	—	定検停止中
ディーゼル発電機燃料油系	燃料移送ポンプA	外観点検	B	10Y	耐震健全性検査(蒸気タービン設備)	定検停止中
ディーゼル発電機燃料油系	燃料移送ポンプA電動機	分解点検	B	78M	—	定検停止中 (振動診断:2M(定期試験時))
ディーゼル発電機燃料油系	燃料移送ポンプB	分解点検	B	39M	—	定検停止中 (振動診断:2M(定期試験時))
ディーゼル発電機燃料油系	燃料移送ポンプB	簡易点検	B	1C	—	定検停止中
ディーゼル発電機燃料油系	燃料移送ポンプB	外観点検	B	10Y	耐震健全性検査(蒸気タービン設備)	定検停止中
ディーゼル発電機燃料油系	燃料移送ポンプB電動機	分解点検	B	78M	—	定検停止中 (振動診断:2M(定期試験時))



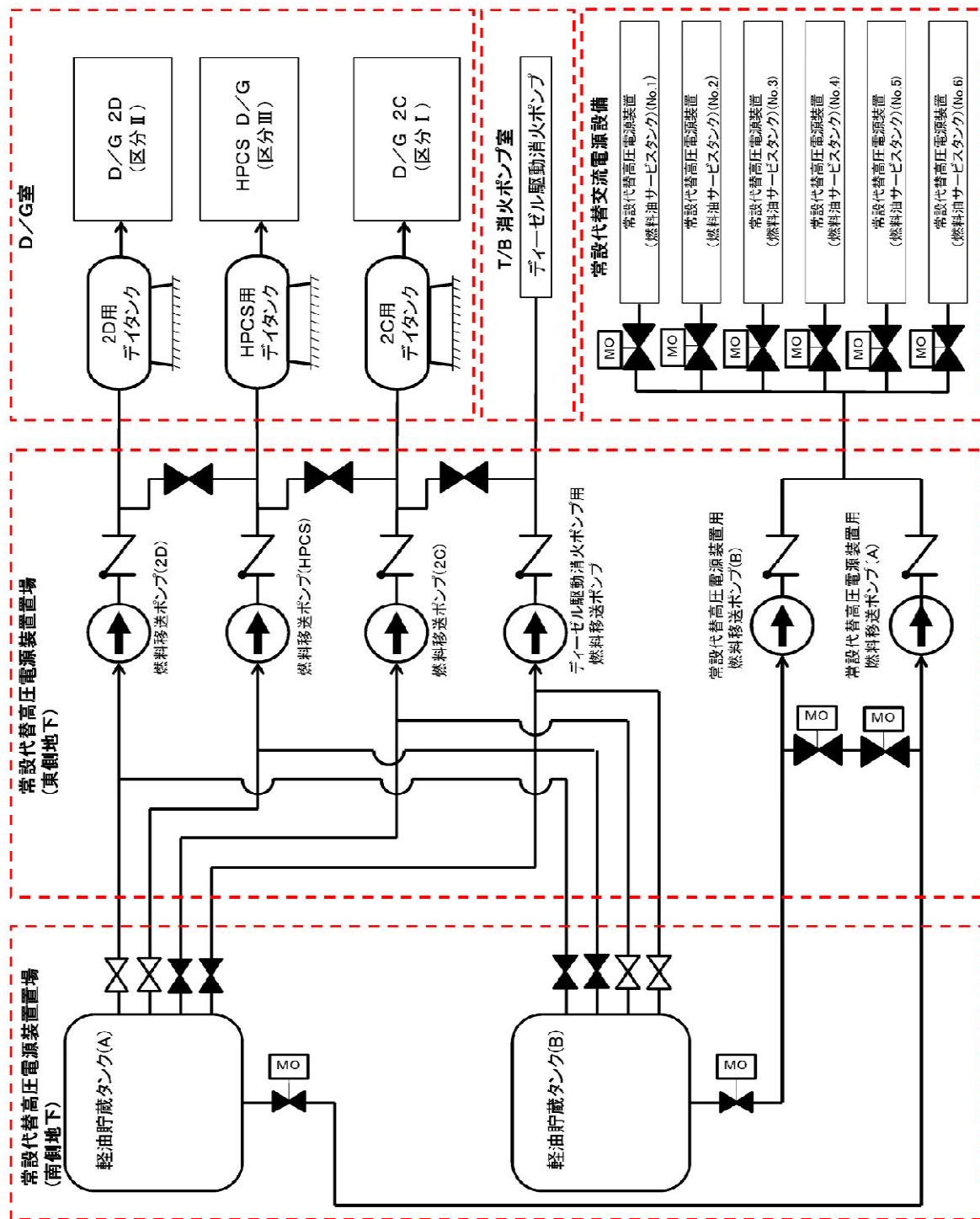
第 57-4-図 軽油貯蔵タンク外形図



ポンプケーシング等の部品状態を
浸透探傷検査及び目視により確認
すること。
なお、吐出圧力、振動、異音、異
臭及び漏洩の確認をする。

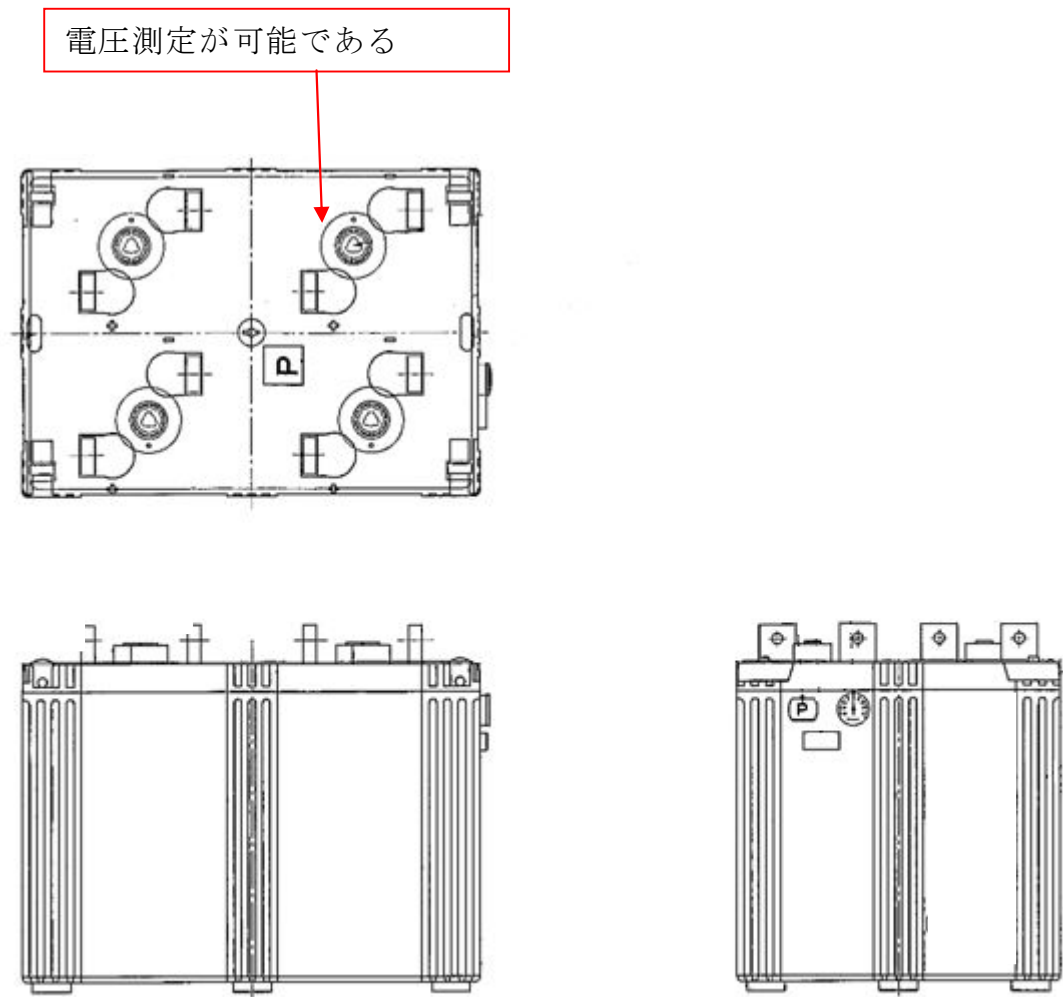


第 57-4-10 図 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ外形図

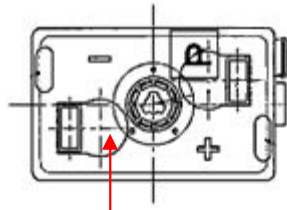


※ 常設代替高压電源装置用燃料移送ポンプの試験は、常設代替高压電源装置の定期試験に合わせ実施する。

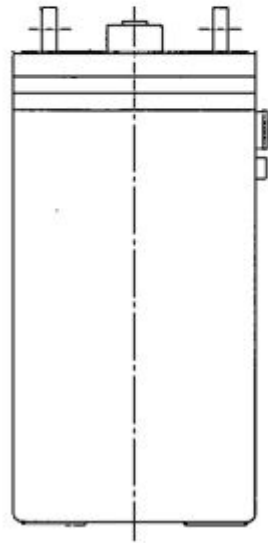
第 57-4-11 図 常設代替高压電源装置用燃料移送ポンプ系試験系統図



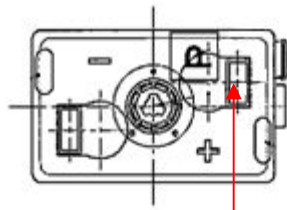
第 57-4-12 図 125V A系及びB系蓄電池外形図



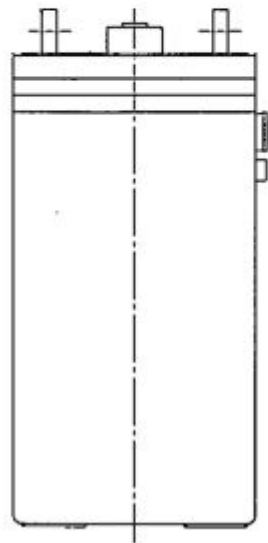
電圧測定が可能である



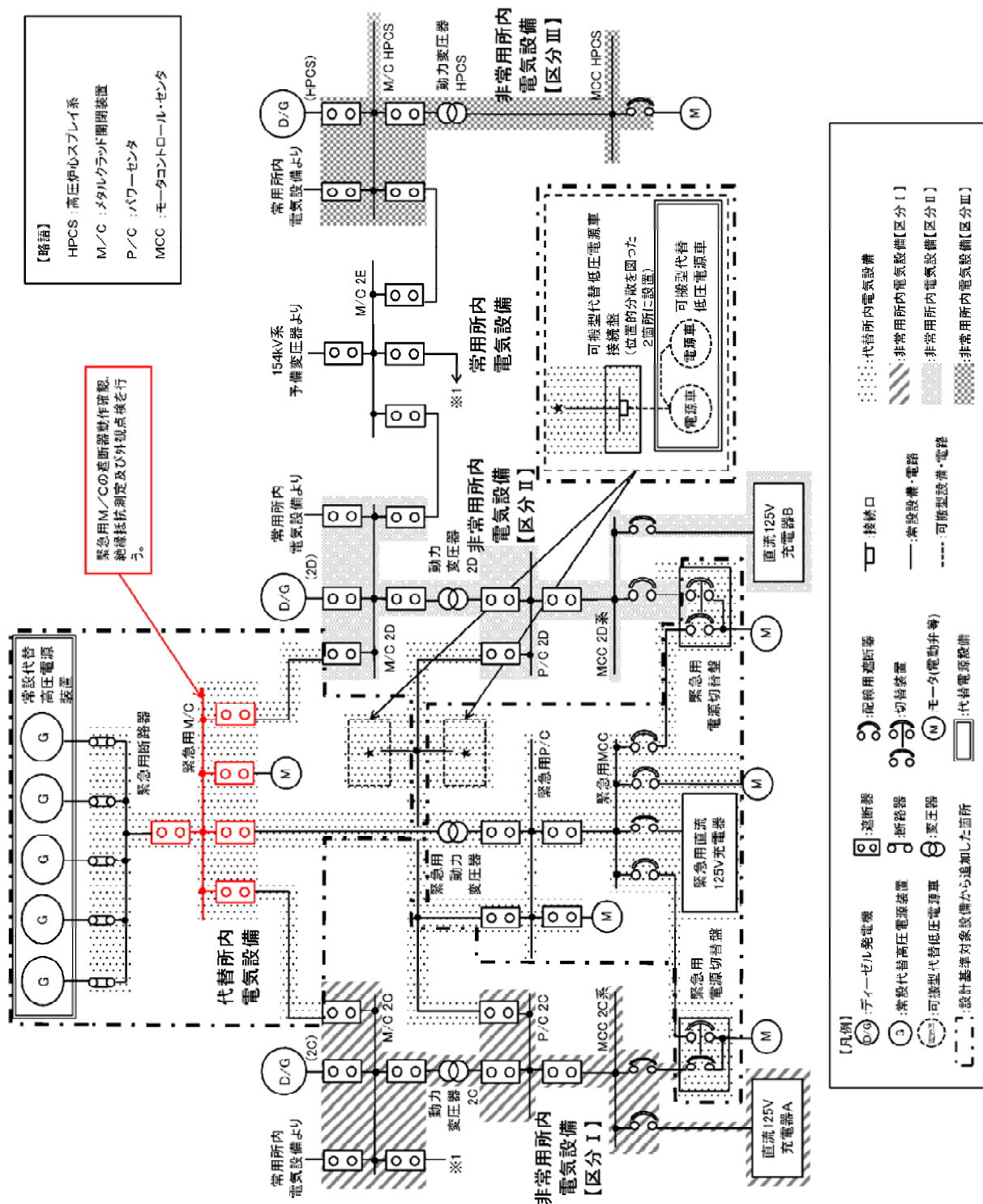
第 57-4-13 図 中性子モニタ用蓄電池 A 系及び B 系外形図



電圧測定が可能である



第 57-4-17 図 緊急用直流 125V 蓄電池構造図



第 57-4-20 図 緊急用M/C試験系統図

57-5

容量設定根拠

名称		可搬型代替低圧電源車
台数	台	4 (予備 1)
容量	kVA/台	500

【設定根拠】

設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合，重大事故等に対処するために必要な電力を供給するために可搬型代替低圧電源車を配備する。

1. 容量

可搬型代替低圧電源車の容量は，以下の a)，b) について必要な負荷を基に設定する。

a) 設計基準事故対処設備の電源が喪失したことによって発生する重大事故等を想定した場合に必要な負荷

b) 事象発生後 24 時間の間に必要となる直流電源容量

設計基準事故対処設備の電源が喪失したことによって発生する重大事故等を想定した場合に必要な負荷は以下のとおり，最大負荷 569.1kW 及び連続最大負荷 472.2kW である。したがって可搬型代替低圧電源車 2 台分を必要容量（800kW=500KVA×力率 0.8×2 台）とする。

起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	緊急用母線自動起動負荷	
	・ 緊急用直流125V充電器盤	24.0
	・ その他負荷	34.1
②	非常用母線 2 C 自動起動負荷	
	・ 直流125V充電器盤 2 A	47.1
	・ 非常用照明	17.8
	・ 120V AC 計装用電源 2 A	28.6
	・ その他負荷	119.5
③	非常用母線 2 D 自動起動負荷	
	・ 直流125V充電器盤 2 B	35.9
	・ 非常用照明	17.8
	・ その他負荷	54.3
④	中央制御室空調ファン (() 内は起動時)	45.1 (182.5)
	中央制御室非常用循環ファン	7.5
⑤	蓄電池室排気ファン	7.5
	その他負荷	11.0
⑥	代替燃料プール冷却系ポンプ	22.0
合計 連続最大負荷 (最大負荷)		472.2 (569.1)

※ 容量については，今後の詳細設計の結果を反映する。

事象発生後 24 時間の間に必要となる直流電源容量は，a) の直流 125V 充電器 A 及び直流 125V 充電器 B の容量に包含される。

名称		軽油貯蔵タンク
台数	基	2
容量	kL／基	400

【設定根拠】

軽油貯蔵タンクは、設計基準事故時はD／G（HPCS D／Gを含む）へ燃料給油し、重大事故等対処時には常設代替高圧電源装置等に燃料を給油する。

1. 容量

設置許可基準規則第三章（重大事故等対処設備）において配備を要求される設備のうち、燃料給油を必要とする設備は以下のとおり。

条文	重大事故等対処設備
57条	常設代替高圧電源装置 D／G（HPCS D／Gを含む）（設計基準拡張）

軽油貯蔵タンクの容量は、重大事故等対策の有効性評価上、重大事故等対処設備の燃料消費が最大となる事故シナリオ（高圧・低圧注水機能喪失、崩壊熱除去機能喪失、格納容器バイパス、想定事故1・2）において、その機能を発揮することを要求される重大事故等対処設備が7日間（168時間）運転にて消費する燃料消費量を基に設定する。

上記条件において、使用する機器に対して、保守的に定格出力にて7日間連続運転した場合の燃料消費量を算定すると、以下のとおり、755.5kLとなる。

使用機器	①台数 (台)	②燃料消費率 (L/h)	①×②燃料消費量 (kL/168時間)
常設代替高圧電源装置※ ¹	2		
D／G設備※ ²	2		
HPCS D／G設備※ ²	1		
計			755.5

※¹：常設代替高圧電源装置に設置されている燃料油サービスタンクの容量は保守的に考慮せず評価

※²：D／G設備及びHPCS D／G設備デイトンクの容量は保守的に考慮せず評価

名称		可搬型設備用軽油タンク
台数	基	7 (予備 1)
容量	kL/基	30

【設定根拠】

可搬型設備用軽油タンクは、重大事故等対処時に、可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型窒素供給装置、重機、消防設備等への燃料給油を円滑に行うために設置する。

1. 容量

可搬型設備用軽油タンクの容量は、重大事故等対策の有効性評価上、重大事故等対処設備の燃料消費が最大となる事故シナリオ（高圧・低圧注水機能喪失、崩壊熱除去機能喪失、格納容器バイパス、想定事故 1・2）において、その機能を発揮することを要求される重大事故等対処設備が 7 日間（168 時間）運転にて消費する燃料消費量を基に設定する。

上記条件において、使用する機器に対して、保守的に定格出力にて 7 日間連続運転した場合の燃料消費量を算定すると、以下のとおり 200.0kL となる。

使用機器	①台数 (台)	②燃料消費率 (kL/h)	①×②燃料消費量 (kL/168 時間)
可搬型代替低圧電源車	2		
可搬型代替注水 大型ポンプ（注水用）	2		
可搬型代替注水 大型ポンプ（放水用）	1		
その他	—		
計			200.0

必要容量は 200.0kL であることから、可搬型設備用軽油タンク容量は十分な余裕を見込んで 210.0kL とする。

名称		タンクローリ
台数	台	2 (予備 3)
容量	kL/台	4.0

【設定根拠】

タンクローリは、重大事故等対処時に、可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプに燃料を給油する。なお、可搬型設備用軽油タンクの容量根拠と同様に、重大事故等対策の有効性評価上、重大事故等対処設備の燃料消費が最大となる事故シナリオ（高圧・低圧注水機能喪失、崩壊熱除去機能喪失、格納容器バイパス、想定事故 1・2）において、その機能を発揮することを要求される重大事故等対処設備に対して燃料給油を行うことを想定する。

1. 容量

タンクローリの容量は、以下のとおり、2 時間に 1 回可搬型代替低圧電源車へ、また、3 時間に 1 回可搬型代替注水大型ポンプへの燃料給油が必要となる。

[タンクローリ]

○可搬型代替低圧電源車への給油頻度： n_{G1}

$$n_{G1} = V_{G1} \div c_{G1} = 250L \div 110L/h = 2.3h \rightarrow \text{保守的に 2 時間に 1 回給油で評価}$$

V_{G1} ：可搬型代替低圧電源車の燃料タンク容量(L)=250L

c_{G1} ：燃料消費率(L/h)=110L/h

○可搬型代替注水大型ポンプへの給油頻度： n_{P1}

$$n_{P1} = V_{P1} \div c_{P1} = 760L \div 218L/h = 3.5h \rightarrow \text{保守的に 3 時間に 1 回給油で評価}$$

V_{P1} ：可搬型代替低圧電源車の燃料タンク容量(L)=760L

c_{P1} ：燃料消費率(L/h)=218L/h

タンクローリを用いて、可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプへの給油するためには、上記の通りの給油が必要となる。可搬型代替低圧電源車、可搬型代替注水大型ポンプの燃料給油のシーケンスは以下のとおりであり、可搬型代替低圧電源車の給油作業として 83 分～90 分となることから、2 時間に 1 回の給油は可能である。また、可搬型代替注水大型ポンプの給油作業としては 173 分となることから、3 時間に 1 回の給油は可能である。

なお、シーケンスにおいて使用する軽油量からもタンクローリの容量は、必要量を満足している。

以上により、タンクローリの容量を 4.0kL とする。なお、タンクローリの必要台数については、1 台で十分であるが余裕を見た設計として必要台数を 2 台とする。

＜タンクローリーの給油及び各機器への補給 シーケンス＞

※各時間については表 1, 2 参照

- ① 可搬型設備用軽油タンクから可搬型代替低圧電源車まで(距離 0.86km)の移動：6 分（発電所構内においてタンクローリーは時速 10km/h にて移動
以下同じ=0.86km÷10km/h×60 分）
- ② 可搬型代替低圧電源車への給油準備：5 分
- ③ 可搬型代替低圧電源車（1 台目）への給油：3 分
- ④ 可搬型代替低圧電源車（2 台目）への給油準備：5 分
- ⑤ 可搬型代替低圧電源車（2 台目）への給油：3 分
- ⑥ 可搬型代替低圧電源車への給油片付け：5 分
- ⑦ 可搬型代替注水大型ポンプへ(距離 0.88km)の移動：6 分
(=0.88km÷10km/h×60 分)
- ⑧ 可搬型代替注水大型ポンプ（1 台目）への補給準備：5 分
- ⑨ 可搬型代替注水大型ポンプ（1 台目）への給油：8 分
- ⑩ 可搬型代替注水大型ポンプ（2 台目）への移動：5 分
- ⑪ 可搬型代替注水大型ポンプ（2 台目）への給油準備：5 分
- ⑫ 可搬型代替注水大型ポンプ（2 台目）への給油：8 分
- ⑬ 可搬型代替注水大型ポンプ（2 台目）への給油片付け：5 分
- ⑭ 可搬型代替注水大型ポンプへの移動：6 分
- ⑮ 可搬型代替注水大型ポンプ（3 台目）への補給準備：5 分
- ⑯ 可搬型代替注水大型ポンプ（3 台目）への給油：8 分
- ⑰ 可搬型代替注水大型ポンプ（3 台目）への給油片付け：5 分
- ⑱ 可搬型代替注水大型ポンプから可搬型代替低圧電源車までの移動：6 分
- ⑲ 可搬型代替低圧電源車への給油準備：5 分
- ⑳ 可搬型代替低圧電源車（1 台目）への給油：3 分

②① 可搬型代替低圧電源車（２台目）への給油準備：５分

②② 可搬型代替低圧電源車（２台目）への給油：３分

②③ 可搬型代替低圧電源車への給油片付け：５分

②④ 可搬型代替低圧電源車から可搬型設備用軽油タンクまでの移動：６分

②⑤ タンクローリへの補給準備：１５分

②⑥ 可搬型設備用軽油タンクよりタンクローリへの補給：３０分

(=4kL÷200L／分＋作業時間 20 分＋タンク切替 10 分)

②⑦ タンクローリへの補給後片付け：５分

<可搬型代替低圧電源車及び可搬型代替注水大型ポンプへの給油に要する時間>

●可搬型代替低圧電源車への給油に要する作業時間

上記シーケンスより、可搬型代替低圧電源車への給油に要する時間は、以下の(a)及び(b)の場合が考えられる為、以下にそれぞれの場合の給油に要する時間を計算する。

(a) 可搬型設備用軽油タンクから可搬型代替低圧電源車に補給する為に必要な時間

(注意：初回以降の時間)

②④+②⑤+②⑥+②⑦+①+②+③+④+⑤+⑥=83 分<120 分

(b) 可搬型代替低圧電源車に補給後、可搬型代替注水大型ポンプに給油し可搬型低圧電源車に給油する場合

⑦+⑧+⑨+⑩+⑪+⑫+⑬+⑭+⑮+⑯+⑰+⑱+⑲+⑳+㉑+㉒+㉓=90 分<120 分

●可搬型代替注水大型ポンプへの給油に要する作業時間

上記シーケンスより、可搬型代替注水大型ポンプへの給油に要する作業時間は①～②⑦の合計時間となる。計算結果は以下に示す。

⑭+⑮+⑯+⑰+⑱+⑲+⑳+㉑+㉒+㉓+②④+②⑤+②⑥+②⑦+①+②+③+④+⑤+⑥+⑦+

⑧+⑨+⑩+⑪+⑫+⑬=173 分<180 分

<タンクローリの給油シーケンスで使用する軽油量>

①～②③で使用する軽油量=250L×2 台+780L×3 台+250L×2 台=3.34kL<4.0kL

なお、西側保管場所及び南側保管場所にタンクローリは保管、可搬型設備用軽油タンクは設置されていることから、補給準備のために移動することなく作業が可能な設計とする。

表 1 タンクローリから各機器への給油 タイムチャート※

		経過時間(分)																	備 考
		102030405060708090																	
手順の項目	実施箇所・必要人員数	タンクローリから各機器への給油完了 ▽24分 以降、各機器への給油を繰り返し、タンクローリの給油残量に応じて軽油タンクからタンクローリへの補給を繰り返す																	
タンクローリから各機器への給油	重大事故等対応要員	2	移動(※1)																※1: 南側保管場所の可搬型設備用軽油タンクから淡水貯水池に配置されている可搬型設備への移動を想定 ※2: 可搬型代替注水大型ポンプ(1台)への給油を想定
			給油準備																
			給油(※2)																
			後片付け																

注: 移動時間及び給油時間は、対象機器の配置場所及び燃料タンク容量により前後する。

原子炉建屋東側の可搬型代替低圧電源車接続近傍に配置されている可搬型代替低圧電源車(1台)への給油する場合は、移動時間を6分、給油時間を3分、トータル約19分と想定する。

原子炉建屋西側の可搬型代替低圧電源車接続近傍に配置されている可搬型代替低圧電源車(1台)への給油する場合は、移動時間を3分、給油時間を3分、トータル約16分と想定する。

SA用海水ピットに配置されている可搬型代替注水大型ポンプ(1台)への給油する場合は、移動時間を5分、給油時間を8分、トータル約23分と想定する。

取水ピットに配置されている可搬型代替注水大型ポンプ(1台)への給油する場合は、移動時間を5分、給油時間を8分、トータル約23分と想定する。

放水ピットに配置されている可搬型代替注水大型ポンプ(1台)への給油する場合は、移動時間を5分、給油時間を8分、トータル約23分と想定する。

代替淡水貯槽に配置されている可搬型代替注水大型ポンプ(1台)への給油する場合は、移動時間を3分、給油時間を8分、トータル約21分と想定する。

淡水貯水池に配置されている可搬型代替注水大型ポンプ(1台)への給油する場合は、移動時間を6分、給油時間を8分、トータル約24分と想定する。

タンクローリ(1台)への給油する場合は、移動時間は不要とし、給油時間を約1分と想定する。

<参考>

タンクローリから各機器への給油速度: 100L/min

可搬型代替低圧電源車のタンク容量: 250L → 3分

可搬型代替注水大型ポンプのタンク容量: 760L → 8分

タンクローリのタンク容量: 100L → 1分

タンクローリの移動速度: 10km/h

高台の南側保管場所から原子炉建屋東側の可搬型代替低圧電源車接続までの移動距離: 860m → 6分(敷地中央のルートを選択)

高台の南側保管場所から原子炉建屋西側の可搬型代替低圧電源車接続までの移動距離: 418m → 3分

高台の南側保管場所からSA用海水ピットまでの移動距離: 677m → 5分(敷地中央のルートを選択)

高台の南側保管場所から取水ピットまでの移動距離: 829m → 5分(敷地中央のルートを選択)

高台の南側保管場所から放水ピットまでの移動距離: 768m → 5分(敷地北側のルートを選択)

高台の南側保管場所から代替淡水貯槽までの移動距離: 464m → 3分

高台の南側保管場所から淡水貯水池までの移動距離: 874m → 6分(敷地北側のルートを選択)

表 2 可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給 タイムチャート※

			経過時間(分)																	備考
			-----10-----20-----30-----40-----50-----60-----70-----80-----90-----																	
手順の項目	実施箇所・必要人員数		可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給完了90分 ▽																	※1:防護具着用、可搬型設備保管場所への移動、使用する設備の準備等
可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給(初回)	重大事故等対応要員	2	出動準備(※1)																	
			タンクローリ配置																	
			補給準備																	
			補給																	
			後片付け																	

			経過時間(分)																	備考
			-----10-----20-----30-----40-----50-----60-----70-----80-----90-----																	
手順の項目	実施箇所・必要人員数		可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給完了50分 ▽																	
可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの補給(2回目以降)	重大事故等対応要員	2	タンクローリ配置																	
			補給準備																	
			補給																	
			後片付け																	

<参考>

可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへのくみ上げ速度: 200L/min

タンクローリの容量: 2kL × 2 → 10分 + 10分(タンク切替) + 10分 = 30分

※: 「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」への適用状況について(個別手順)の1.14(電源の確保に関する手順等)で示すタイムチャート

名称		常設代替高圧電源装置
台数	台	5 (予備 1)
容量	kVA/台	1,725
【設定根拠】 常設代替高圧電源装置は、設計基準事故対処設備の電源が喪失時、重大事故等に対処するために必要な電力を供給できる設計とする。		
1. 容量 最大所要負荷は、必要となる最大負荷 5,048.7kW 及び連続最大負荷 4,254.5kW である。		
起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	緊急用母線自動起動負荷	
	・緊急用直流125V充電器盤	24.0
	・その他負荷	35.6
②	常設低圧代替注水系ポンプ	190.0
③	常設低圧代替注水系ポンプ※	190.0
④	非常用母線 2 C 自動起動負荷	
	・直流125V充電器盤 2 A	47.1
	・非常用照明	89.0
	・120V A C 計装用電源 2 A	28.6
	・その他負荷	224.5
⑤	非常用母線 2 D 自動起動負荷	
	・直流125V充電器盤 2 B	35.9
	・非常用照明	71.2
	・120V A C 計装用電源 2 B	102.1
	・その他負荷	103.9
⑥	非常用ガス再循環系ファン	55.0
	非常用ガス処理系ファン	7.5
	その他負荷	78.7
	停止負荷※ ¹	-54.3
⑦	中央制御室空調ファン	45.1
	中央制御室非常用循環ファン	7.5
	その他負荷	165.1
⑧	蓄電池室排気ファン	7.5
	その他負荷	153.0
⑨	原子炉保護系電源装置 2 A	45.1
	原子炉保護系電源装置 2 B	45.1
⑩	残留熱除去系海水系ポンプ	871.0
⑪	残留熱除去系海水系ポンプ	871.0
⑫	残留熱除去系ポンプ	651.1
	その他負荷	2.2
⑬	停止負荷※ ²	
	常設低圧代替注水系ポンプ2台	-380
⑭	緊急用海水ポンプ	510.0
	その他	10.0
⑮	代替燃料プール冷却系ポンプ	22.0
合計 連続最大負荷 (最大負荷)		4,254.5 (5,048.7)

したがって、発電機の出力は最大負荷である、5,048.7kW（連続最大負荷：4,254.5kW）に対し十分な余裕を有する最大容量 6,900kW（連続定格：5,520kW）とする。

常設代替高圧電源装置の容量は以下のとおり、約 8,625kVA（連続定格：6,900kW）とする。

$$Q = P \div pf = 6,900 \div 0.8 = 8,625$$

（連続定格：5,520 $\div$ 0.8 = 6,900）

Q：発電機の容量（kVA）

P：発電機の最大容量（kW）= 6,900（連続定格：5,520）

p f：力率=0.8

※1：④に起動したその他の負荷のうち、⑥のタイミングで停止する負荷

※2：⑬の停止負荷（常設低圧代替注水系ポンプ2台）については②、③に起動した2台のポンプが⑬のタイミングで停止する。

名称		M/C 2 C (2 D)
母線電流容量	A	2,000
【設定根拠】 M/C 2 C (2 D) は、設計基準事故対処設備の電源が喪失時、重大事故等に対処するために必要な電力を供給できる設計とする。 1. 容量 M/C 2 C (2 D) は、重大事故等に対処するために必要な電源容量である常設代替高圧電源装置 5 台分の定格電流以上に設定する。 (1) 常設代替高圧電源装置 5 台分の定格電流である 721.5A に対し、十分余裕を有する 2,000A とする。 常設代替高圧電源装置 1 台分の定格電流：$1,725\text{kVA} \div \sqrt{3} \div 6.9\text{kV} = 144.3\text{A}$ 常設代替高圧電源装置 5 台分の定格電流：$144.3\text{A} \times 5 \text{ 台} = 721.5\text{A}$		

名称		常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ
台数	台	1 (予備 1)
容量	m ³ /h/台	6.4
揚程	m	50
原動機出力	kW	1.5

【設定根拠】

常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプは、重大事故時に軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置へ燃料を供給するために設置する。なお、常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプは供給系統 1 系列あたり、100%容量を 1 台設置する。

1. 容量の設定根拠

常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプの容量は、常設代替高圧電源装置の単位時間あたりの燃料最大消費量 を常設代替高圧電源装置 5 台に供給するため、それよりも容量の大きい とする。

2. 揚程の設定根拠

常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプの必要となる揚程は、以下のとおり、15.0m である。

・ 高低差

・ 揚程

以上より、常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプの揚程は、 を上回る 50m とする。

3. 原動機出力の設定根拠

上記に示す容量と揚程を満足するポンプの必要軸動力は以下のとおり 1.5kW となる。

$$P = (g \times \rho \times Q \times H) \div (60 \times \eta)$$

=

$$= 1.5 \text{ kW}$$

P : 必要軸動力 (kW) g : 重力加速度 (m/s^2)

ρ : 比重 (—) Q : 吐出量 (m^3/min)

H : 全揚程 (m) η : ポンプ効率 (%)

上記の必要軸動力を満足する原動機として出力 1.5kW の電動機を選定する。

名称	単位	所内常設直流電源設備
125V A系蓄電池	Ah	6,000
125V B系蓄電池	Ah	6,000
中性子モニタ用蓄電池A	Ah	150
中性子モニタ用蓄電池B	Ah	150

【設定根拠】

125V A系蓄電池及び125V B系蓄電池は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合、負荷切り離しを行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり必要な設備へ直流電源を供給できる設計とする。

中性子モニタ用蓄電池A系及び中性子モニタ用蓄電池B系は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合、負荷切り離しを行わずに合計24時間にわたり必要な設備へ直流電源を供給できる設計とする。

1. 容量

各蓄電池の負荷は以下のとおりとなる。

125VA系蓄電池負荷一覧表

負荷名称	負荷電流 (A) と運転時間 (分)			
	0～1分	1～60分	60分～540分※1	540分～1440分
M/C・P/C遮断器の制御回路				
非常用D/G初期励磁				
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ				
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ				
原子炉隔離時冷却系蒸気入口弁				
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁				
その他の負荷※4				
合計 (A)	1750	256	239	135

※1：事象発生後8時間から負荷切り離し作業を実施するが、作業時間を考慮し9時間給電を継続するとして容量を計算している。

※2：非常用D/G 2C初期励磁は、M/C・P/C遮断器の制御回路（遮断器投入・引外し）と同時に操作されることはなく、各動作時間は1分未満である。また、非常用D/G 2C初期励磁電流 はM/C・P/C遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し）より小さいため、電流値の大きいM/C・P/C遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し）に1分間電源供給するものとして蓄電池容量を計算する。

※3：電動機の起動電流を含む最大値を記載

※4：

125V B系蓄電池負荷一覧表

負荷名称	負荷電流 (A) と運転時間 (分)			
	0～1分	1～60分	60分～540分※1	540分～1440分
M/C・P/C遮断器の制御回路				
非常用D/G初期励磁				
その他の負荷				
合計 (A)	1200	236	219	138

※1：事象発生後 8 時間から負荷切り離し作業を実施するが、作業時間を考慮し 9 時間給電を継続するとして容量を計算している。

※2：D/G 2D初期励磁はM/C・P/C遮断器の制御回路（遮断器投入・引外し）と重なって操作されることはなく、各動作時間は1分未満である。また、D/G 2D初期励磁電流 はM/C・P/C遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し）より小さいため、電流値の大きいM/C・P/C遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し）に1分間電源供給するものとして蓄電池容量を計算する。

中性子モニタ用蓄電池A系負荷一覧表

負荷名称	負荷電流 (A) と運転時間 (時間)	
	4 時間	
	+ 側	- 側
起動領域計装		
地震計		
放射線モニタ		
負荷余裕		
合計 (A)	20.0	20.0

中性子モニタ用蓄電池B系負荷一覧表

負荷名称	負荷電流 (A) と運転時間 (時間)	
	4 時間	
	+ 側	- 側
起動領域計装		
地震計		
放射線モニタ		
負荷余裕		
合計 (A)	20.0	20.0

- ・ 125V A系蓄電池の容量計算結果※

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (0.66 \times 1750) = 1,444\text{Ah}$$

$$C_{60} = \frac{1}{0.8} (2.00 \times 1750 + 1.98 \times (256 - 1750)) = 678\text{Ah}$$

$$C_{540} = \frac{1}{0.8} (9.44 \times 1750 + 9.43 \times (256 - 1750) + 8.72 \times (239 - 256)) \\ = 2,855\text{Ah}$$

$$C_{1440} = \frac{1}{0.8} (24.32 \times 1750 + 24.31 \times (256 - 1750) + 23.32 \times (239 - 256) \\ + 15.32 \times (135 - 239)) = 5,314\text{Ah}$$

上記計算より，125V A系蓄電池の蓄電池容量は 6,000Ah を選定する。

- ・ 125V B系蓄電池の容量計算結果※

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (0.66 \times 1200) = 990\text{Ah}$$

$$C_{60} = \frac{1}{0.8} (2.00 \times 1200 + 1.98 \times (236 - 1200)) = 615\text{Ah}$$

$$C_{540} = \frac{1}{0.8} (9.44 \times 1200 + 9.43 \times (236 - 1200) + 8.72 \times (219 - 236)) \\ = 2,612\text{Ah}$$

$$C_{1440} = \frac{1}{0.8} (24.32 \times 1200 + 24.31 \times (236 - 1200) + 23.32 \times (219 - 236) \\ + 15.32 \times (138 - 219)) = 5,140\text{Ah}$$

上記計算より，125V B系蓄電池の蓄電池容量は 6,000Ah を選定する。

- ・ 中性子モニタ用蓄電池A系の容量計算結果※

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (5.30 \times 20.0) = 133\text{Ah}$$

上記計算より，中性子モニタ用蓄電池A系の蓄電池容量は 150Ah を選定する。

- ・ 中性子モニタ用蓄電池B系の容量計算結果※

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (5.30 \times 20.0) = 133\text{Ah}$$

上記計算より，中性子モニタ用蓄電池B系の蓄電池容量は 150Ah を選定する。

※蓄電池の計算条件

- (1) 蓄電池容量算定法は下記規格による。

電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014)

- (2) 蓄電池温度は+10℃とする。

- (3) 放電終止電圧は 1.80V/セル

(4) 保守率は 0.8 とする。

(5) 容量算出の一般式

$$C_i = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \cdots K_n (I_n - I_{n-1})]$$

ここに,

C_i : +10°Cにおける定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

K_i : 容量換算時間(時) 放電時間, 許容最低電圧, 蓄電池温度
により定まる容量に換算するための係数

I : 放電電流 (A)

サフィックス i (添え字) 1, 2, 3..., n : 放電電流の変化の順に
付番

C_i ($i = 1, 2, 3..., n$) で最大となる値が保守率を考慮した
必要容量である。

各蓄電池の容量換算時間

放電時間 T (分)	容量換算時間 K (時)
1	0. 6 6
5 9	1. 9 8
6 0	2. 0 0
2 4 0	5. 3 0
4 8 0	8. 7 2
5 3 9	9. 4 3
5 4 0	9. 4 4
5 9 9	1 0. 3 2
6 0 0	1 0. 3 2
9 0 0	1 5. 3 2
1 3 8 0	2 3. 3 2
1 4 3 9	2 4. 3 1
1 4 4 0	2 4. 3 2

名称	単位	常設代替直流電源設備
緊急用直流 125V 蓄電池	Ah	6,000

【設定根拠】

緊急用直流 125V 蓄電池は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合、負荷切り離しを行わずに 24 時間にわたり必要な設備へ直流電源を供給できる設計とする。

1. 容量

緊急用直流 125V 蓄電池の負荷は以下のとおりとなる。

緊急用直流 125V 蓄電池負荷一覧表

負荷名称	負荷電流 (A) と運転時間 (分)	
	0～1 分	1～1440 分
6.9kV SA M/C トリップ		
6.9kV SA M/C 投入		
SA 制御盤 (4 面分)		
SA 監視盤 (使用済燃料プール水位計以外)		
SA 変換器盤 (6 面分)		
SA 監視盤 (使用済燃料プール水位計)		
高圧代替注水制御盤		
常設代替高圧電源装置遠隔操作盤		
H13-P638 (CAMS γ 線モニタ線 A 系)		
H13-P638 (CAMS γ 線モニタ線 B 系)		
DB/SA 分電盤 (区分Ⅰ) (突合わせ給電除く)		
DB/SA 分電盤 (区分Ⅱ) (突合わせ給電除く)		
SRV (現場) (A 系)		
SPDS 入出力制御盤 A/B		
火災検知器盤		
SA インバータ		
衛星電話 (固定)		
その他負荷		
合計 (A)	761.2	173.4

緊急用直流 125V 蓄電池の容量計算結果※

$$C_1 = \frac{1}{0.8} (0.66 \times 761.2) = 628\text{Ah}$$

$$C_{1440} = \frac{1}{0.8} (24.32 \times 761.2 + 24.31 \times (173.4 - 761.2)) = 5278.8\text{Ah}$$

上記計算より，緊急用直流 125V 蓄電池の蓄電池容量は 6,000Ah を選定する。

※蓄電池の計算条件

(1) 蓄電池容量算定法は下記規格による。

電池工業会規格「据置蓄電池の容量算出法」(SBA S 0601-2014)

(2) 蓄電池温度は+10℃とする。

(3) 放電終止電圧は 1.80V/セル (添付 3)。

(4) 保守率は 0.8 とする。

(5) 容量算出の一般式

$$C_i = \frac{1}{L} \times [K_1 I_1 + K_2 (I_2 - I_1) + K_3 (I_3 - I_2) + \cdots K_n (I_n - I_{n-1})]$$

ここに，

C_i : +10℃における定格放電率換算容量 (Ah)

L : 保守率 (0.8)

K_i : 容量換算時間(時) 放電時間，許容最低電圧，蓄電池温度により定まる容量に換算するための係数

I : 放電電流 (A)

サフィックス i (添え字) 1, 2, 3, ..., n : 放電電流の変化の順に付番

C_i ($i = 1, 2, 3, \dots, n$) で最大となる値が保守率を考慮した必要容量である。

各蓄電池の容量換算時間

放電時間 T (分)	容量換算時間 K (時)
1	0. 6 6
5 9	1. 9 8
6 0	2. 0 0
2 4 0	5. 3 0
4 8 0	8. 7 2
5 3 9	9. 4 3
5 4 0	9. 4 4
5 9 9	1 0. 3 2
6 0 0	1 0. 3 2
9 0 0	1 5. 3 2
1 3 8 0	2 3. 3 2
1 4 3 9	2 4. 3 1
1 4 4 0	2 4. 3 2

名称	単位	緊急用M／C
母線電流容量	A	2,000
【設定根拠】 緊急用M／Cは，常設重大事故等対処設備として設置する。 緊急用M／Cは，設計基準事故対処設備の電源が喪失時，重大事故等に対処するために必要な電力を供給できる設計とする。 1．容量 緊急用M／Cの定格電流容量は，常設代替高圧電源装置 5 台からの接続とすることから，常設代替高圧電源装置 5 台からの定格電流以上に設定する。 (1) 常設代替高圧電源装置 5 台分の定格電流である 721.5A に対し，十分余裕を有する 2,000A とする。 常設代替高圧電源装置 1 台分の定格電流：$1,725\text{kVA} \div \sqrt{3} \div 6.9\text{kV} = 144.3\text{A}$ 常設代替高圧電源装置 5 台分の定格電流：$144.3\text{A} \times 5 \text{ 台} = 721.5\text{A}$		

名 称		緊急用動力変圧器
容 量	kVA	750
【設定根拠】		
緊急用動力変圧器は、設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合、重大事故等に対処するために必要な電力を供給する設計とする。		
1. 容量		
緊急用動力変圧器に必要な負荷は 619kW である。		
負荷名称		容 量 (kW)
常設低圧代替注水系ポンプ		190
常設低圧代替注水系ポンプ		190
代替循環冷却系ポンプ		190
緊急用直流 125V 充電器盤		24
代替燃料プール冷却系ポンプ		22
常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ		1.5
常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ		1.5
合計		619
したがって、773.8kVA（＝619kW÷力率 0.8）に余裕を考慮し、750kVA とする。		

名称		緊急用 P / C
母線電流容量	A	4,000

【設定根拠】

緊急用 P / C は，設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合，重大事故等に対処するために必要な電力を供給する設計とする。

1. 容量

緊急用 P / C に必要な負荷は 619kW である。

負荷名称	容量 (kW)
常設低圧代替注水系ポンプ	190
常設低圧代替注水系ポンプ	190
代替循環冷却系ポンプ	190
緊急用直流 125V 充電器盤	24
代替燃料プール冷却系ポンプ	22
常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	1.5
常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ	1.5
合計	619

したがって， $931\text{A} (=619\text{kW} \div \text{力率 } 0.8 \div \sqrt{3} \div 480\text{V})$ に余裕を考慮し，4,000A とする。

なお，緊急用電源切替盤については，緊急用電源切替盤に接続される負荷の容量に合わせた定格電流値を設定する。

名称		可搬型整流器
台数	台	8(予備 1)
容量	kW／台	15

【設定根拠】

可搬型整流器は、重大事故等発生時に、可搬型代替低圧電源車と接続を行い、24 時間以上負荷切り離しを行わずに直流電源を供給できる設計とする。

1. 容量

重大事故等発生時に可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を使用し、直流電源を供給させる為に必要な負荷容量として、125V A系蓄電池、125V B系蓄電池及び緊急用蓄電池のいずれか一番大きな負荷に耐えられる容量を持つように選定する。

また、可搬型代替直流電源設備は、全交流電源喪失発生後、可搬型代替交流電源設備や可搬型整流器を準備して使用することから、全交流動力電源喪失発生後、1 時間以降の電流値を基に、必要な可搬型整流器の台数を選定する。

125V 蓄電池の容量

A系 1～60 分の電流値：239A

B系 1～60 分の電流値：219A

緊急用蓄電池の 1～60 分の電流値：148.6A

上記より、1 時間以降で最大負荷の電流値は、239A である。

また、計画している可搬型整流器の機器仕様を以下に記載する。

＜可搬型整流器の機器仕様＞

- ・出力電圧：0～150V
- ・出力電流：0～100A
- ・最大出力電力：15kW

以上のことを用いて以下に検討を行い、可搬型整流器の必要台数について評価する。

- ・電流値について

必要な負荷の電流値については、239A であり、可搬型整流器の機器仕様より、可搬型整流器の電流値は 1 台あたり 100A までの出力が可能である。よって、3 台の可搬型整流器が最低必要となる。

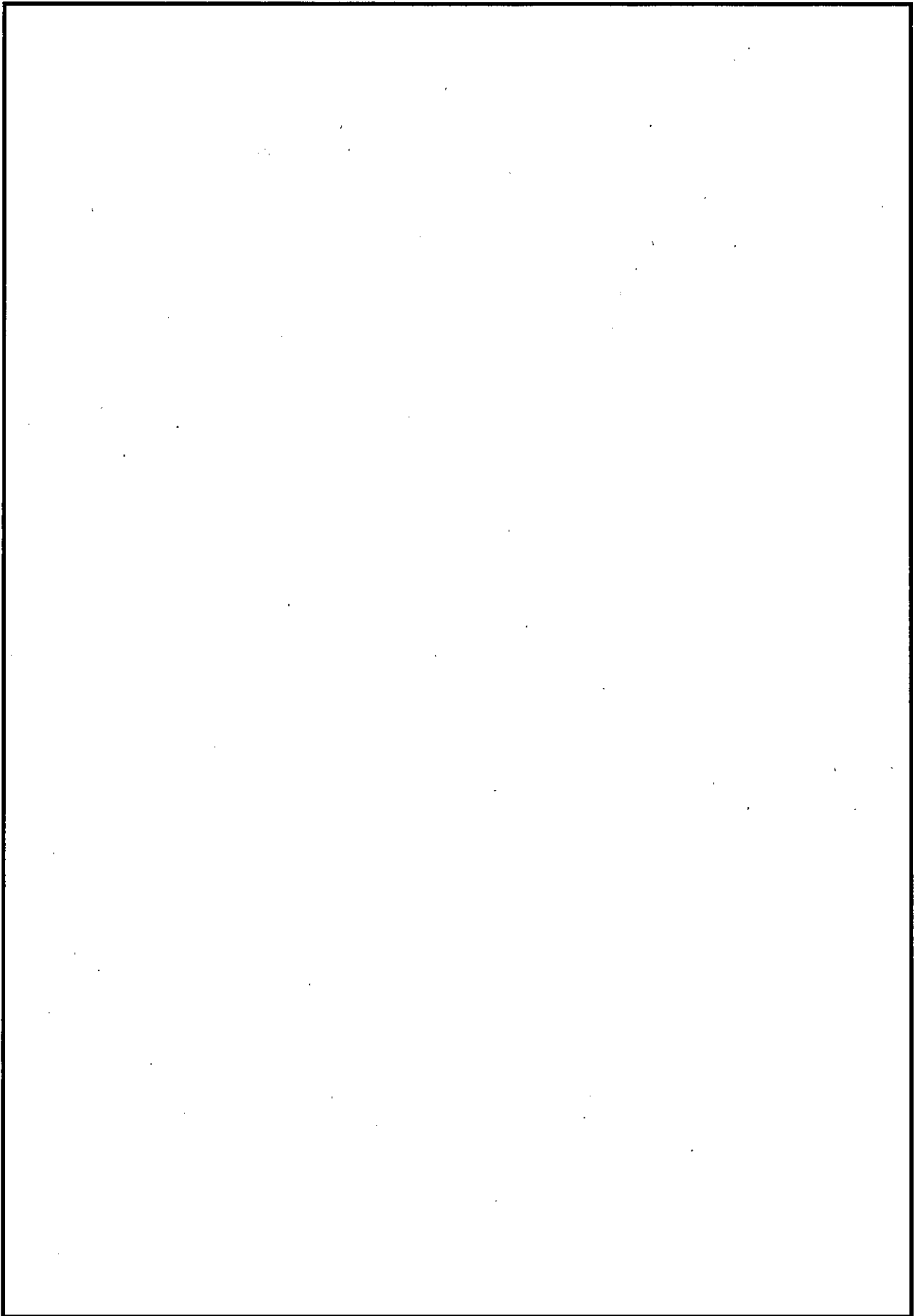
上記評価結果より、可搬型整流器の必要台数は、設計に余裕をもたせて 4 台用意することとする。

(ただし、これは接続箇所 1 箇所あたりの台数であり、可搬型代替低圧電源車を接続する箇所は 2 箇所あることから、計 8 台の整流器を用意する必要がある。)

名称		緊急用断路器
母線定格電流	A	200
【設定根拠】 緊急用断路器は，設計基準事故等対処設備の電源が喪失した場合（全交流動力電源喪失），重大事故等に対処するために必要な電力を供給する設計とする。 1．容量 緊急用断路器は，設計基準事故対処設備の電源が喪失した場合（全交流動力電源喪失），重大事故等に対処するために必要な 1,725kVA（電源車 1 台分）を通電する容量が必要となる。 したがって，以下のとおり，通電電流は 144.3A（電源車 1 台分）となり，定格電流を約 200A とする。 （1）定格電流である 144.3A に対し，十分余裕を有する 200A とする。 $1,725\text{kVA} \div \sqrt{3} \div 6.9\text{kV} = 144.3\text{A}$		

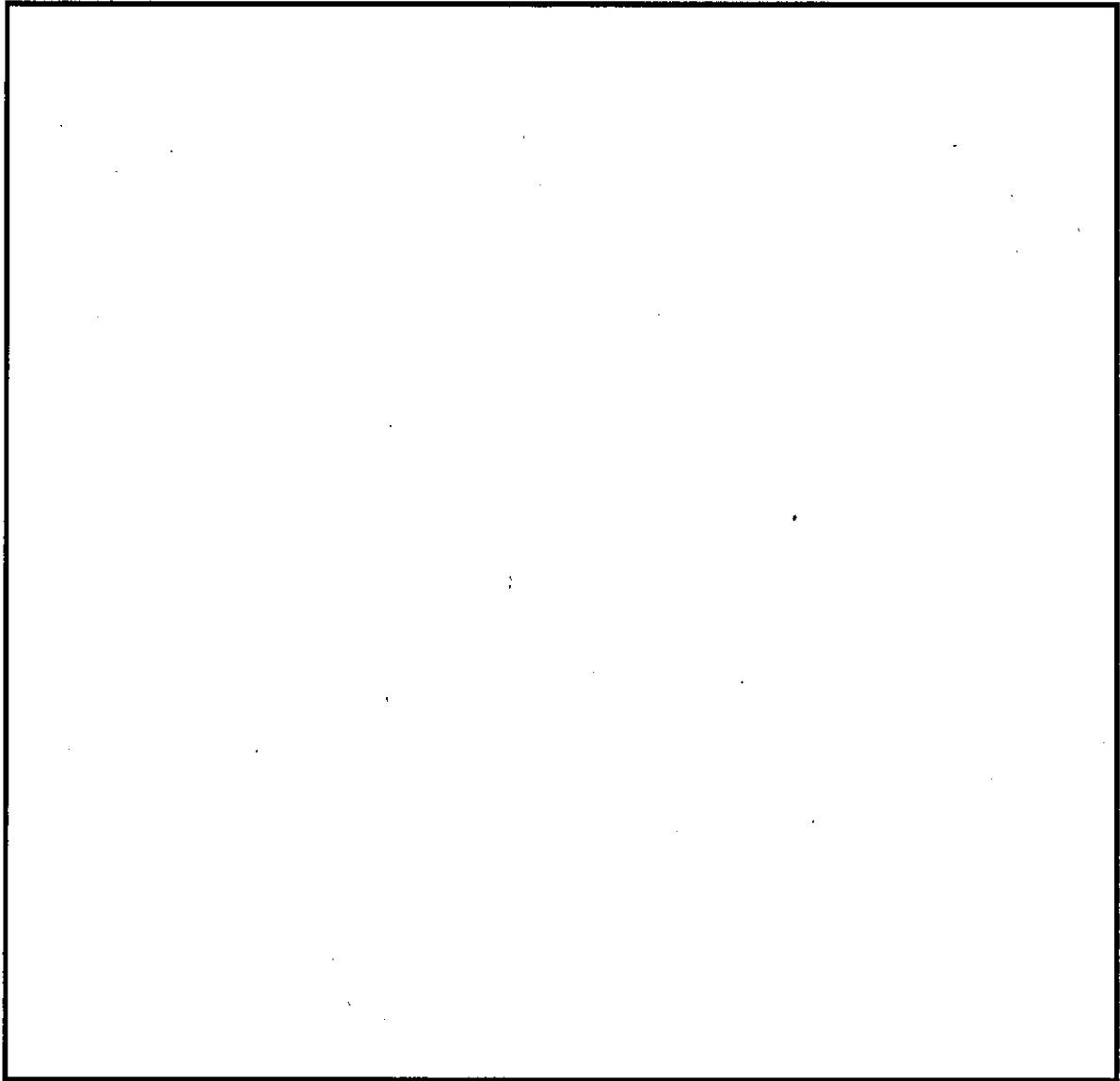
57-6

アクセスルート図

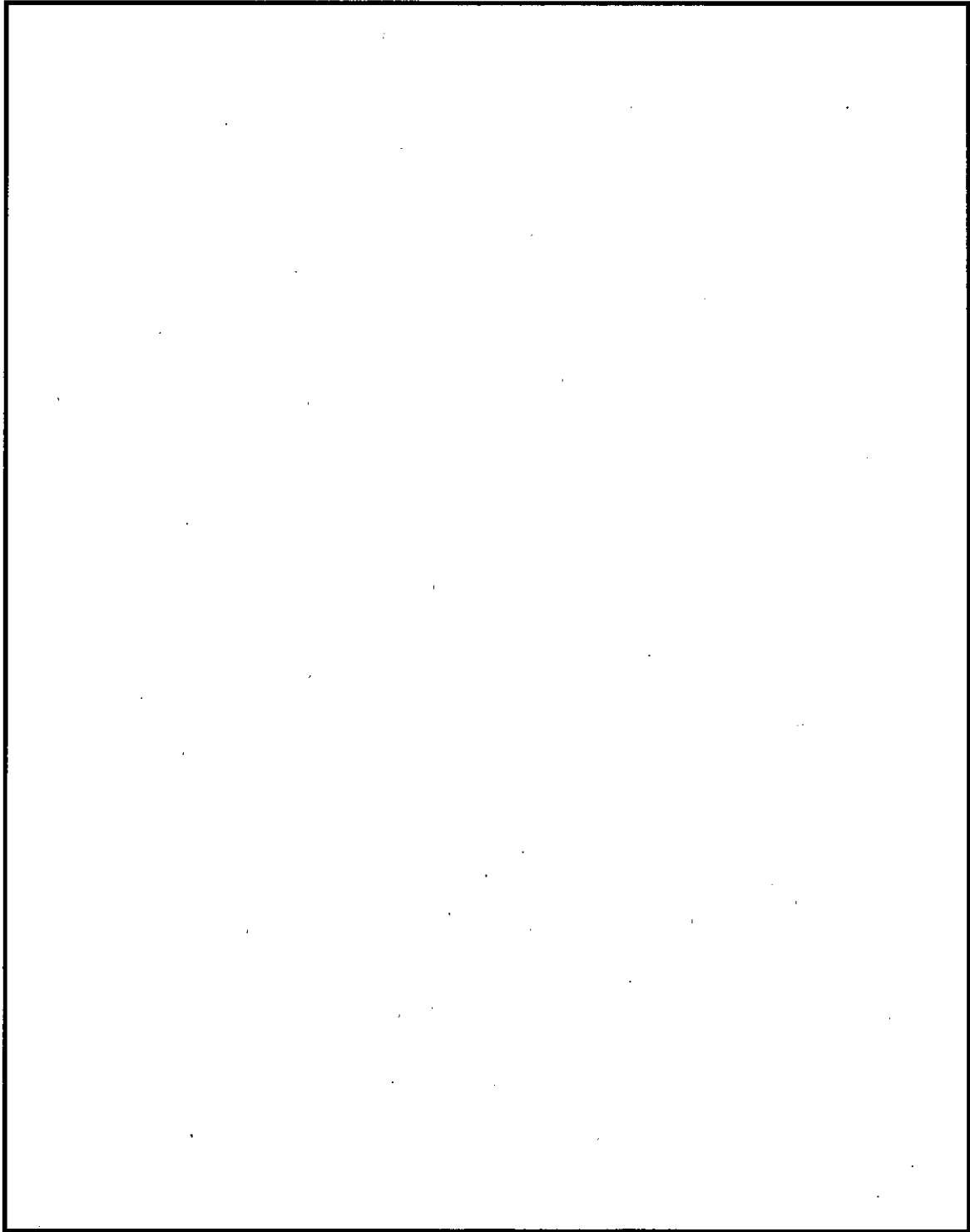


第 57-6-1 図 屋外アクセスルート 現場確認結果

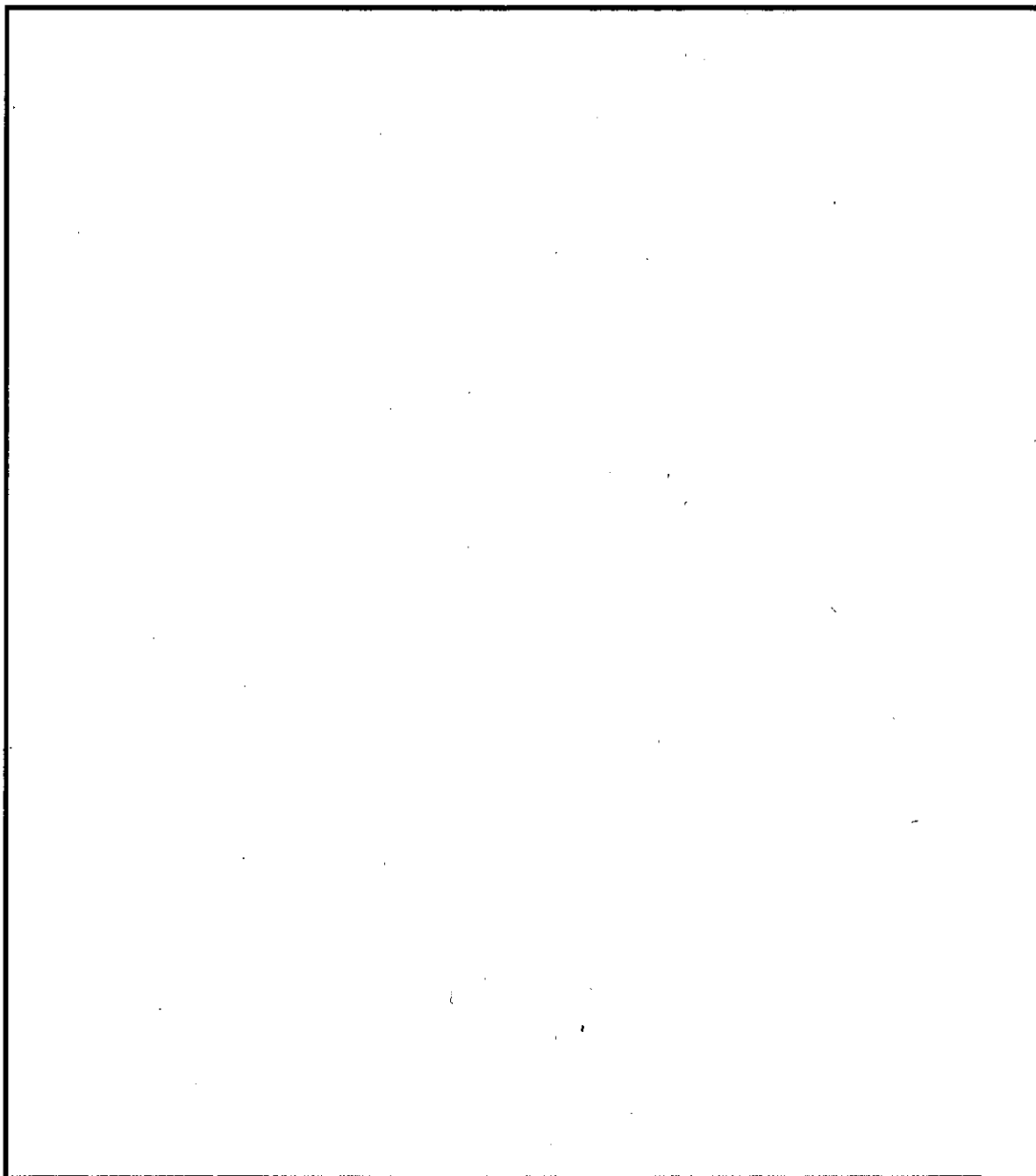
57-6-2



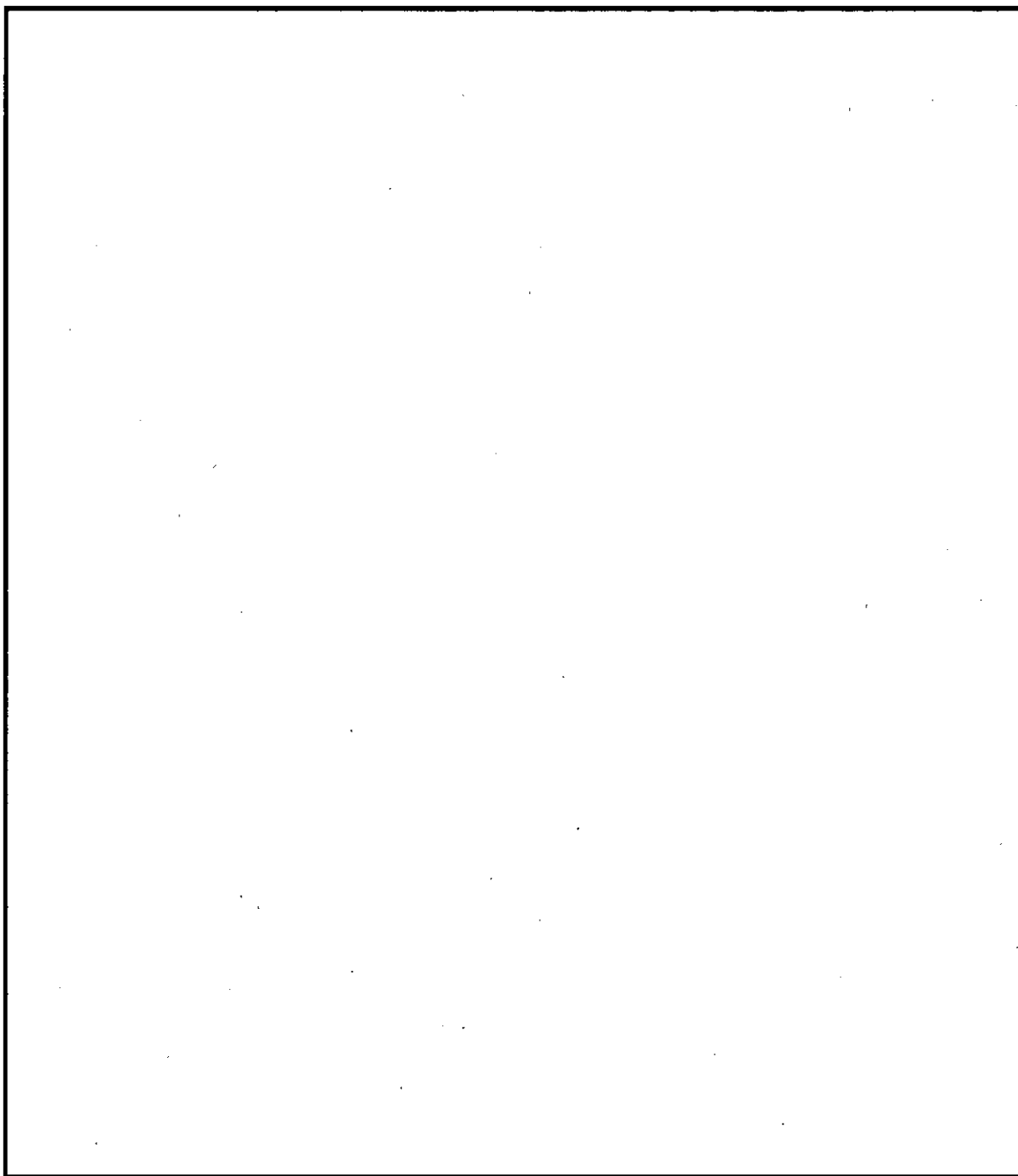
第 57-6-2 図 重大事故等発生時 アクセスルート（屋内）現場確認結果
（原子炉建屋原子炉棟 4 階，原子炉建屋付属棟 4 階）



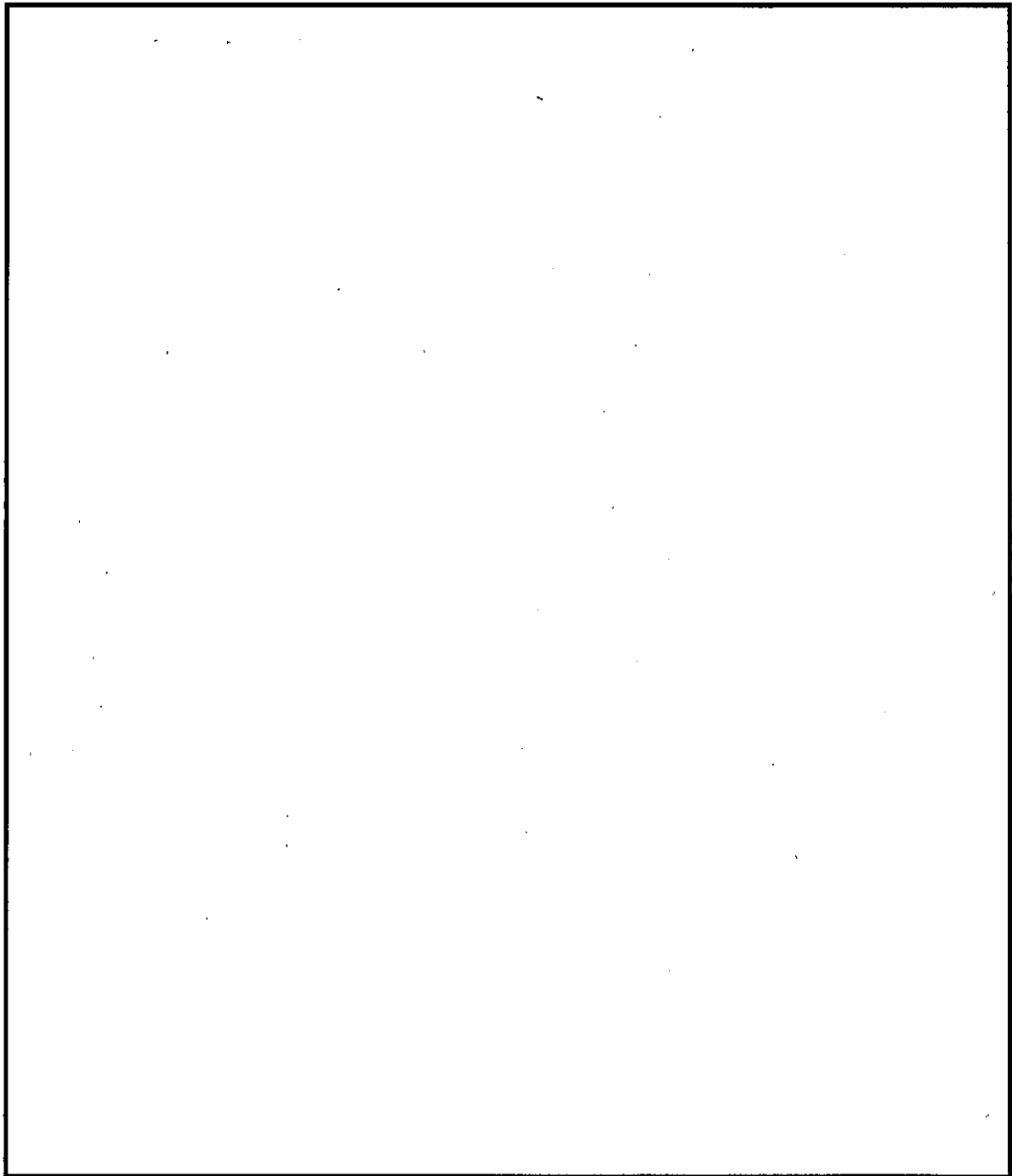
第 57-6-3 図 重大事故等発生時 アクセスルート（屋内）現場確認結果
（原子炉建屋原子炉棟 3 階，原子炉建屋付属棟 3 階，廃棄物処理棟 3 階）



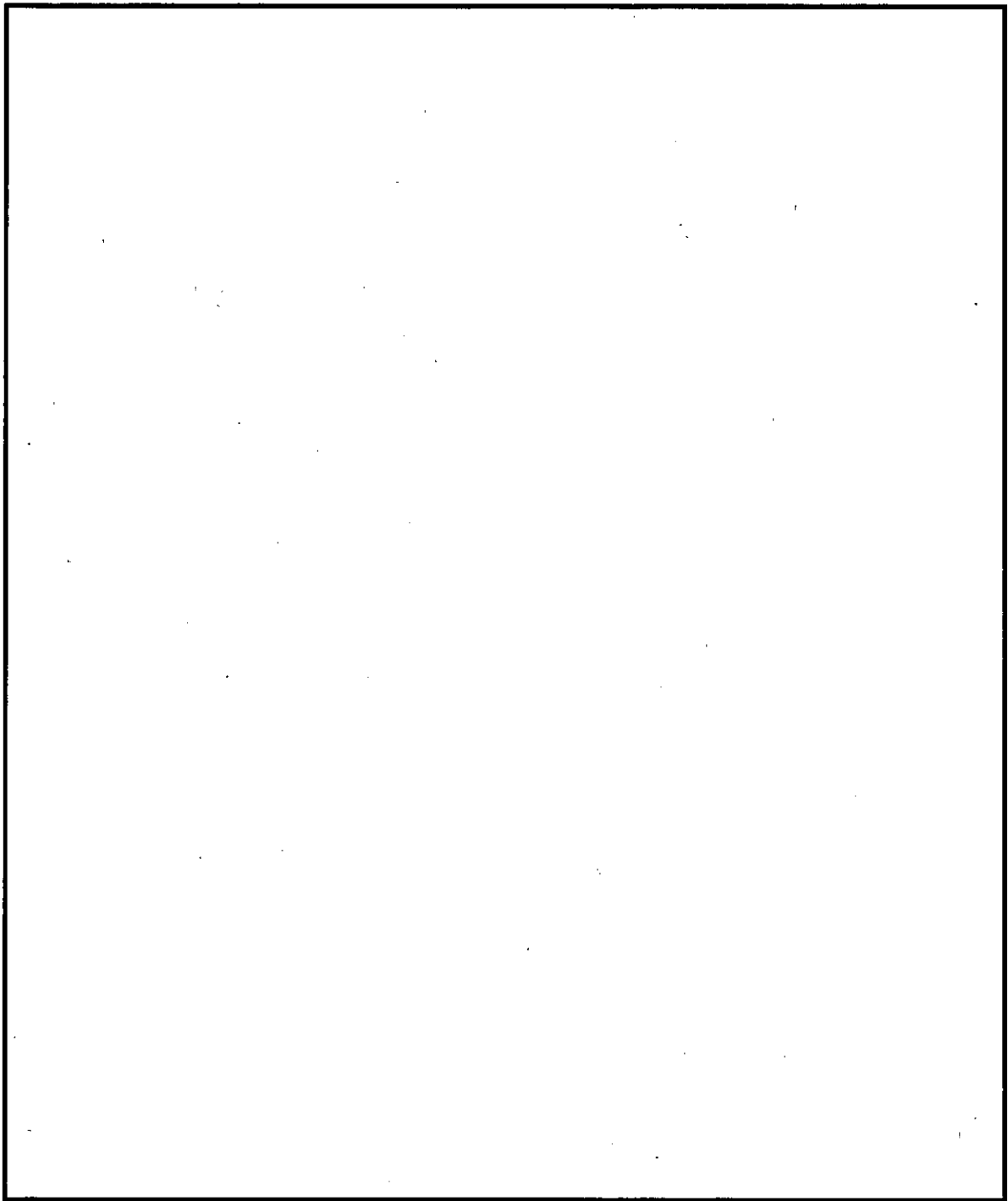
第 57-6-4 図 重大事故等発生時 アクセスルート（屋内）現場確認結果
（原子炉建屋原子炉棟 2 階，原子炉建屋付属棟中 2 階，廃棄物処理棟 2 階）



第 57-6-5 図 重大事故等発生時 アクセスルート（屋内）現場確認結果（原子炉建屋原子炉棟 1 階，原子炉建屋付属棟 1 階，廃棄物処理棟 1 階）



第 57-6-6 図 重大事故等発生時 アクセスルート（屋内）現場確認結果（原子炉建屋付属棟地下 1 階）



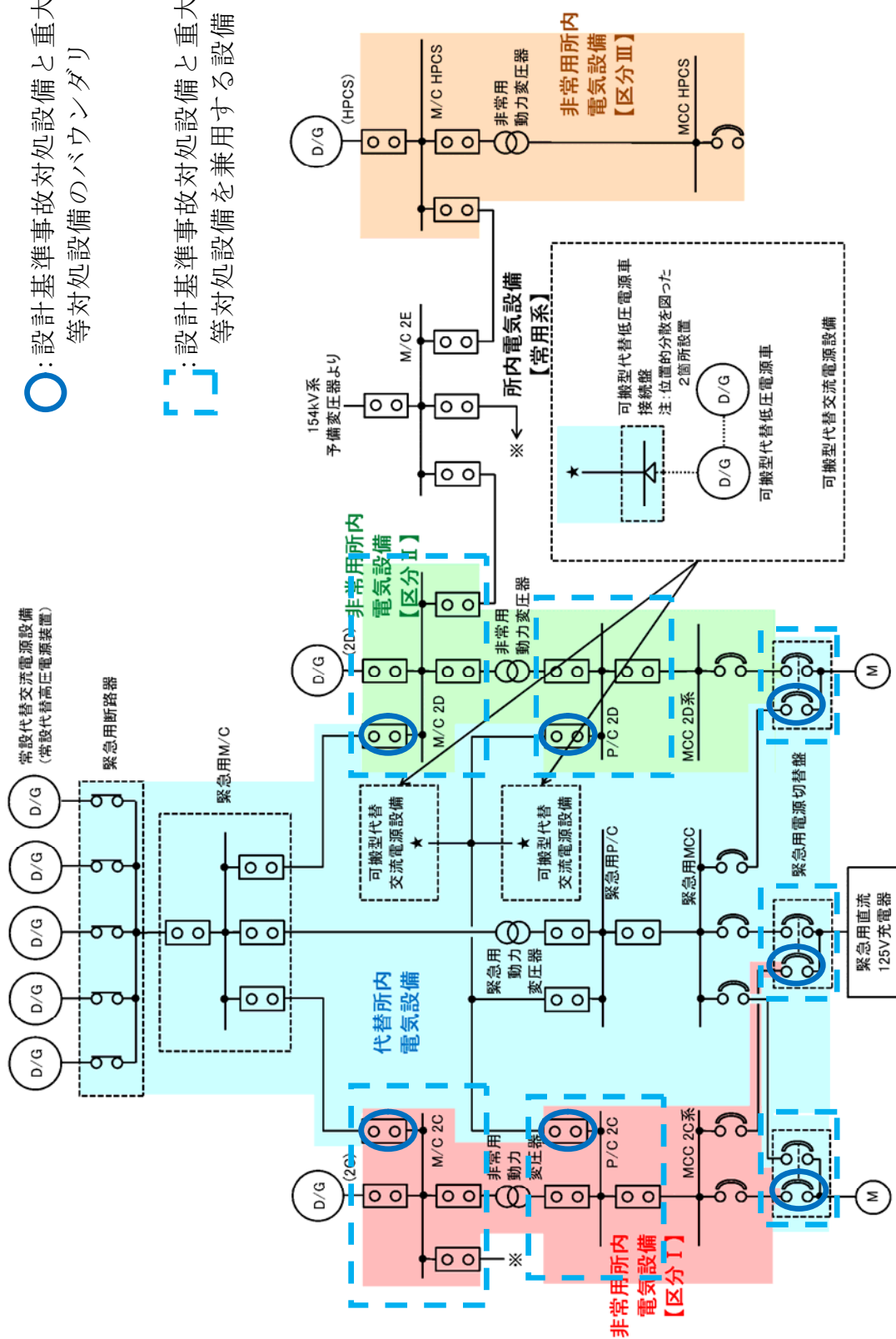
第 57-6-7 図 重大事故等発生時 アクセスルート（屋内）現場確認結果（原子炉建屋付属棟地下 2 階）

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

常設代替交流電源設備
(常設代替高壓電源裝置)

M/C



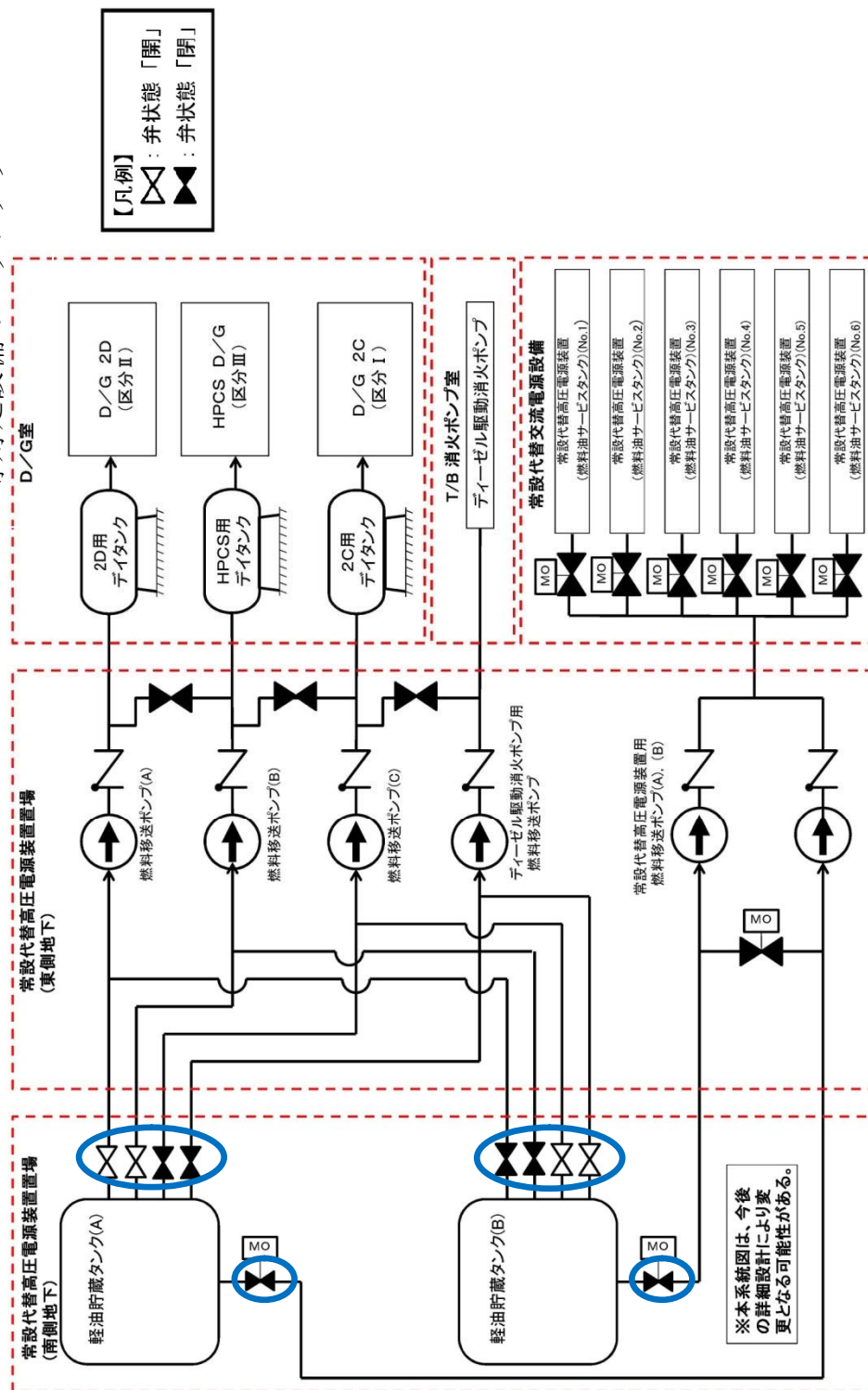
※本単線結線図は、今後の検討結果により変更となる可能性がある

【凡例】

	ディーゼル発電機		：配線用遮断器
	遮断器		：切替装置
	断路器		

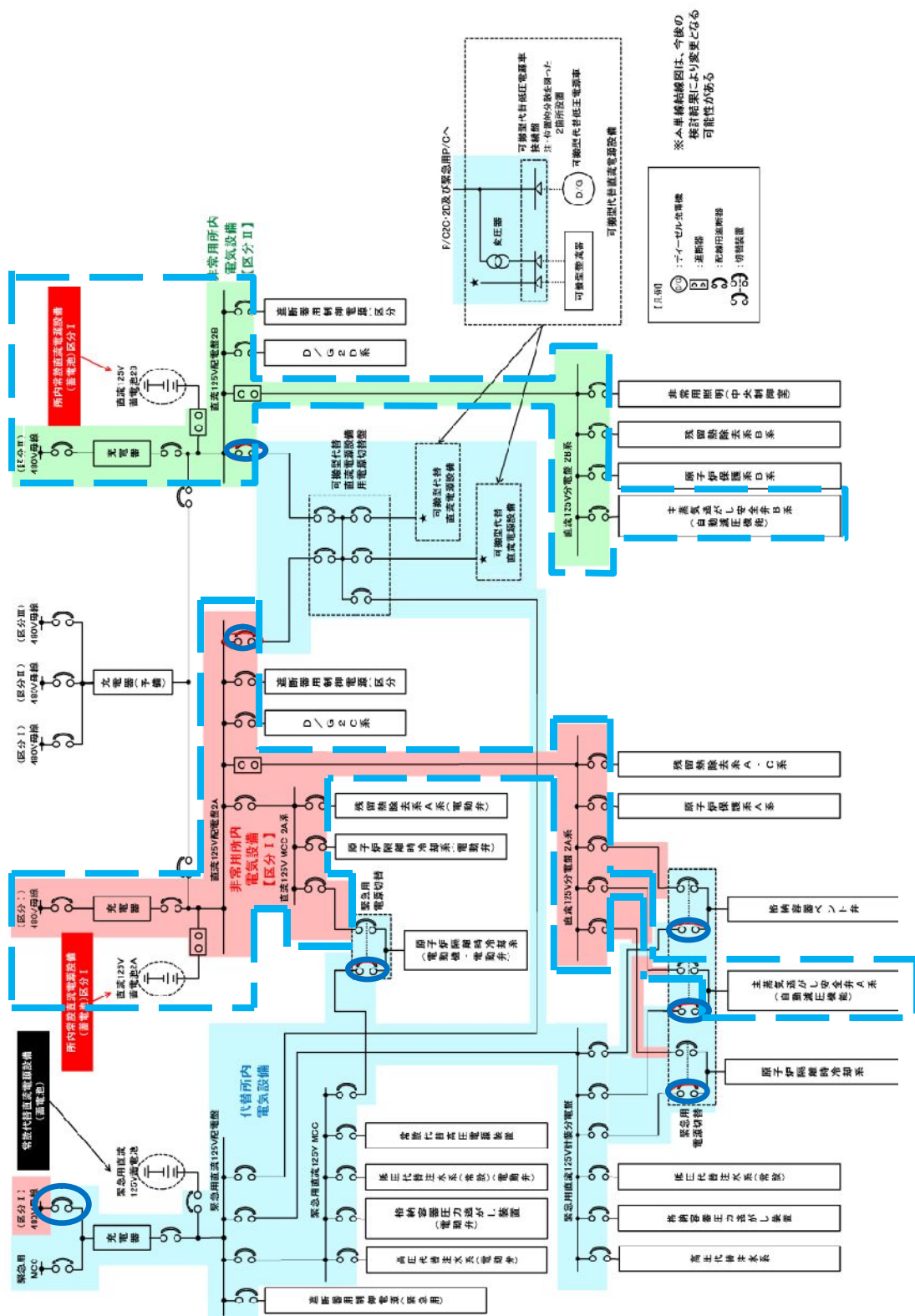
第 57-7-1 図 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図（交流電源）

○: 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



第 57-7-2 図 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 (軽油貯蔵タンク)

- :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
- :設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用する設備



第 57-7-3 図 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（直流電源）

57-8

可搬型代替低圧電源車接続に関する説明書

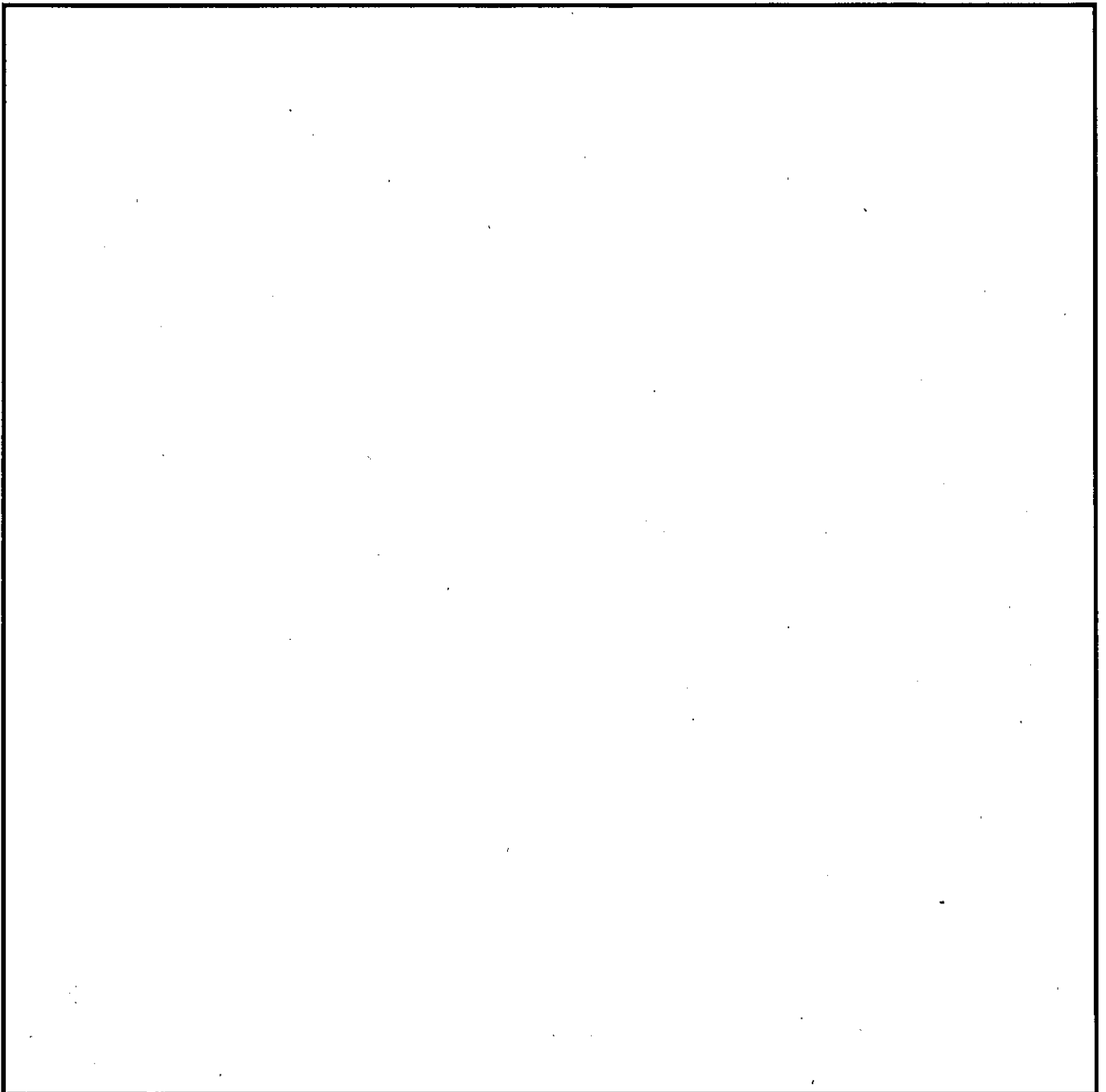
1. 可搬型代替低圧電源車接続方法について

可搬型代替低圧電源車は，以下の2ルートにて接続可能な設計とする。

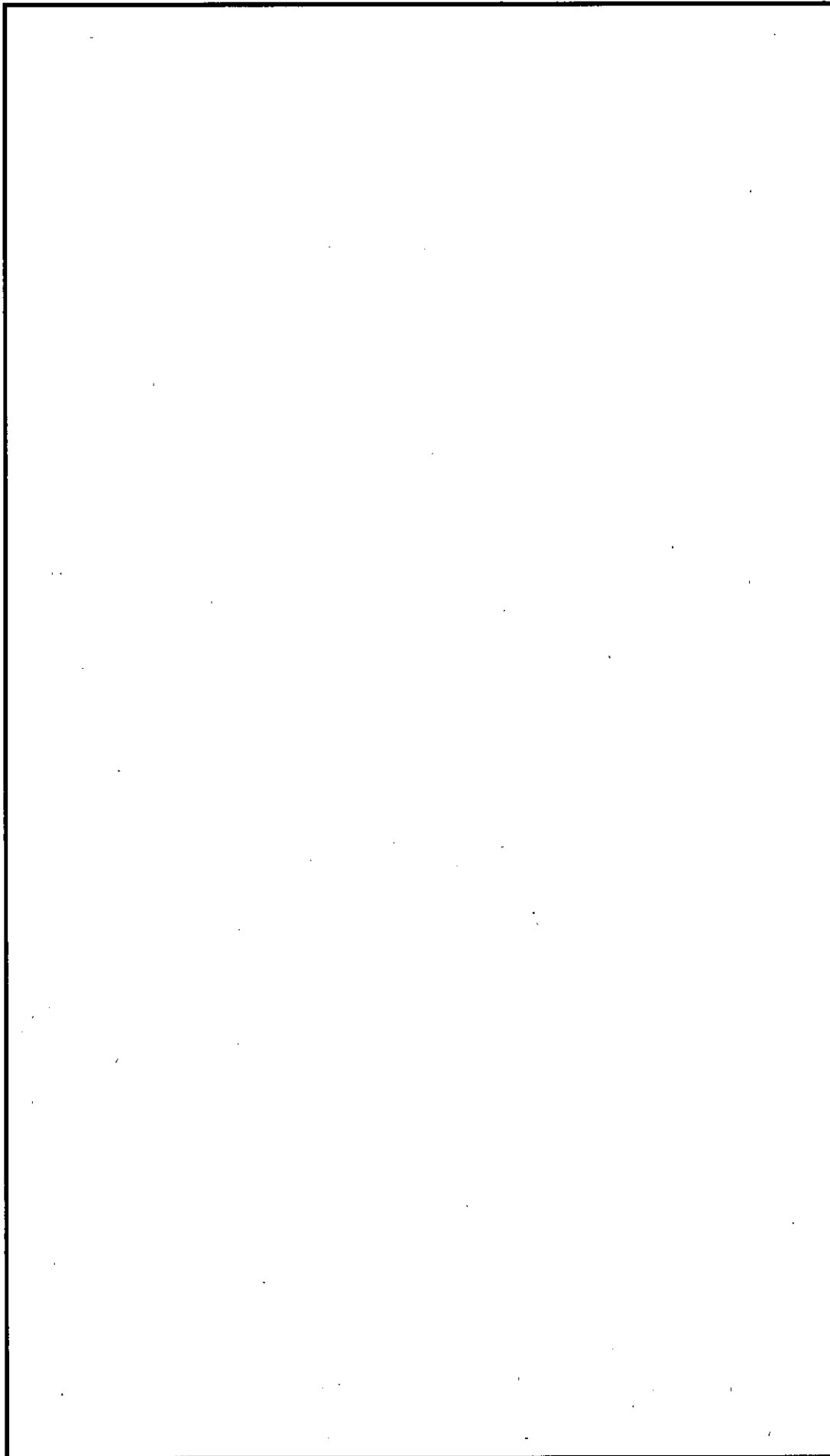
① 原子炉建屋西側接続口ルート（重大事故等対処設備へ接続）

② 原子炉建屋東側接続口ルート（重大事故等対処設備へ接続）

各接続口へ接続時の可搬型代替低圧電源車配置図を，第57-8-1図に示す。

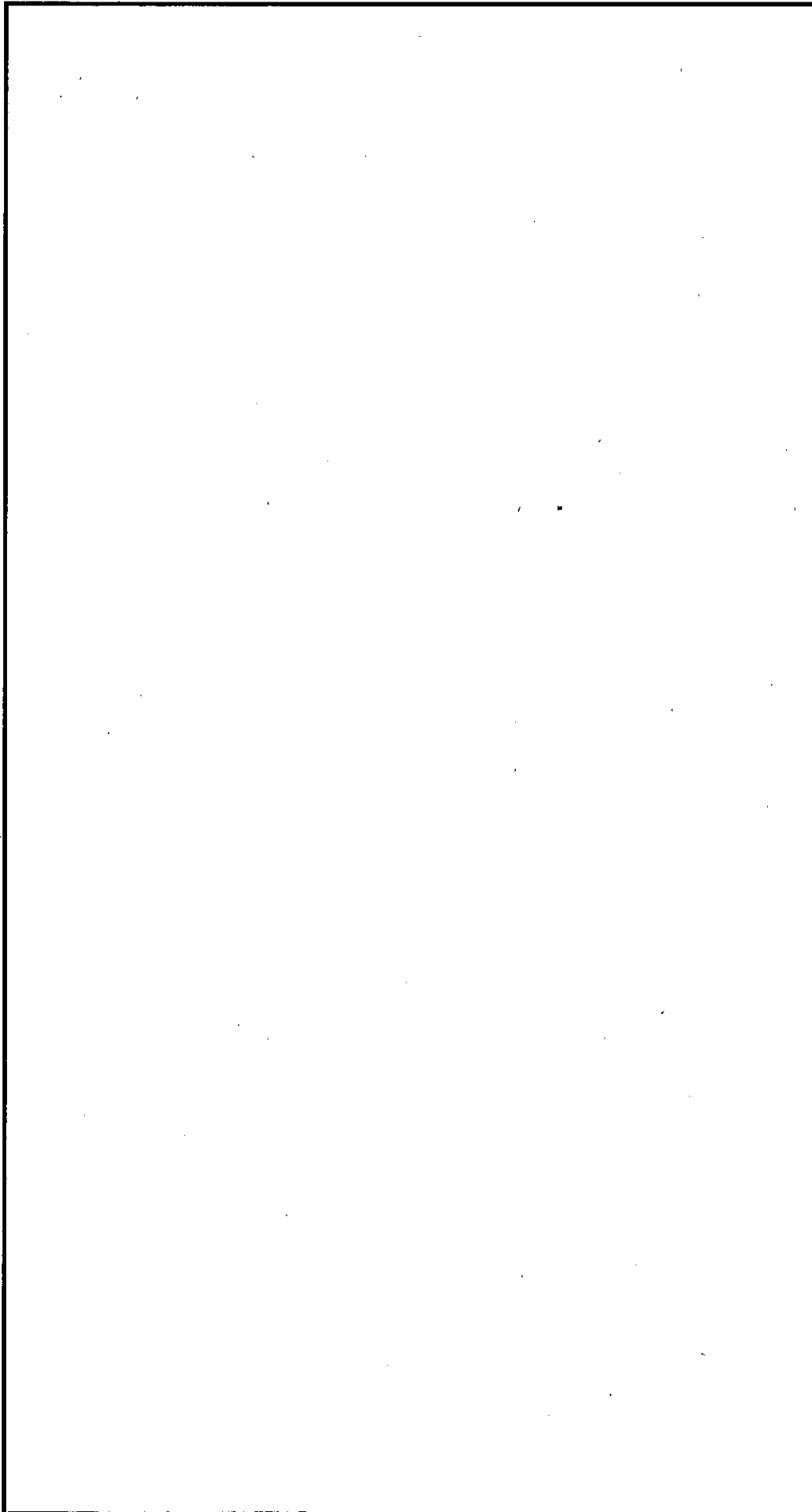


第 57-8-1 図 各接続口へ接続時の可搬型代替低圧電源車配置図



・写真については、一部イメージを含む。

第57-8-3 図 原子炉建屋西側接続口ルート(重大事故等対処設備へ接続)



・写真については、一部イメージを含む。
第57-8-4図 原子炉建屋東側接続口ルート(重大事故等
対処設備へ接続)

57-9

代替電源設備について

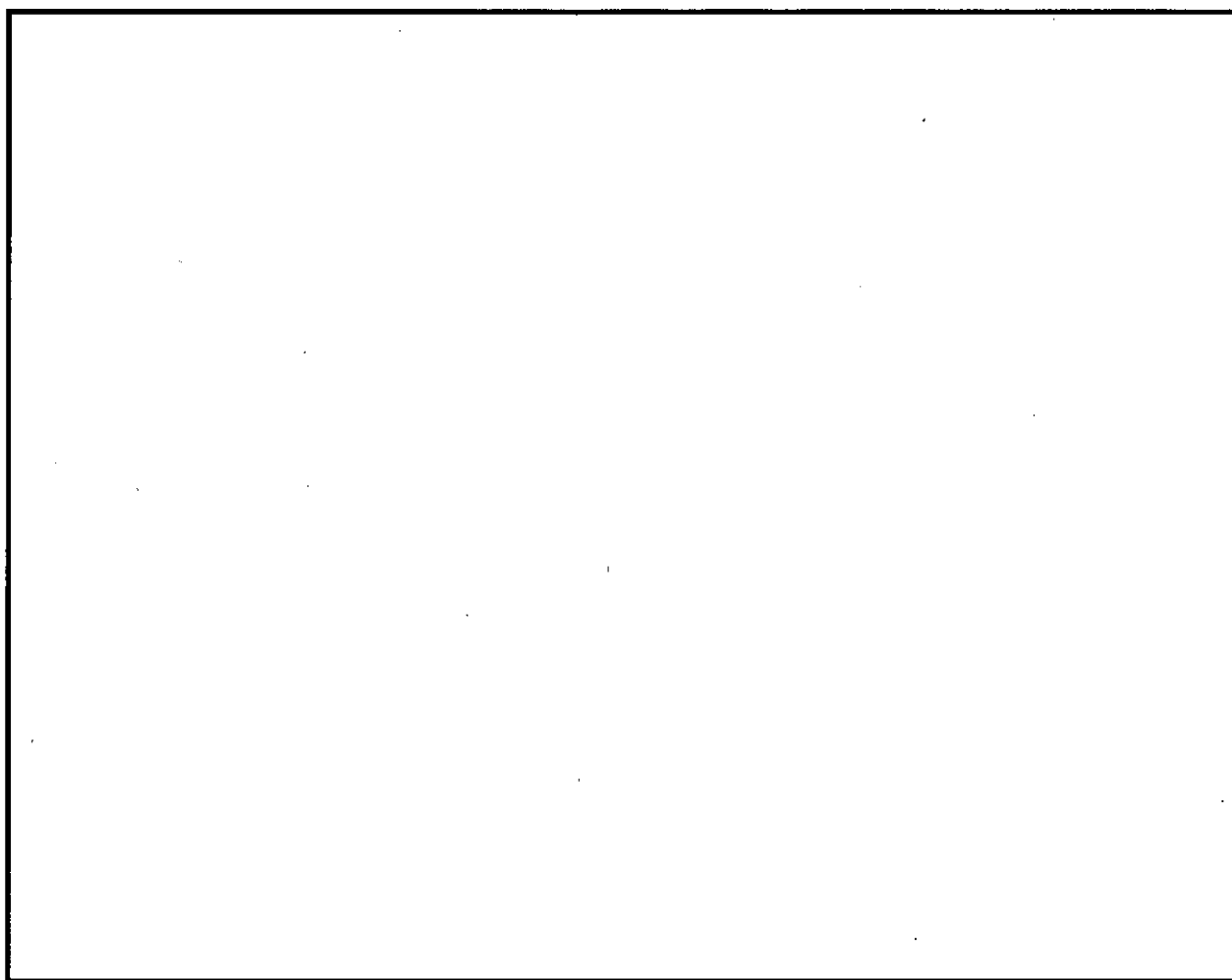
57-9-1

1. 代替電源設備について
 - 1.1 重大事故等対処設備による代替電源（交流）の供給
 - 1.2 重大事故等対処設備による直流電源の供給
 - 1.3 代替所内電気設備による給電

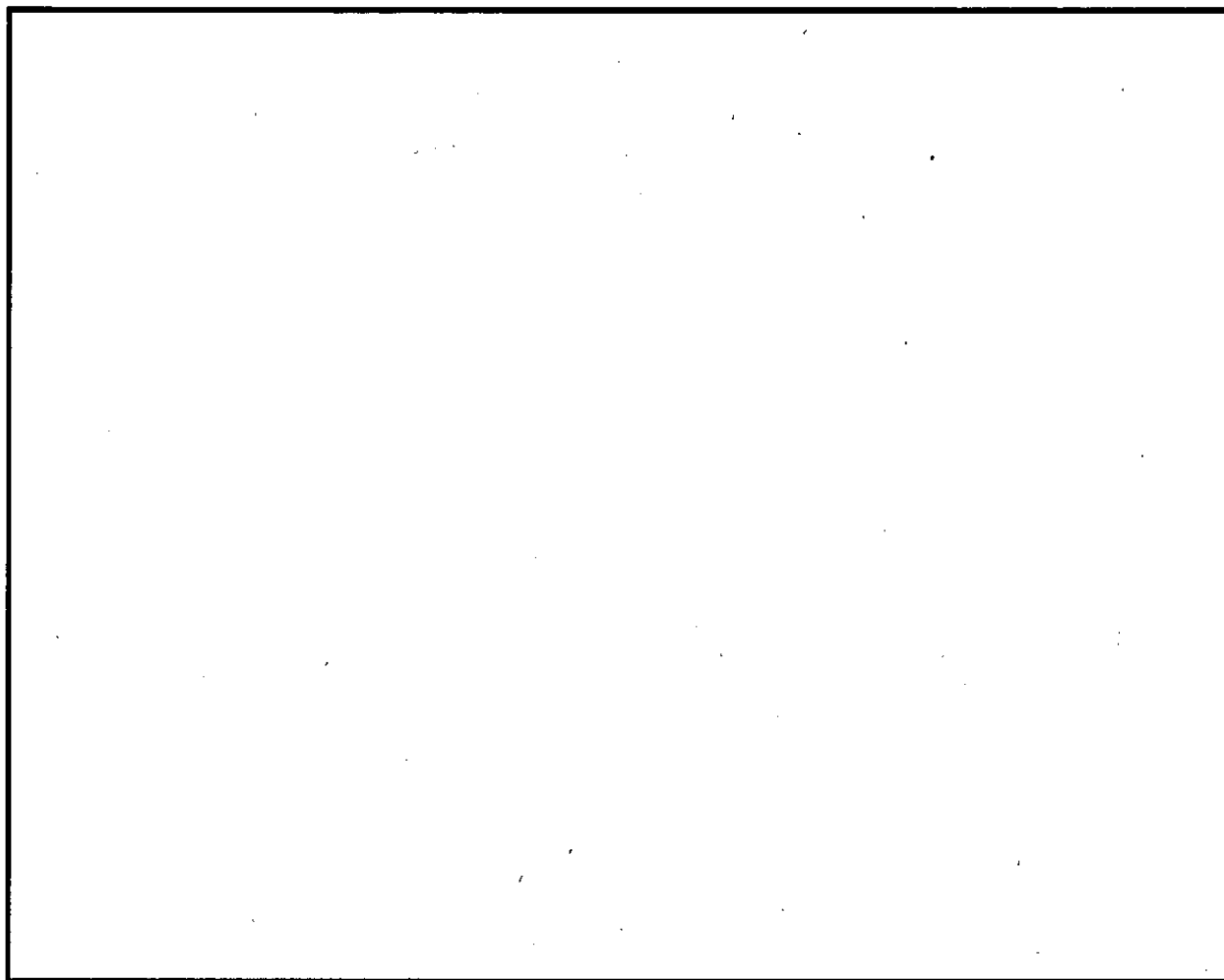
1. 代替電源設備について

福島第一原子力発電所事故においては、津波により非常用ディーゼル発電機の冷却機能（海水系）が喪失するとともに、非常用ディーゼル発電機及びM/C等は津波の浸水被害により、多重化された電源設備が同時に機能喪失するに至った。

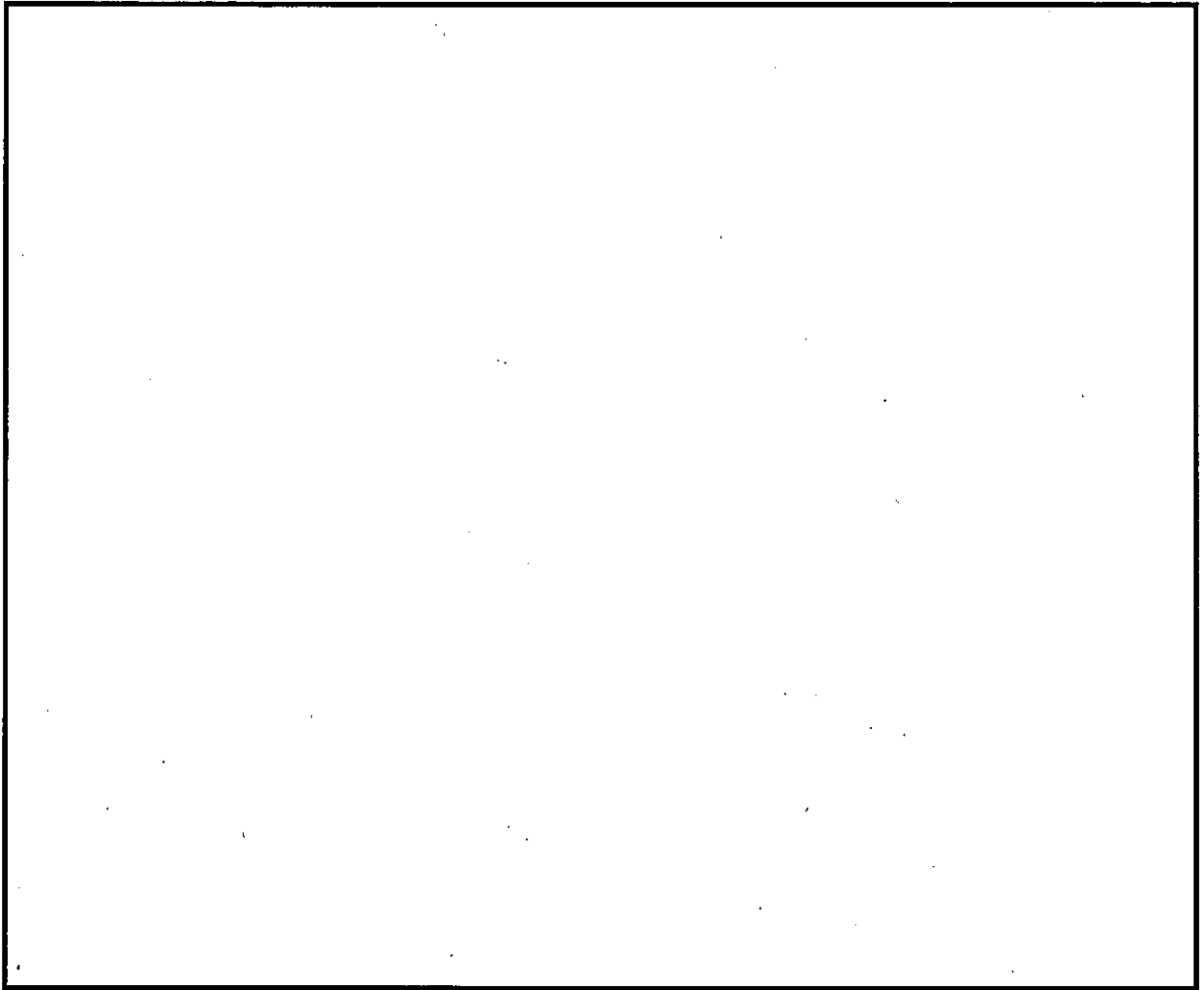
設計基準事故対処設備の非常用電源設備は、発電所周辺に新設する防潮堤（T.P. +18m以上）により基準津波（T.P. +17.1m）が到達しない設計とする。また、隔壁によって区画化された原子炉建屋附属棟に設置し、多重化を図ることにより互いに独立させており、共通要因により同時に機能喪失することなく、人の接近性を確保できる設計としている。（第57-9-1～3図）



第 57-9-1 図 D/G (HPCS D/Gを含む) 及びM/C 2D系の配置



第 57-9-2 図 D/G (HPCS D/Gを含む) 及びM/C 2C, HPCS
系の配置



第 57-9-3 図 125V 蓄電池及び中性子モニタ用蓄電池の配置

しかしながら、これら設計基準事故対処設備の電気設備が機能喪失した場合においても、重大事故等に対処できるよう常設又は可搬の代替電源等の設備を設置する。

これら常設又は可搬の代替電源等の設備は、設置許可基準規則第57条及び技術基準規則第72条に要求事項が示されている。

設置許可基準規則第57条及び技術基準規則第72条以外で、代替電源からの給電が要求される条文を、第57-9-1表に示す。

また、代替電源からの給電が要求される各設備の単線結線図は下記に示す。

設置許可基準規則46条/技術基準規則第61条	第57-9-(46-1)図
設置許可基準規則51条/技術基準規則第66条	第57-9-(51-1)図
設置許可基準規則52条/技術基準規則第67条	第57-9-(52-1)図
設置許可基準規則53条/技術基準規則第68条	第57-9-(53-1)図
設置許可基準規則54条/技術基準規則第69条	第57-9-(54-1)図
設置許可基準規則59条/技術基準規則第74条	第57-9-(59-1)図
設置許可基準規則60条/技術基準規則第75条	第57-9-(60-1)図
設置許可基準規則62条/技術基準規則第77条	第57-9-(62-1)図

第 57-9-1 表 代替電源からの給電が要求される条文

設置許可基準規則／技術基準条文番号			記載内容	備考
第 46 条	第 61 条	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	・ 常設直流電源系統喪失時に操作できる手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備する。	
第 51 条	第 66 条	格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備	・ 交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする。	
第 52 条	第 67 条	水素爆発による格納容器の破損を防止するための装置	・ 交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする。	
第 53 条	第 68 条	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止す為の設備	・ 交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする。	
第 54 条	第 69 条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等の為の設備	・ 交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とする。	
第 59 条	第 74 条	原子炉制御室	・ 原子炉制御室（中央制御室）用の電源（空調及び照明）等は、代替交流電源設備からの給電を可能とする。	
第 60 条	第 75 条	監視測定設備	・ 代替交流電源設備からの給電を可能とする。	
第 61 条	第 76 条	緊急時対策所	・ 代替交流電源設備からの給電を可能とする。	57 条と別の電源を用いるため、3.18 緊急時対策所で示す。
第 62 条	第 77 条	通信連絡を行うために必要な設備	・ 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とする。	緊急時対策所の通信連絡設備は 3.18 緊急時対策所で示す。

1.1 重大事故等対処設備による代替電源（交流）の供給

1.1.1 常設代替高圧電源装置

交流動力電源を供給する設計基準事故対処設備として、D／Gを設置しており、D／Gが故障した場合の常設代替交流電源設備として、常設代替高圧電源装置を設置する。

常設代替高圧電源装置は、D／Gと異なり、冷却海水を必要とせずに装置単独で起動できるとともに、燃料系統は軽油貯蔵タンクからの給油となるが、常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ入口弁（軽油貯蔵タンク出口弁）を通常閉としていることから、D／Gと独立性を有した設計としている。

また、常設代替高圧電源装置は、D／Gから100m以上離れた位置に設置しており、位置的分散を図った設計とすることで設計基準事故対処設備のD／Gから独立性を有するとともに、全交流動力電源喪失時にも使用できる設計とする。

(57-2-2)

常設代替高圧電源装置は1台あたり1,380kW（連続運転定格:1,108kW）の発電装置を5台設置しており、6,900kW（連続運転定格:5,520kW）の容量となることから、評価において最大負荷となる全交流動力電源喪失を想定するシナリオにおいて必要とされる電源容量（最大負荷5,048.7kW、連続最大負荷4,254.5kW）に対し、十分な容量を確保している。常設代替高圧電源装置の負荷を、第57-9-(1.1.1-1)表に示す。

第57-9-(1.1.1-1)表 常設代替高圧電源装置の負荷

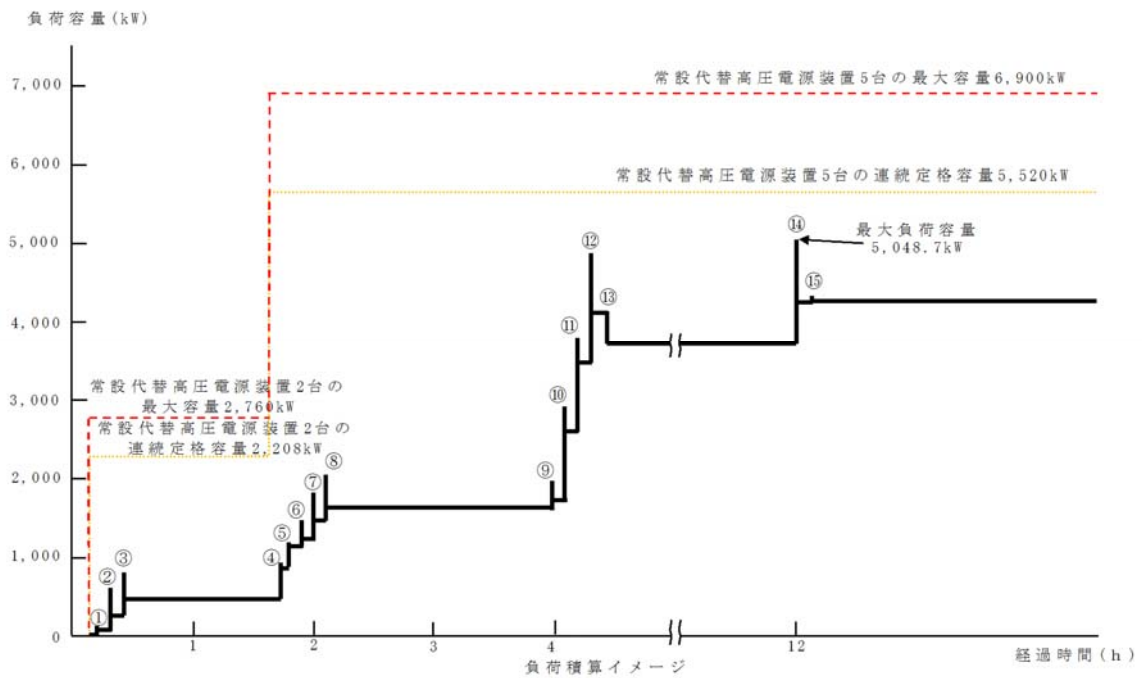
起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器盤 ・その他負荷	24.0 35.6
②	常設低圧代替注水系ポンプ	190.0
③	常設低圧代替注水系ポンプ※	190.0
④	非常用母線2C自動起動負荷 ・直流125V充電器盤2A ・非常用照明 ・120V A C 計装用電源2A ・その他負荷	47.1 89.0 28.6 224.5
⑤	非常用母線2D自動起動負荷 ・直流125V充電器盤2B ・非常用照明 ・120V A C 計装用電源2B ・その他負荷	35.9 71.2 102.1 103.9
⑥	非常用ガス再循環系ファン 非常用ガス処理系ファン その他負荷 停止負荷※ ¹	55.0 7.5 78.7 -54.3
⑦	中央制御室空調ファン 中央制御室非常用循環ファン その他負荷	45.1 7.5 165.1
⑧	蓄電池室排気ファン その他負荷	7.5 153.0
⑨	原子炉保護系電源装置 2A (原子炉保護系統ファン) 原子炉保護系電源装置 2B	45.1 45.1
⑩	残留熱除去系海水系ポンプ	871.0
⑪	残留熱除去系海水系ポンプ	871.0
⑫	残留熱除去系ポンプ その他負荷	651.1 2.2
⑬	停止負荷 常設低圧代替注水系ポンプ2台※ ²	-380.0
⑭	緊急用海水ポンプ その他	510.0 10.0
⑮	代替燃料プール冷却系ポンプ	22.0
合計 連続最大負荷 (最大負荷)		4,254.5 (5,048.7) (第57-9-(1.1.1-1) 図参照)

※1：④にて起動したその他の負荷のうち、⑥のタイミングで停止する負荷

※2：⑬の停止負荷（常設低圧代替注水系ポンプ2台）については②、③に起動した2台のポンプが⑬のタイミングで停止する。

なお、軽油貯蔵タンクにより、重大事故等発生後7日間は事故収束対応を維持できる容量以上の燃料を発電所内に確保し、燃料補給設備による給油手順を整備する。

代替交流電源設備（常設及び可搬型）、非常用所内電気設備及び代替所内電気設備の回路構成については、57-3 系統図参照のこと。



※グラフ中の丸数字は、第 57-9-(1. 1. 1-1) 表の起動順序の丸数字を指す。

第57-9-(1. 1. 1-1) 図 常設代替高圧電源装置負荷積上げ（全交流動力電源喪失）

1.1.2 可搬型代替低圧電源車

重大事故等対処設備として設置している常設代替高圧電源装置との多様化を図り，機動的な事故対応を行うための可搬型重大事故等対処設備として可搬型代替低圧電源車を配備している。可搬型代替低圧電源車は，以下の2つのケースにおいて必要な負荷へ給電できる設計としている。

- ① 常設代替高圧電源装置が使用不能の場合のバックアップ給電
- ② 可搬型整流器及び代替所内電気設備を経由し，直流負荷への給電

具体的な負荷は，以下のとおりである。

- ① 常設代替高圧電源装置のバックアップとして使用する場合には必要となる負荷は，第57-9-(1.1.2-1)表のとおり，最大負荷約569.1kW及び連続最大負荷約472.2kWである。したがって，可搬型代替低圧電源車2台分を必要容量（ $800\text{kW}=500\text{kVA}\times\text{力率}0.8\times 2\text{台}$ ）とする。

第57-9-(1. 1. 2-1)表 可搬型代替交流電源設備の負荷（ケース①）

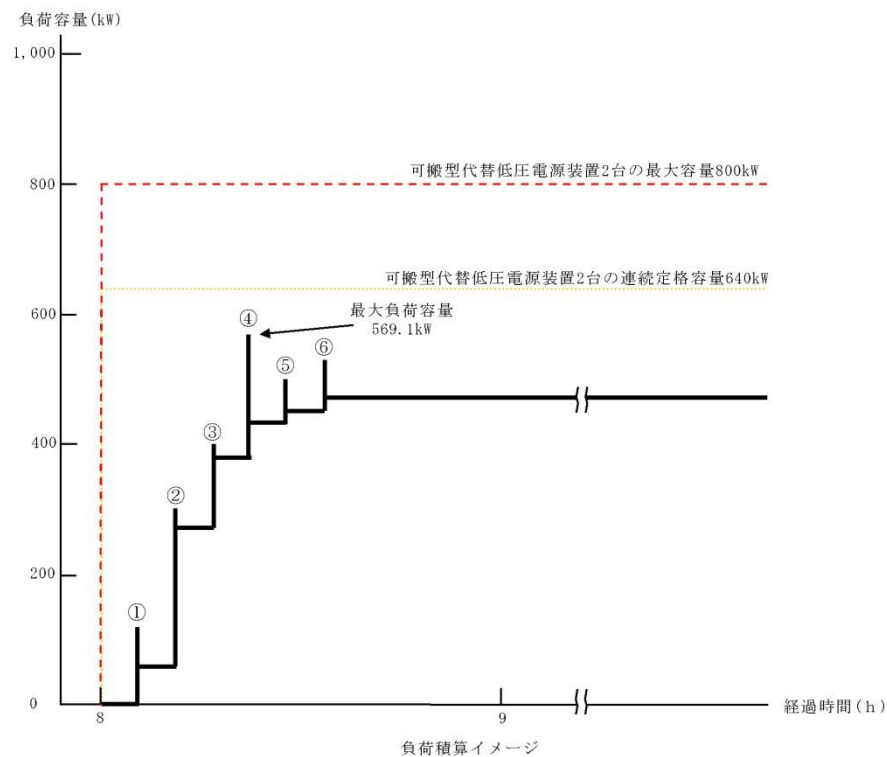
起動順序	主要機器名称	負荷容量(kW)
①	緊急用母線自動起動負荷 ・緊急用直流125V充電器盤 ・その他負荷	24.0 34.1
②	非常用母線2 C自動起動負荷 ・直流125V充電器盤2 A ・非常用照明 ・120V A C 計装用電源2 A ・その他負荷	47.1 17.8 28.6 119.5
③	非常用母線2 D自動起動負荷 ・直流125V充電器盤2 B ・非常用照明 ・その他負荷	35.9 17.8 54.3
④	中央制御室空調ファン ()内は起動時) 中央制御室非常用循環ファン	45.1 (182.5) 7.5
⑤	蓄電池室排気ファン その他負荷	7.5 11.0
⑥	代替燃料プール冷却系ポンプ	22.0
合計	連続最大負荷 (最大負荷)	472.2 (569.1) (第57-9-(1. 1. 2-1)図参照)

① 「①」項において緊急用直流電源系統への給電は、緊急用125V充電器盤と同様の給電となるため、①に包含される。

ケース①、②において、常設代替電源装置等が使用できない場合には、接続に時間を要するものの、保管場所を分散しており、2ヶ所の接続口から機動的に給電できる可搬型代替低圧電源車による受電を行う。(57-8)

可搬型代替低圧電源車の燃料（軽油）は、可搬型設備用軽油タンクにより、重大事故等発生後7日間は事故収束対応を維持できる容量以上の燃料を発電所内に確保し、タンクローリを用いて燃料の給油ができる手順を整備する。(57-6)

代替交流電源（常設及び可搬型）、所内電気設備及び代替所内電気設備の回路構成については、57-3 系統図に示す。



※グラフ中の丸数字は、第 57-9-(1. 1. 2-1) 表の起動順序の丸数字を指す。

第57-9-(1. 1. 2-1) 図 可搬型代替低圧電源車負荷積上げ（全交流動力電源喪失）

1.2 重大事故等対処設備による直流電源の供給

1.2.1 所内常設直流電源設備

全交流動力電源喪失時に直流電源を供給する設計基準事故対処設備として、非常用の常設蓄電池を設置している。非常用の常設蓄電池は、3系統5組のそれぞれ独立した蓄電池で構成する。

非常用の常設蓄電池のうち、125V A系蓄電池及びB系蓄電池（区分Ⅰ及びⅡ）は全交流動力電源喪失から約1時間後に中央制御室内にて、約8時間後には現場分電盤にて不要な負荷の切り離しを行うことで、電源が必要な設備に約24時間以上供給できる容量設計とする。

非常用の常設蓄電池のうち、中性子モニタ用蓄電池A系及びB系は全交流動力電源喪失から、電源が必要な設備に約24時間以上供給できる容量設計とする。

全交流動力電源喪失1時間後に中央制御室にて、8時間後以降に原子炉建屋附属棟地下1階の電気室の直流125V主母線盤、直流125V MCC又は直流125V計装用分電盤にて125V A系蓄電池及びB系の不要負荷の切り離しを行うことで、合計24時間以上にわたって直流電源を供給することが可能な設計とする。これは、有効性評価における全交流動力電源喪失を想定するシナリオのうち「全交流動力電源喪失（長期TB）」における評価条件（24時間にわたり交流電源が回復しない）も満足するものである。

各蓄電池の容量評価については、57-5 容量設定根拠に示す。

所内常設直流電源設備の回路構成については、57-3 系統図に示す。

1.2.2 可搬型代替直流電源設備

重大事故等対処設備として設置している常設蓄電池（非常用の常設蓄電池（区分Ⅰ，Ⅱ）と兼用）との多様化を図り，機動的な事故対応を行うための可搬型重大事故等対処設備として，可搬型代替低圧電源車，可搬型整流器，可搬型整流器用変圧器及び代替所内電気設備を組み合わせた可搬型代替直流電源設備を配備する設計とする。

可搬型代替直流電源設備は，全交流動力電源喪失時に常設蓄電池が故障又は枯渇した場合に，常設蓄電池に代わり，直流電源を必要な機器に供給する。

可搬型整流器の容量は，24時間にわたり高圧代替注水系等の重大事故等の対処に必要な直流設備の容量（A系：29.9kW，B系：27.4kW，緊急用：18.6kW）に対し，十分な容量（60.0kW）を確保しており，また可搬型代替低圧電源車へは継続的に燃料給油を行うことで，24時間以上にわたって直流電源を供給できる設計とする。

可搬型代替低圧電源車の燃料（軽油）は，構内に設けた可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリにより重大事故等発生後7日間は事故収束対応を維持できる容量以上の燃料を確保する設計とする。

可搬型整流器の容量評価については，57-5 容量設定根拠に示す。

可搬型代替直流電源設備の回路構成については，57-3 系統図に示す。

1.3 代替所内電気設備による給電

設置許可基準規則の第47条、48条、及び49条の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ることを要求されている。

このため、第47条の低圧代替注水系（常設）、第48条の格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系及び第49条の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）への電源供給については、設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備5系統が機能喪失した場合にも、必要な重大事故防止設備へ電力を供給するため、非常用所内電気設備と独立性を有し、位置的分散を図る代替所内電気設備を設ける設計とする。

なお、設置許可基準規則第51条の格納容器下部注水系における格納容器下部注水系ペデスタル注水弁、格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁、格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁、格納容器下部注水系ペデスタル注入流量調整弁については、多重性及び位置的分散を図った非常用所内電気設備又は代替所内電気設備を経由し代替交流電源設備から給電可能な設計としている。

【機能喪失を想定する所内電気設備】

原子炉建屋附属棟1階～地下2階に設置する電気室の5系統の非常用所内電気設備

- ・ M／C 2 C ・ 2 D ・ H P C S (交流6.9kV)
- ・ P／C 2 C ・ 2 D (交流480V)
- ・ M C C 2 C ・ 2 D (交流480V)
- ・ 直流125V 2 A ・ 2 B ・ H P C S (直流125V)
- ・ 中性子モニタ 2 A ・ 2 B (±24V)

この場合、非常用所内電気設備の5系統（M／C，P／C，M C C，直流125V系統，中性子モニタ系統）が機能を喪失しても，代替所内電気設備を使用することにより，原子炉又は格納容器を安定状態に収束させることが可能な設計とする。

代替所内電気設備による給電に使用する設備は以下のとおりである。

（第57-9-（1.3-1）図）

- ・ 常設代替高圧電源装置
- ・ 緊急用断路器
- ・ 緊急用M／C
- ・ 緊急用動力変圧器
- ・ 緊急用P／C
- ・ 緊急用M C C
- ・ 緊急用電源切替盤
- ・ 軽油貯蔵タンク
- ・ 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ
- ・ 可搬型代替低圧電源車接続盤
- ・ 可搬型代替直流電源設備用電源切替盤
- ・ 緊急用直流125V主母線盤
- ・ 緊急用直流125VM C C
- ・ 緊急用直流125V計装用分電盤
- ・ 緊急用125V蓄電池

（1） 多重性又は多様性

常設代替交流電源設備，常設代替直流電源設備及び代替所内電気設備は，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備，非常用直流電源

設備及び非常用所内電気設備と同時にその機能が損なわれないように，多重性又は多様性を図った設計とする。常設代替交流電源設備の多重性及び多様性を，第57-9-(1.3-1)表に，常設代替直流電源設備の多重性及び多様性を，第57-9-(1.3-2)表に，代替所内電気設備の多重性を，第57-9-(1.3-3)表に示す。

第 57-9-(1.3-1)表 常設代替交流電源設備の多重性又は多様性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用交流電源設備 (D/G)	常設代替交流電源設備 (常設代替高圧電源装置)
駆動方式	ディーゼル発電	ディーゼル発電
冷却方式	水冷	空冷

第 57-9-(1.3-2)表 常設代替直流電源設備の多重性又は多様性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用直流電源設備 (125V 2 A, 2 B 蓄電池)	常設代替直流電源設備 (緊急用 125V 蓄電池)
駆動方式	制御弁式据置鉛蓄電池	制御弁式据置鉛蓄電池
系統数	2 系統	1 系統

第 57-9-(1.3-3)表 代替所内電気設備の多重性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用所内電気設備	代替所内電気設備
設備構成	M/C 2 C・2 D～動力変圧器～ P/C 2 C・2 D～非常用MCC ～緊急用電源切替盤 125V 2 A・2 B 蓄電池～緊急用電源 切替盤	緊急用断路器～緊急用M/C～緊急 用動力変圧器～緊急用P/C～緊急 用MCC～緊急用電源切替盤 緊急用 125V 蓄電池～緊急用電源切 替盤

(2) 独立性

常設代替交流電源設備，常設代替直流電源設備及び代替所内電気設備は，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備，非常用直流電源設備及び非常用所内電気設備と共通要因故障に対して機能を損なわない設計とする。常設代替交流電源設備，常設代替直流電源設備，代替所内電気設備の独立性を，第57-9-(1.3-4)表に示す。

第 57-9-(1.3-4) 表 常設代替交流電源設備，代替所内電気設備の独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		非常用交流電源設備 非常用直流電源設備 非常用所内電気設備	常設代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 代替所内電源設備
共通 要因 故障	地震	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備，非常用直流電源設備及び非常用所内電気設備は耐震 S クラス設計とし，重大事故防止設備である常設代替交流電源設備，常設代替直流電源設備及び代替所内電気設備は基準地震動 S _s で機能維持できる設計とすることで，基準地震動 S _s が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備，非常用直流電源設備及び非常用所内電気設備は，防潮堤及び浸水防止設備の設置により，重大事故防止設備である常設代替交流電源設備，常設代替直流電源設備及び代替所内電気設備は，防潮堤及び浸水防止設備に加え，水密化された常設代替高圧電源装置置場及び原子炉建屋附属棟に設置することで，津波が共通要因となって故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備，非常用直流電源設備及び非常用所内電気設備と，重大事故防止設備である常設代替交流電源設備，常設代替直流電源設備及び代替所内電気設備は，火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「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」に示す）。	
	溢水	設計基準事故対処設備の非常用交流電源設備，非常用直流電源設備及び非常用所内電気設備と，重大事故防止設備である常設代替交流電源設備，常設代替直流電源設備及び代替所内電気設備は，溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「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」に示す）。	

(3) 位置的分散

常設代替交流電源設備，常設代替直流電源設備及び代替所内電源設備は，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備，非常用直流電源設備及び非常用所内電気設備と位置的分散を図っている。常設代替交流電源設備の位置的分散を，第57-9-(1.3-5)表に，常設代替直流電源設備の位置的分散を，第57-9-(1.3-6)表に，代替所内電気設備の位置的分散を，第57-9-(1.3-7)表に示す。具体的な電源設備の単線結線図を，第57-9-(1.3-1)図に示す。

第 57-9-(1.3-5) 表 常設代替交流電源設備の位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用交流電源設備 (D/G)	常設代替交流電源設備 (常設代替高圧電源装置)
設置場所	原子炉建屋附属棟地下 1 階	常設代替高圧電源装置置場

第 57-9-(1. 3-6) 表 常設代替直流電源設備の位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	非常用直流電源設備 (125V 2 A, 2 B 蓄電池)	常設代替交流電源設備 (緊急用 125V 蓄電池)
設置場所	原子炉建屋附属棟中 1 階及び 1 階	常設代替高圧電源装置置場

第 57-9-(1. 3-7) 表 代替所内電気設備の位置的分散

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		非常用所内電気設備	代替所内電気設備
設置場所	M / C	原子炉建屋附属棟	常設代替高圧電源装置置場
	動力変圧器	原子炉建屋附属棟	原子炉建屋廃棄物処理棟
	P / C	原子炉建屋附属棟	原子炉建屋廃棄物処理棟
	M C C	原子炉建屋附属棟	原子炉建屋廃棄物処理棟
	直流 125V	原子炉建屋附属棟	常設代替高圧電源装置置場

(4) 接近性の確保

設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、代替交流電源からの電力を確保するために、以下のとおり、原子炉建屋附属棟（非管理区域）中1階～地下2階に設置している非常用所内電気設備へアクセス可能な設計とすることにより、接近性を確保する設計とする。

屋内のアクセスルートに影響を与えるおそれがある以下の事象について評価した結果は以下のとおり。

a. 地震時の影響・・・プラントウォークダウンにて確認した結果問題なし。

b. 地震随伴火災の影響・・・アクセスルート近傍に地震随伴火災の火災源となる機器が設置されているが、基準地震力に対して耐震性が確保されていることから問題なし。

c. 地震随伴洪水の影響・・・アクセスルートとして通行する区画には
洪水源がなく，他区画からの洪水の流入
もないことから，問題なし。

詳細は「1.0 重大事故等対処における共通事項 1.0.2 共通事項

(1)重大事故等対処設備 ②アクセスルートの確保」参照

なお，原子炉建屋附属棟（非管理区域）中1階～地下2階からのルートに加えて，同階を経由せず，地上1階から接近可能な代替所内電気設備を原子炉建屋廃棄物処理棟1階（管理区域）に設置することにより，接近性の向上を図る設計とする。

(5) 電動弁への電源供給

第47条の低圧代替注水系（常設），第48条の格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系及び第49条の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の電動弁は代替所内電気設備から電源供給が可能な設計とする。

第48条の格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の電動弁は，常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）から非常用所内電気設備を経由し受電する設計とする。一方，非常用所内電気設備が使用不能となる場合を想定し，格納容器圧力逃がし装置の電動弁には，動作原理の異なる多様性を有した駆動方式である人力にて開閉操作が可能な設計とする。

(6) 計装装置への電源供給

計装装置への電源供給は，緊急用M C C（緊急用直流125V充電器含む）から電源供給が可能な設計とする。

1.3.1 低圧代替注水系（常設）[47条]

低圧代替注水系（常設）は重大事故等時に炉心に低圧注水するための常設設備であり，当該設備に対応する設計基準対象施設は，「残留熱除去系（低圧注水系）」及び「低圧炉心スプレイ系」である。

低圧代替注水系（常設），残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の系統概要図（常設低圧代替注水系ポンプによる注水）を，第57-9-(1.3.1-1)図に示す。

低圧代替注水系（常設），残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の系統概要図（可搬型代替注水大型ポンプによる注水）を，第57-9-(1.3.1-2)図に示す。

低圧代替注水系（常設）の主要設備を，第57-9-(1.3.1-1)表に示す。

第 57-9-(1. 3. 1-1)表 低圧代替注水系（常設）の主要設備について

機能	重大事故防止設備	設計基準事故対処設備
—	・ 低圧代替注水系	・ 残留熱除去系(低圧注水系) 低圧炉心スプレイ系
ポンプ	・ 常設低圧代替注水系ポンプ(A), (B)	〈残留熱除去系〉 ・ 残留熱除去系ポンプ（低圧注水系） 〈低圧炉心スプレイ系〉 ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ
電動弁 (状態表示を含む)	・ 常設低圧代替注水系ポンプ出口弁(A), (B) ・ 原子炉注水弁 ・ 原子炉圧力容器注水流量調整弁(RHR側) ・ 残留熱除去系注入弁(C) ・ 原子炉注水弁(LPCS) ・ 原子炉圧力容器注水流量調整弁(LPCS側) ・ 低圧炉心スプレイ注入弁	〈残留熱除去系〉 ・ 残留熱除去系注入弁 〈低圧炉心スプレイ系〉 ・ 低圧炉心スプレイ系注入弁 ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ入口弁
計装設備	・ 原子炉水位（広帯域） ・ 原子炉水位（燃料域） ・ 原子炉水位（SA広帯域） ・ 原子炉水位（SA燃料域） ・ 原子炉圧力 ・ 原子炉圧力（SA） ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量 ・ 代替淡水貯槽水位 ・ 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	〈残留熱除去系〉 ・ 残留熱除去系系統流量 ・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 〈低圧炉心スプレイ系〉 ・ 低圧炉心スプレイ系系統流量 ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力

常設低圧代替注水系ポンプは、原子炉建屋南側の常設低圧代替注水系格納槽に、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプは原子炉建屋原子炉棟に設置し、位置的分散を図る設計とする。（第57-9-(1. 3. 1-3)～(1. 3. 1-4)図）

低圧代替注水系（常設）は、第57-9-(1. 3. 1-5)図のとおり常設代替高圧電源装置置場に設置する常設代替高圧電源装置から代替所内電気設備を経由し、残留熱除去系(低圧注水系)は、第57-9-(1. 3. 1-5)図のとおり原子炉建屋附属棟地下1階に設置するD／Gから非常用所内電気設備を経由して電源を受電できる設計としており、常設代替高圧電源装置及びD／G、代替所内電気設備と非常用所内電気設備とは、それぞれ位置的分散を図る

設計とする。

また、低圧代替注水系（常設）使用時の機器への電路と残留熱除去系（低圧注水系）使用時の機器への電路とは、米国電気電子工学学会(IEEE)規格384(1992年版)の分離距離を確保することにより独立性を有する設計とする。（第57-9-(1.3.1-5)図）

具体的な電路として、単線結線図及び電路ルート図の一覧を、第57-9-(1.3.1-2)表に示す。

第57-9-(1.3.1-2)表 単線結線図及び電路ルート図の一覧 低圧代替注水系(47条)

	図番号	ページ
計装設備用 (第57-9-(1.3.1-3)表)	第57-9-(47-1～5)図	57-9-77～81
動力用 (第57-9-(1.3.1-5)図) (第57-9-(1.3.1-4)表)	第57-9-(47-6～11)図	57-9-82～87

電動弁の制御回路は、非常用所内電気設備からの受電時と代替所内電気設備からの受電時とで、別々に設置する。（第57-9-(1.3.1-6)図，第57-9-(1.3.1-7)図）

第57-9-(1.3.1-3)表 計装設備用電路 低圧代替注水系(常設)(47条)

(1 / 2)

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	原子炉圧力	中央制御室	現場計器 原子炉建屋原子炉棟3階	D1	残留熱除去系(A)系統流量	中央制御室 (H13-P601)	現場計器 原子炉建屋原子炉棟地下1階
S2	原子炉圧力	中央制御室	現場計器 原子炉建屋原子炉棟3階	D2	残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力	中央制御室 (H13-P925)	現場計器 原子炉建屋原子炉棟地下1階
S3	原子炉圧力 (SA)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋原子炉棟3階	D3	残留熱除去系(B)系統流量	中央制御室 (H13-P601)	現場計器 原子炉建屋原子炉棟地下1階
S4	原子炉圧力 (SA)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋原子炉棟3階	D4	残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力	中央制御室 (H13-P926)	現場計器 原子炉建屋原子炉棟地下1階
S5	原子炉水位 (広帯域)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋原子炉棟3階	D5	残留熱除去系(C)系統流量	中央制御室 (H13-P601)	現場計器 原子炉建屋原子炉棟地下1階
S6	原子炉水位 (広帯域)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋原子炉棟3階	D6	残留熱除去系ポンプ(C)吐出圧力	中央制御室 (H13-P926)	現場計器 原子炉建屋原子炉棟地下1階
S7	原子炉水位 (SA 広帯域)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋原子炉棟3階	D7	低圧炉心スプレイ系系統流量	中央制御室 (H13-P601)	現場計器 原子炉建屋原子炉棟地下1階
S8	原子炉水位 (燃料域)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋原子炉棟2階	D8	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	中央制御室 (H13-P925)	現場計器 原子炉建屋原子炉棟地下1階
S9	原子炉水位 (燃料域)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋原子炉棟2階	—	—	—	—
S10	原子炉水位 (SA 燃料域)	中央制御室	現場計器 原子炉建屋原子炉棟2階	—	—	—	—

※1：供給元：常設／可搬

※2：狭帯域流量

※3：供給元：可搬

第57-9-(1. 3. 1-3)表 計装設備用電路 低圧代替注水系（常設）（47条）

（ 2 ／ 2 ）

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S11	低圧代替注水系原子炉注水流量※ ¹	中央制御室	現場計器 原子炉建屋原子炉棟3階	—	—	—	—
S12	低圧代替注水系原子炉注水流量※ ²	中央制御室	現場計器 原子炉建屋原子炉棟3階	—	—	—	—
S13	低圧代替注水系原子炉注水流量※ ³	中央制御室	現場計器 原子炉建屋原子炉棟3階	—	—	—	—
S14	代替淡水貯槽水位	中央制御室	現場計器 常設低圧代替注水系格納槽	—	—	—	—
S15	常設低圧代替注水系ポンプ（A）吐出圧力	中央制御室	現場計器 常設低圧代替注水系格納槽	—	—	—	—
S16	常設低圧代替注水系ポンプ（B）吐出圧力	中央制御室	現場計器 常設低圧代替注水系格納槽	—	—	—	—

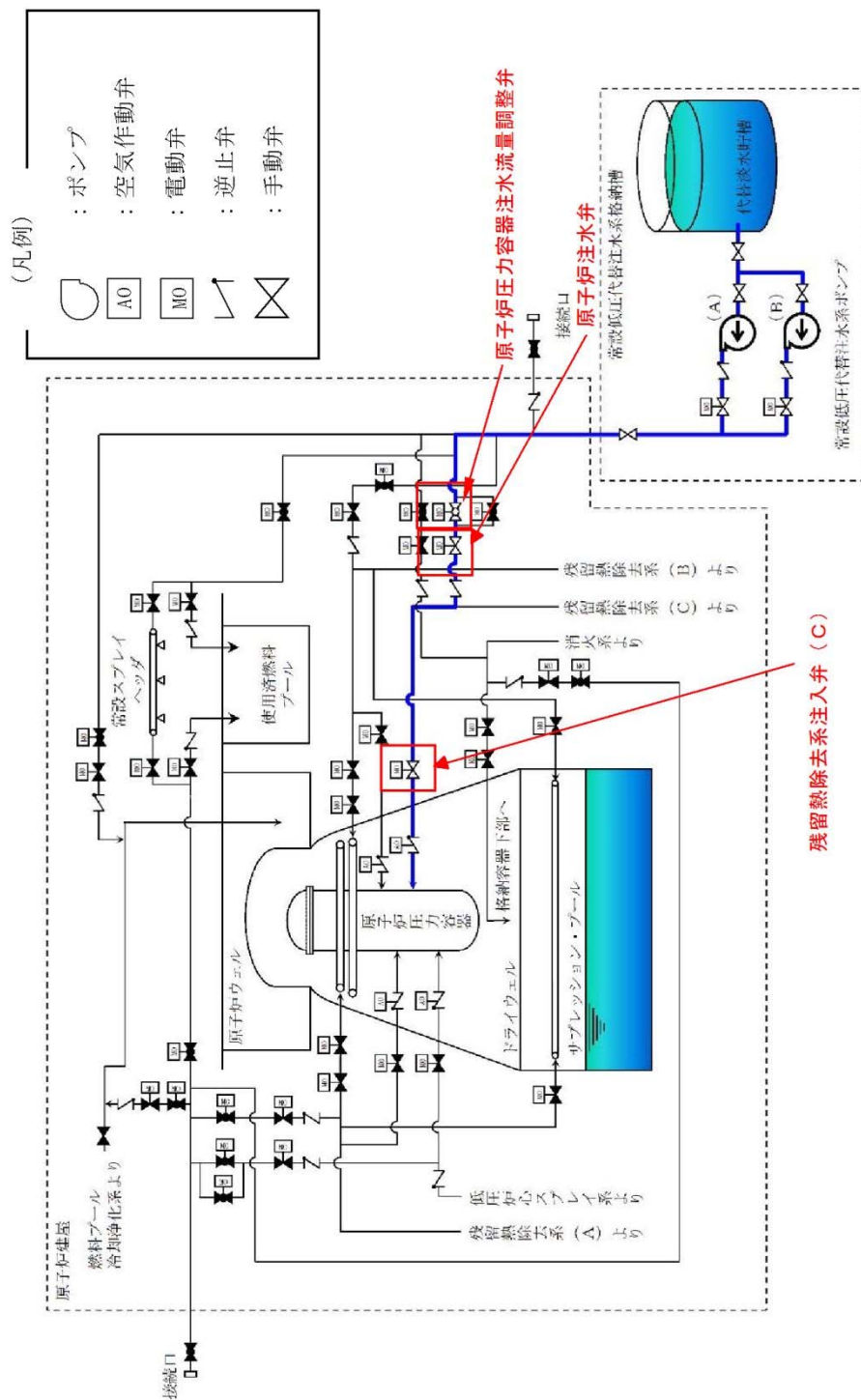
※ 1：供給元：常設／可搬

※ 2：狭帯域流量

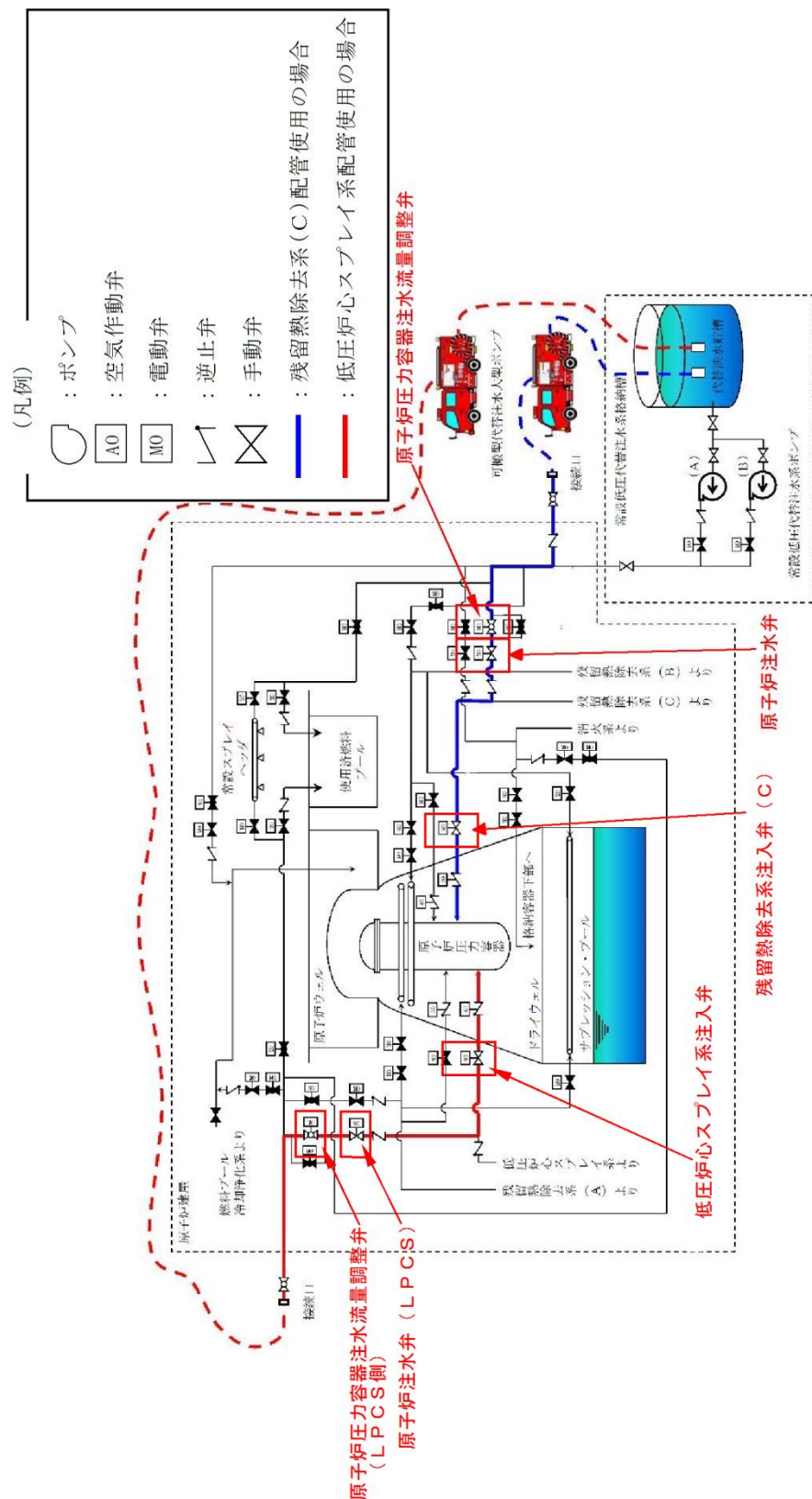
※ 3：供給元：可搬

第57-9-(1.3.1-4)表 動力用電路 低圧代替注水系（常設）（47条）

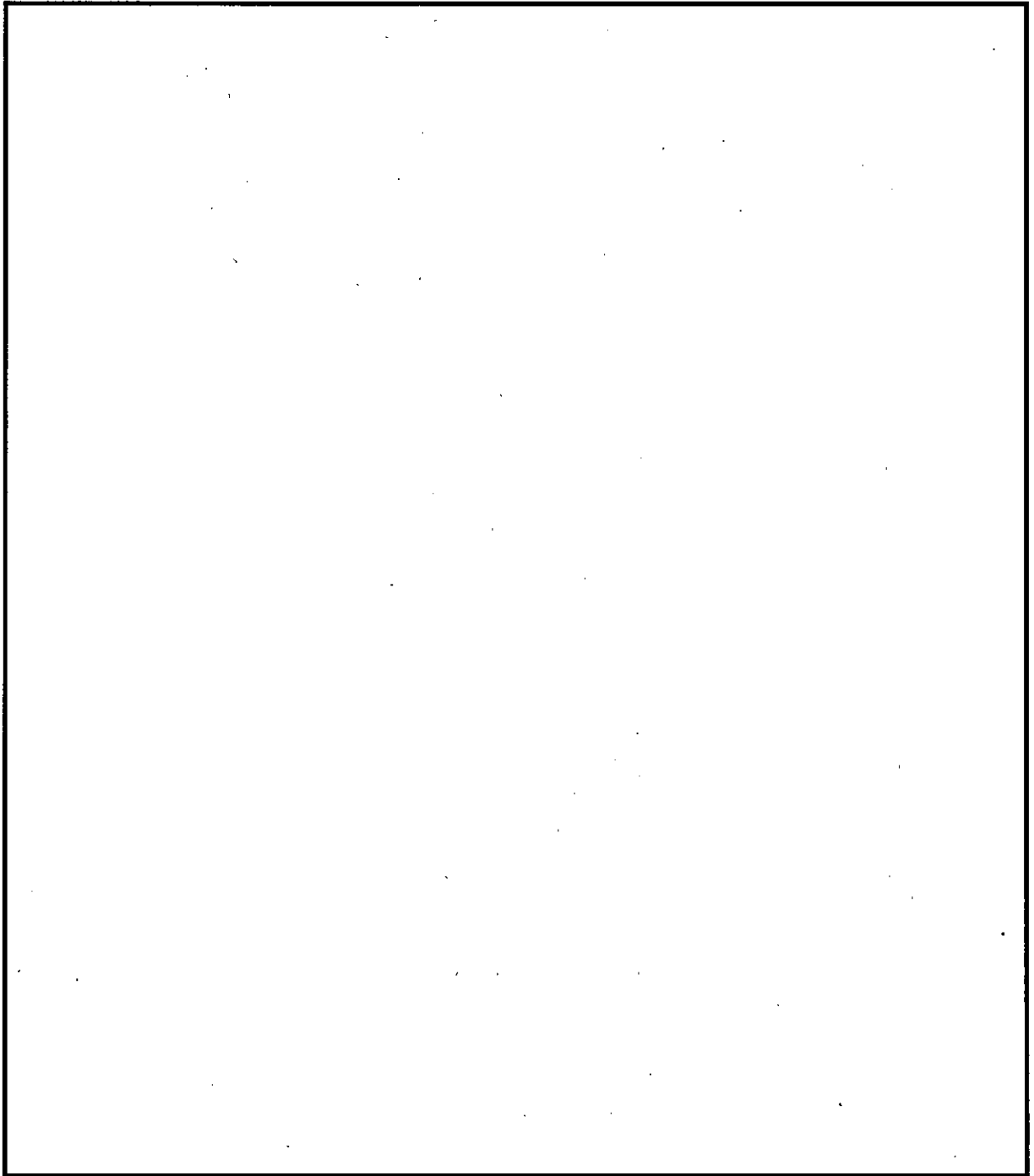
重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S1	緊急用 MCC	残留熱除去系 注入弁（C）	D1	MCC 2C-3/3B	残留熱除去系 熱交換器（A）出口弁
S2	緊急用 MCC	常設低圧代替注水系 ポンプ出口弁（A）	D2	MCC 2C-3/4E	残留熱除去系 熱交換器（A）入口弁
S3	緊急用 MCC	常設低圧代替注水系 ポンプ出口弁（B）	D3	MCC 2C-5/6D	残留熱除去系熱交換 器（A）バイパス弁
S4	緊急用 MCC	原子炉注水弁 （RHR側）	D4	MCC 2C-8/2D	残留熱除去系 注入弁（A）
S5	緊急用 MCC	原子炉圧力容器注水流 量調整弁（RHR側）	D5	MCC 2D-3/3B	残留熱除去系 熱交換器（B）出口弁
S6	緊急用 P/C	常設低圧代替注水系 ポンプ（A）	D6	MCC 2D-3/4E	残留熱除去系 熱交換器（B）入口弁
S7	緊急用 P/C	常設低圧代替注水系 ポンプ（B）	D7	MCC 2D-3/5E	残留熱除去系 熱交換器（B） バイパス弁
S8	緊急用 MCC	低圧炉心スプレイ系 注入弁	D8	MCC 2D-7/5A	残留熱除去系注入弁 （C）
S9	緊急用 MCC	原子炉注水弁 （LPCS）	D9	MCC 2D-8/2C	残留熱除去系注入弁 （B）
S10	緊急用 MCC	原子炉圧力容器注水流 量調整弁（LPCS側）	D10	M/C 2C/2	残留熱除去系ポンプ （A）
—	—	—	D11	M/C 2D/2	残留熱除去系ポンプ （B）
—	—	—	D12	M/C 2D/3	残留熱除去系ポンプ （C）
—	—	—	D13	M/C 2C/9	低圧炉心スプレイ系 ポンプ
—	—	—	D14	MCC 2C-8/9D	低圧炉心スプレイ系 注入弁
—	—	—	D15	MCC 2C-5/4E	低圧炉心スプレイ系 ポンプ入口弁
—	—	—	D16	MCC 2C-3/3E	残留熱除去系ポンプ 入口弁（A）
—	—	—	D17	MCC 2D-3/3E	残留熱除去系ポンプ 入口弁（B）
—	—	—	D18	MCC 2D-5/4D	残留熱除去系ポンプ 入口弁（C）



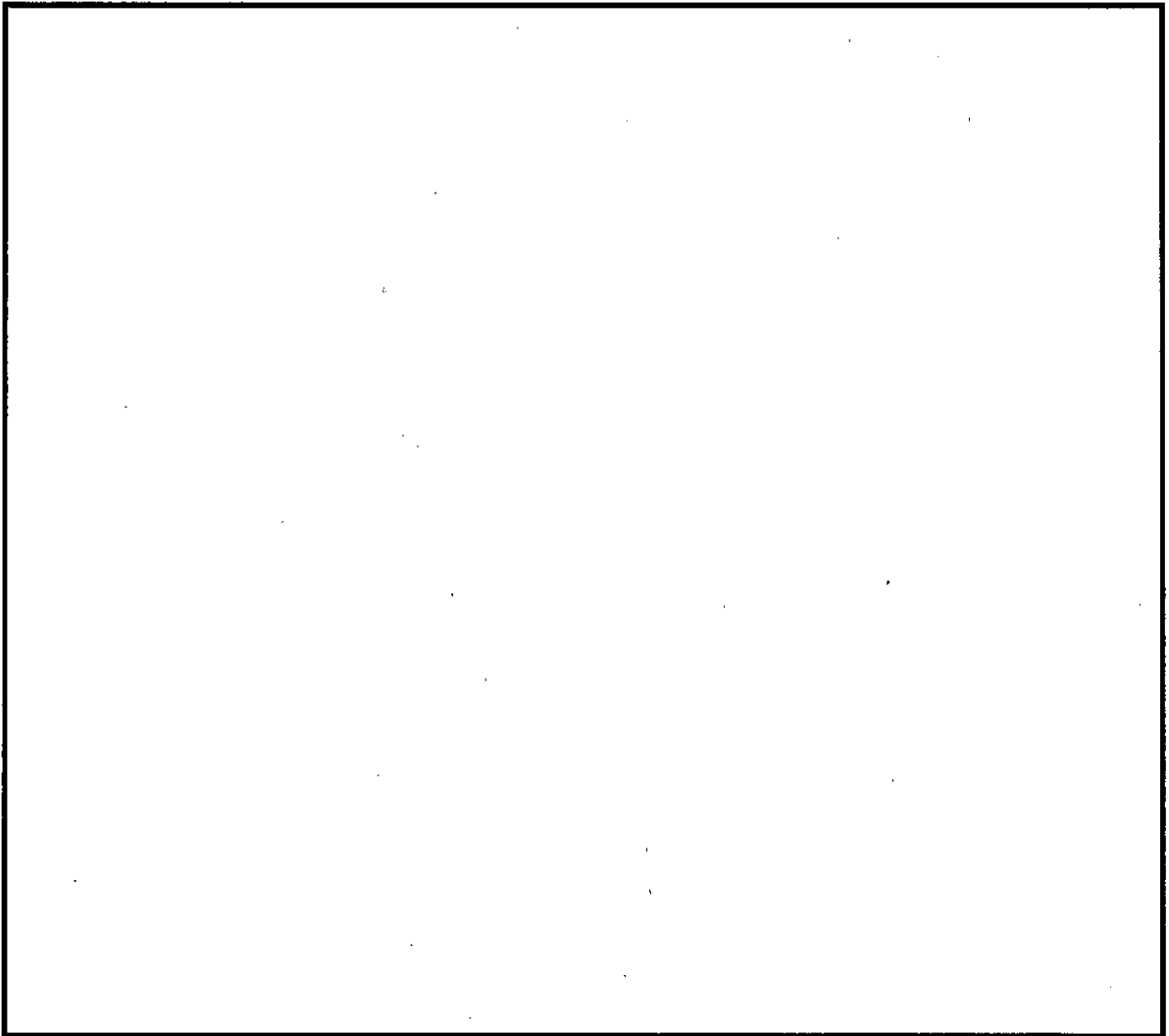
第57-9-(1.3.1-1)図 低圧代替注水系（常設），残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ冷却系の系統概要図（常設低圧代替注水系ポンプによる注水）



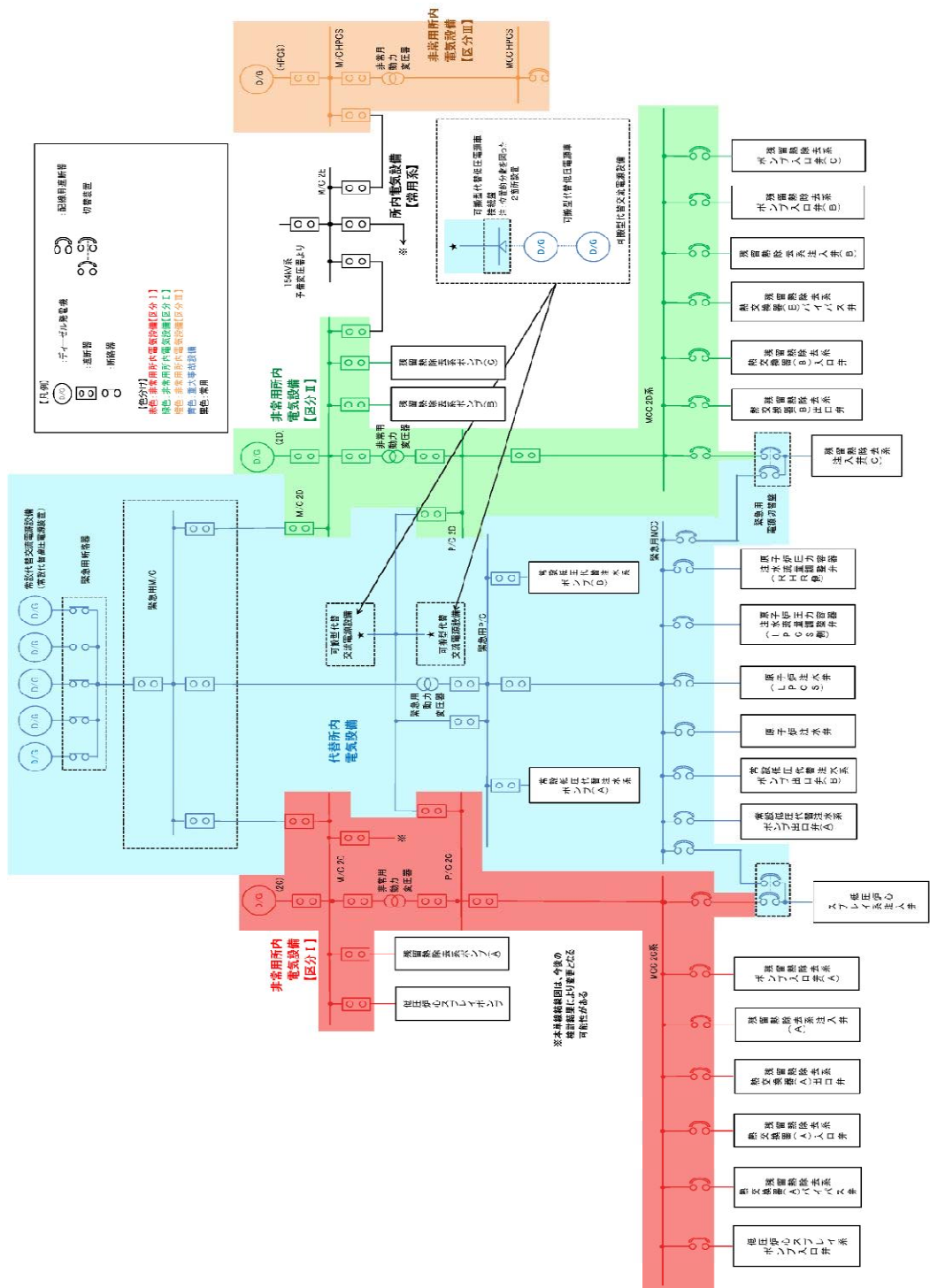
第 57-9-(1.3.1-2)図 低圧代替注水系（常設），残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ冷却系の系統概要図（可搬型代替注水大型ポンプによる注水）



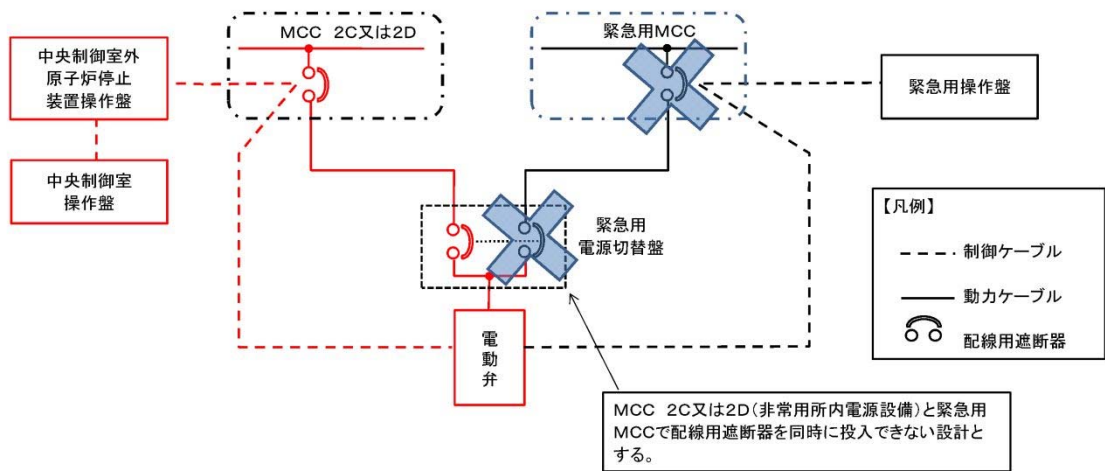
第 57-9-(1. 3. 1-3) 図 低圧代替注水系（常設），残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ冷却系の配置図（原子炉建屋 EL. -4. 0m）



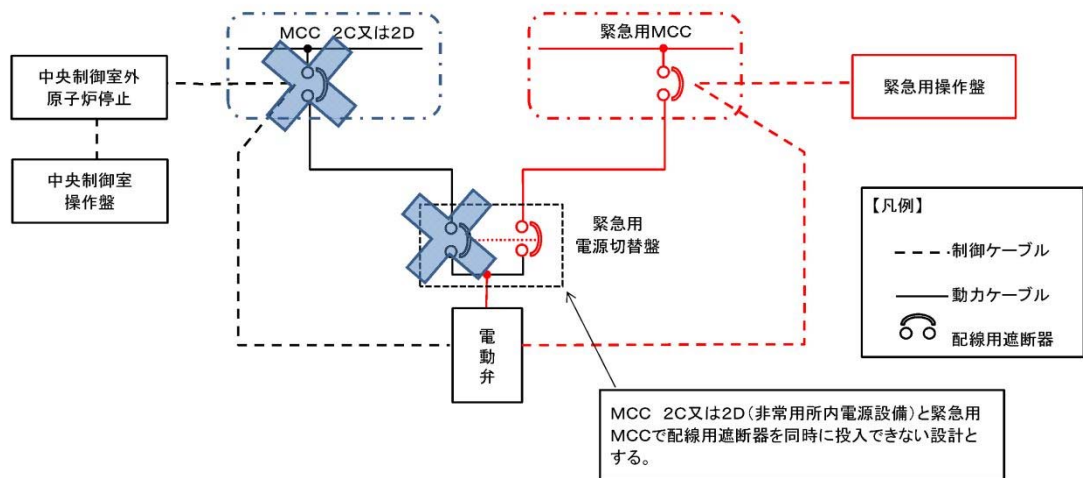
第 57-9-(1. 3. 1-4) 図 低圧代替注水系（常設），残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ冷却系の配置図（常設低圧代替注水系格納槽 原子炉建屋南側 T. P. +8. 2m）



第 57-9-(1. 3. 1-5) 図 単線結線図_低压代替注水系[47 条]



第57-9-(1.3.1-6)図 緊急用電源切替盤系統図 (MCC 2C又は2Dから電源供給時)



第 57-9-(1.3.1-7)図 緊急用電源切替盤系統図 (緊急用MCCから電源供給時)

1.3.2 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系（48条）

格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は，重大事故等時に格納容器内を冷却するための常設設備であり，当該設備に対応する設計基準対象施設は「残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）」である。

格納容器圧力逃がし装置の系統概要図を，第57-9-(1.3.2-1)図に，耐圧強化ベント系の系統概要図を，第57-9-(1.3.2-2)図に示す。

格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の主要設備を第57-9-(1.3.2-1)表に示す。

第 57-9-(1. 3. 2-1) 表 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の
主要設備について

機能	重大事故防止設備	設計基準事故対処設備
—	・格納容器圧力逃がし装置（フィルタ装置） ・耐圧強化ベント系	・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）
ポンプ	—	・残留熱除去系ポンプ（格納容器スプレイ冷却系）
電動弁 （状態表示を含む）	<格納容器圧力逃がし装置> ・一次隔離弁（S／C側） ・一次隔離弁（D／W側） ・二次隔離弁（A） ・二次隔離弁（B） <耐圧強化ベント系> ・一次隔離弁（S／C側） ・一次隔離弁（D／W側） ・耐圧強化ベント系二次隔離弁 ・耐圧強化ベント系一次隔離弁	・残留熱除去系D／Wスプレイ弁 ・残留熱除去系S／Pスプレイ弁
計装設備	<格納容器圧力逃がし装置> ・フィルタ装置水位 ・フィルタ装置圧力 ・フィルタ装置スクラビング水温度 ・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） ・フィルタ装置入口水素濃度 ・ドライウエル雰囲気温度 ・サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・ドライウエル圧力 ・サブプレッション・チェンバ圧力 <耐圧強化ベント系> ・ドライウエル雰囲気温度 ・サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・ドライウエル圧力 ・サブプレッション・チェンバ圧力 ・耐圧強化ベント系放射線モニタ	・残留熱除去系系統流量 ・残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ・残留熱除去系熱交換器入口温度 ・残留熱除去系熱交換器出口温度

耐圧強化ベント系及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、原子炉建屋原子炉棟内に設置，格納容器圧力逃がし装置はフィルタ装置格納槽に設置し，位置的分散を図る設計とする。（第57-9-(1.3.2-3)図）

格納容器圧力逃がし装置，耐圧強化ベント系の電動弁は，常設代替高压電源装置から非常用所内電気設備又は代替所内電気設備を経由し，電源を受電することが可能な設計とする。一方，電源が喪失した場合を想定し，動作原理の異なる多様性を有した駆動方式である人力にて開閉操作が可能な設計とする。

格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベントの計装設備は，第57-9-(1.3.2-4)～(1.3.2-5)図のとおり，常設代替高压電源装置置場に設置する常設代替高压電源装置から代替所内電気設備を経由し，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は，第57-9-(1.3.2-4)～(1.3.2-5)図に示す原子炉建屋附属棟地下1階に設置するD／Gから非常用所内電気設備を経由して電力を受電できる設計とし，常設代替高压電源装置とD／G，代替所内電気設備と非常用所内電気設備とは，それぞれ位置的分散を図る設計とする。また，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系使用時の機器への電路と残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）使用時の機器への電路とは，米国電気電子工学学会（IEEE）規格384（1992年版）の分離距離を確保することにより独立性を有する設計とする。（第57-9-(1.3.2-4)～(1.3.2-5)図）

単線結線図及びルート図の一覧を，第57-9-(1.3.2-2)表に示す。

第57-9-(1.3.2-2)表 単線結線図及び電路ルート図 耐圧強化ベント系，格
納容器圧力逃がし装置(48条)

	図番号	ページ
計装設備用 (第57-9-(1.3.2-3)表)	第57-9-(48-1～7)図	57-9-88～94
動力用 (第57-9-(1.3.2-4)～ (1.3.2-5)図) (第57-9-(1.3.2-4)表)	第57-9-(48-8～14)図	57-9-95～101

第57-9-(1.3.2-3)表 計装用電路 耐圧強化ベント系、格納容器圧力逃がし装置（48条）（1／2）

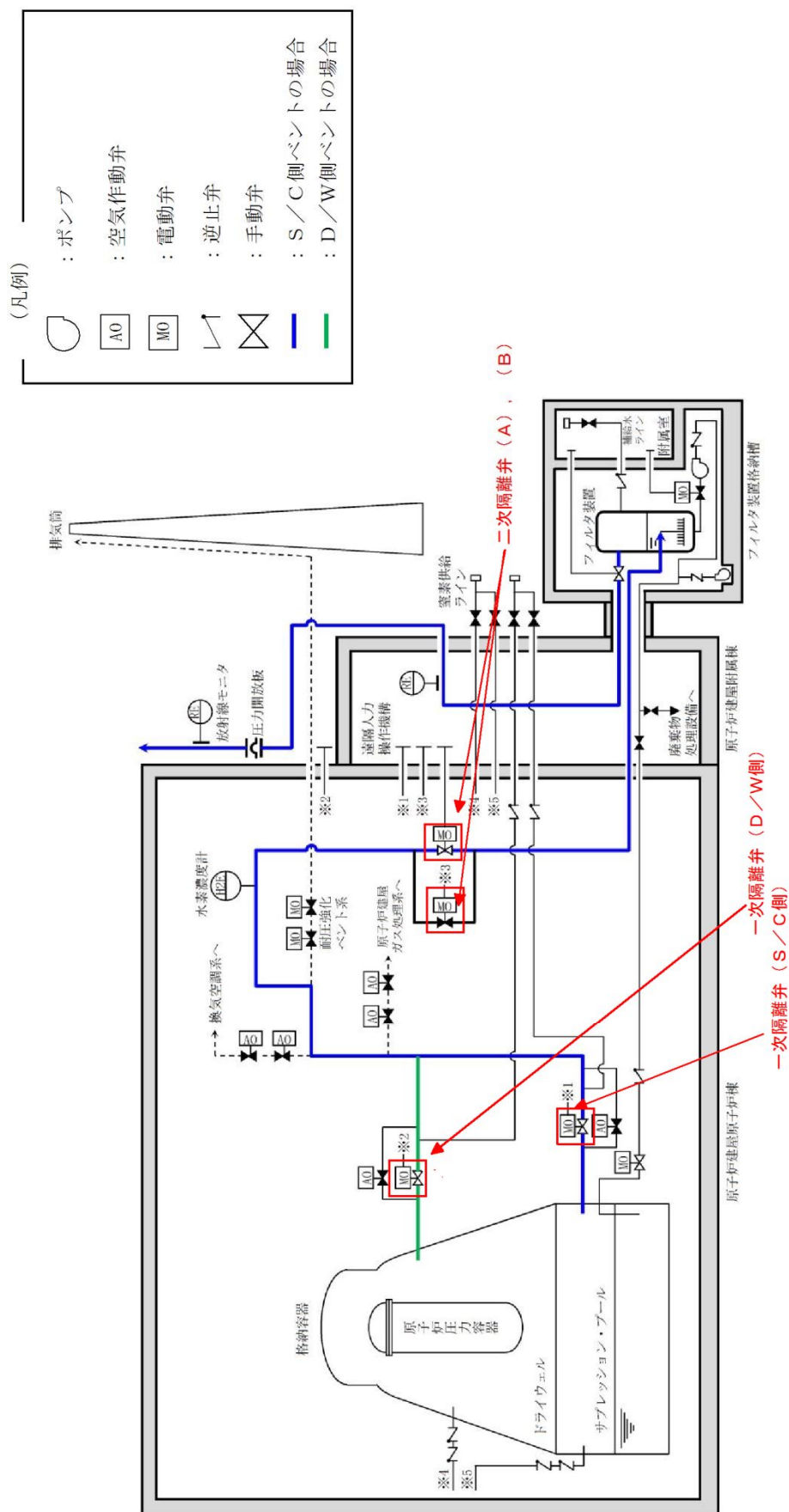
重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	ドライウエル 雰囲気温度	中央制 御室	現場計器 原子炉格納 容器内	D1	残留熱除去 系(A)系統 流量	中央制御室 (H13-P601)	現場計器 原子炉建屋 原子炉棟 地下1階
S2	ドライウエル 雰囲気温度	中央制 御室	現場計器 原子炉格納 容器内	D2	残留熱除去 系ポンプ (A)吐出圧 力	中央制御室 (H13-P925)	現場計器 原子炉建屋 原子炉棟 地下1階
S3	ドライウエル 雰囲気温度	中央制 御室	現場計器 原子炉格納 容器内	D3	残留熱除去 系(B)系統 流量	中央制御室 (H13-P601)	現場計器 原子炉建屋 原子炉棟 地下1階
S4	ドライウエル 雰囲気温度	中央制 御室	現場計器 原子炉格納 容器内	D4	残留熱除去 系ポンプ (B)吐出圧 力	中央制御室 (H13-P926)	現場計器 原子炉建屋 原子炉棟 地下1階
S5	ドライウエル 雰囲気温度	中央制 御室	現場計器 原子炉格納 容器内	D5	残留熱除去 系熱交換器 (A)入口温 度	中央制御室 (H13-P614)	現場計器 原子炉建屋 原子炉棟1 階
S6	ドライウエル 雰囲気温度	中央制 御室	現場計器 原子炉格納 容器内	D6	残留熱除去 系熱交換器 (A)出口温 度	中央制御室 (H13-P614)	現場計器 原子炉建屋 原子炉棟地 下1階
S7	サプレッショ ン・チェンバ 雰囲気温度	中央制 御室	現場計器 原子炉格納 容器内	D7	残留熱除去 系熱交換器 (B)入口温 度	中央制御室 (H13-P614)	現場計器 原子炉建屋 原子炉棟1 階
S8	サプレッショ ン・チェンバ 雰囲気温度	中央制 御室	現場計器 原子炉格納 容器内	D8	残留熱除去 系熱交換器 (B)出口温 度	中央制御室 (H13-P614)	現場計器 原子炉建屋 原子炉棟地 下1階
S9	ドライウエル 圧力	中央制 御室	現場計器 原子炉建屋 原子炉棟4 階	—	—	—	—

第 57-9-(1. 3. 2-3) 表 計装用電路 耐圧強化ベント系，格納容器圧力逃がし装置（48 条）（2 / 2）

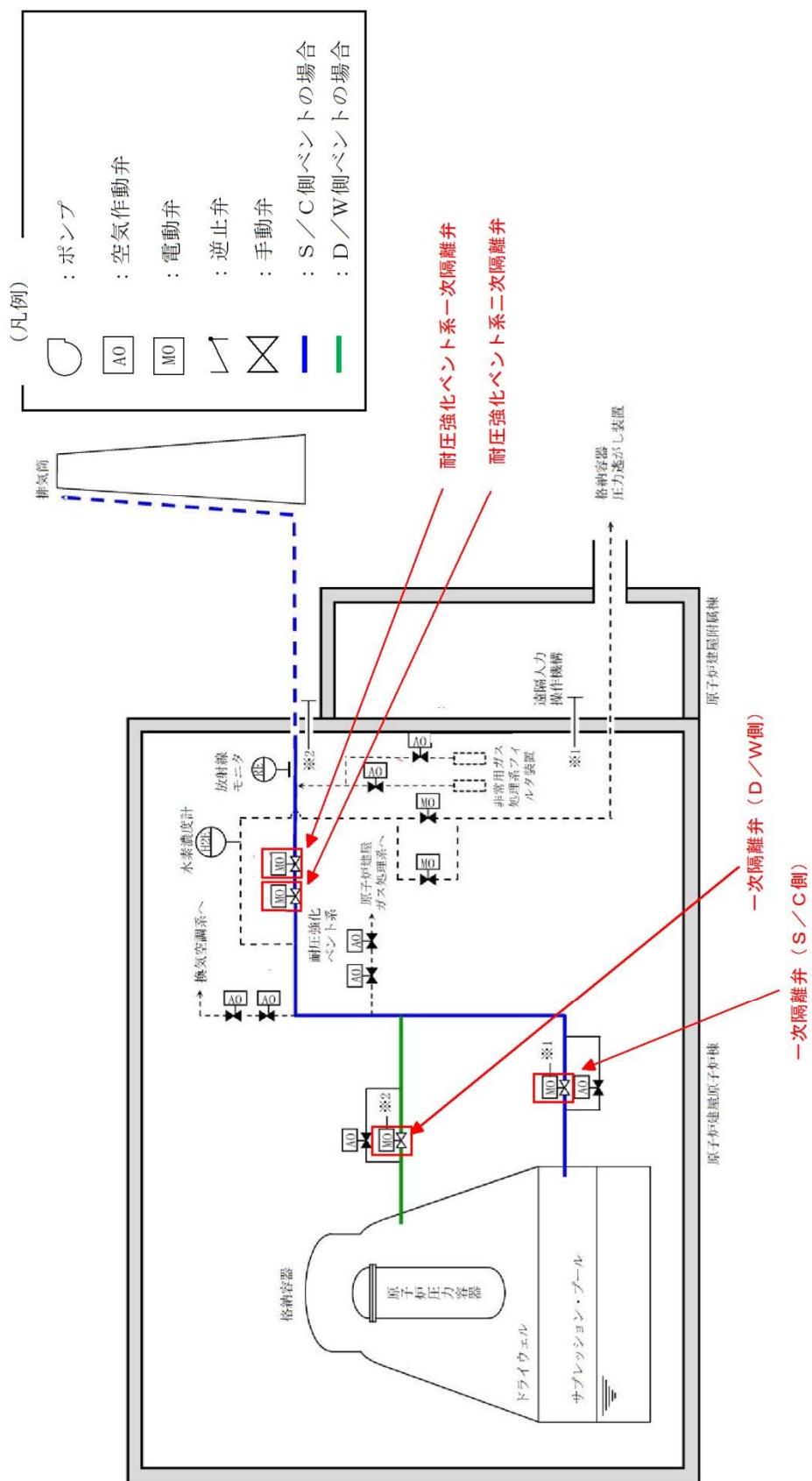
重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S10	サプレッション・チェンバ 圧力	中央制 御室	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟 1 階	—	—	—	—
S11	フィルタ装置 水位	中央制 御室	現場計器 格納容器 圧力逃が し装置フ ィルタ装 置格納槽	—	—	—	—
S12	フィルタ装置 水位	中央制 御室	現場計器 格納容器圧 力逃がし装 置フィルタ 装置格納槽	—	—	—	—
S13	フィルタ装置 圧力	中央制 御室	現場計器 格納容器圧 力逃がし装 置フィルタ 装置格納槽	—	—	—	—
S14	フィルタ装置 スクラビング 水温度	中央制 御室	現場計器 格納容器圧 力逃がし装 置フィルタ 装置格納槽	—	—	—	—
S15	フィルタ装置 出口放射線 モニタ（高レ ンジ）	中央制 御室	現場計器 廃棄物処理 棟 1 階	—	—	—	—
S16	フィルタ装置 出口放射線 モニタ（低レ ンジ）	中央制 御室	現場計器 廃棄物処理 棟 1 階	—	—	—	—
S17	フィルタ装置 出口放射線 モニタ（高レ ンジ）	中央制 御室	現場計器 屋外（原子炉 建屋南側外 壁面）	—	—	—	—
S18	フィルタ装置 入口水素濃度	中央制 御室	現場計器 廃棄物処 理棟 3 階	—	—	—	—
S19	フィルタ装置 入口水素濃度	中央制 御室	現場計器 廃棄物処 理棟 3 階	—	—	—	—
S20	耐圧強化ベン ト系放射線 モニタ	中央制 御室	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟 5 階	—	—	—	—

第57-9-(1.3.2-4)表 動力用電路 格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化
ベント系（48条）

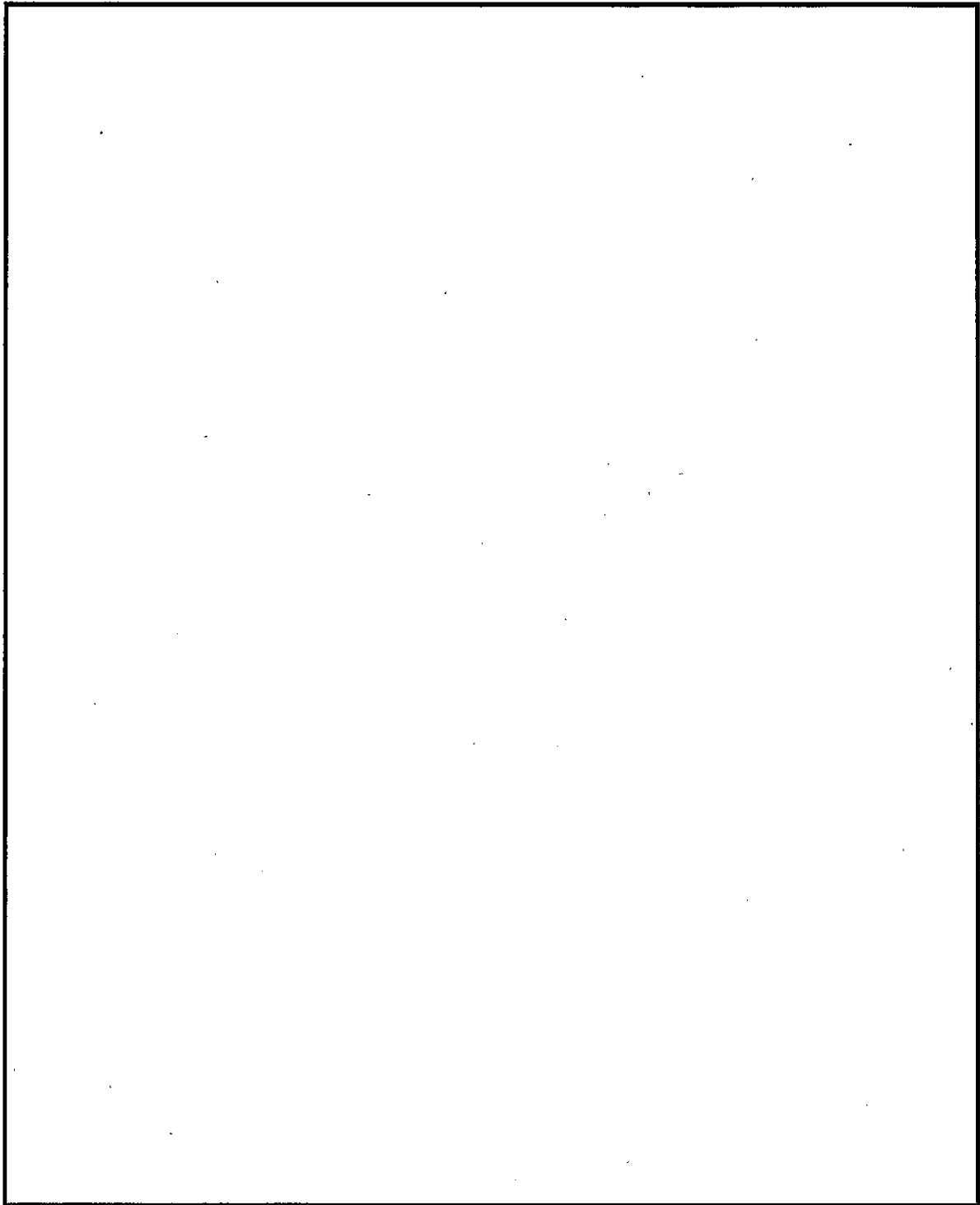
重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S1	緊急用 125V 直流 MCC	一次隔離弁（S／C側）	D1	MCC 2C-9/6C	残留熱除去系（A） D／Wスプレイ弁 （A）
S2	緊急用 125V 直流 MCC	一次隔離弁（D／W側）	D2	MCC 2D-3/5C	残留熱除去系（B） D／Wスプレイ弁 （A）
S3	緊急用 125V 直流 MCC	二次隔離弁（A）	D3	MCC 2C-5/4C	残留熱除去系（A） S／Pスプレイ弁
S4	緊急用 125V 直流 MCC	二次隔離弁（B）	D4	MCC 2D-3/6E	残留熱除去系（B） S／Pスプレイ弁
S5	緊急用 MCC	耐圧強化ベント系一次 隔離弁	D5	MCC 2C-9/6B	残留熱除去系（A） D／Wスプレイ弁 （B）
S6	緊急用 MCC	耐圧強化ベント系二次 隔離弁	D6	MCC 2D-3/4B	残留熱除去系（B） D／Wスプレイ弁 （B）
—	—	—	D7	M/C 2C/2	残留熱除去系ポンプ （A）
—	—	—	D8	M/C 2D/2	残留熱除去系ポンプ （B）
—	—	—	D9	MCC 2C-3/3E	残留熱除去系ポンプ 入口弁（A）
—	—	—	D10	MCC 2D-3/3E	残留熱除去系ポンプ 入口弁（B）
—	—	—	D11	MCC 2C-3/3B	残留熱除去系 熱交換器（A）出口弁
—	—	—	D12	MCC 2C-3/4E	残留熱除去系 熱交換器（A）入口弁
—	—	—	D13	MCC 2C-5/6D	残留熱除去系熱交換 器（A）バイパス弁
—	—	—	D14	MCC 2D-3/3B	残留熱除去系 熱交換器（B）出口弁
—	—	—	D15	MCC 2D-3/4E	残留熱除去系 熱交換器（B）入口弁
—	—	—	D16	MCC 2D-3/5E	残留熱除去系 熱交換器（B） バイパス弁



第 57-9-(1.3.2-1) 図 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図
57-9-51



第 57-9-(1. 3. 2-2)図 耐圧強化ベント系 系統概要図



第 57-9-(1. 3. 2-3) 図 格納容器圧力逃がし装置, 耐圧強化ベント系及び残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) の配置図 (原子炉建屋 EL. -4. 0m)

1.3.3 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）[49条]

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は重大事故等時に格納容器内を冷却するための常設設備であり，当該設備が対応する設計基準対象施設は「残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）」である。

代替格納容器スプレイ冷却系及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の系統概要図を，第57-9-(1.3.3-1)図に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系の主要設備を，第57-9-(1.3.3-1)表に示す。

第57-9-(1.3.3-1)表 代替格納容器スプレイ冷却系の主要設備について

機能	重大事故防止設備	設計基準事故対処設備
－	・ 代替格納容器スプレイ冷却系	・ 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系)
ポンプ	・ 常設低圧代替注水系ポンプ	・ 残留熱除去系ポンプ (格納容器スプレイ冷却系)
電動弁(状態表示を含む)	・ 残留熱除去系（B）D／Wスプレイ弁（A） ・ 残留熱除去系（B）D／Wスプレイ弁（B） ・ 代替格納容器スプレイ注水弁 ・ 代替格納容器スプレイ流量調整弁	・ 残留熱除去系D／Wスプレイ弁 ・ 残留熱除去系S／Pスプレイ弁
計装設備	・ 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 ・ 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・ ドライウェル雰囲気温度 ・ サプレッション・チェンバ雰囲気温度 ・ ドライウェル圧力 ・ サプレッション・チェンバ圧力 ・ サプレッション・プール水位	・ 残留熱除去系系統流量 ・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度 ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度

代替格納容器スプレイ冷却系のポンプは常設低圧代替注水系格納槽に設置，残留熱除去系ポンプは原子炉建屋原子炉棟に設置し，位置的分散を図る設計とする。（第57-9-(1.3.3-2)～(1.3.3-3)図）

代替格納容器スプレイ冷却系は，第57-9-(1.3.3-4)図のとおり屋外に設

置する常設代替高圧電源装置から代替所内電気設備を経由し，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は，第57-9-(1.3.3-4)図のとおり原子炉建屋附属棟地下1階に設置するD／Gから非常用所内電気設備を経由して電源を受電できる設計としており，常設代替高圧電源装置とD／G，代替所内電気設備と非常用所内電気設備とは，それぞれ位置的分散を図る設計とする。また，低圧注水系使用時の機器への電路と残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）使用時の機器への電路とは，米国電気電子工学学会（IEEE）規格384（1992年版）の分離距離を確保することにより，独立性を有する設計とする。（第57-9-(1.3.3-4)図）

具体的な電路については，第57-9-(1.3.3-2)表に単線結線図及びルート図を記載した箇所について示す。

第57-9-(1.3.3-2)表 電路ルート図 代替格納容器スプレイ冷却系(49条)

	図番号	頁
計装設備用 (第 57-9-(1.3.3-3)表)	第57-9-(49-1～8)図	57-9-102～109
動力用 (第 57-9-(1.3.3-4)図) (第 57-9-(1.3.3-4)表)	第57-9-(49-9～14)図	57-9-110～115

第57-9-(1.3.3-3)表 計装設備用電路 代替格納容器スプレイ冷却系 (49条)

(1 / 2)

重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	中央制御室	現場計器 原子炉建屋原子炉棟地下1階	D1	残留熱除去系(A)系統流量	中央制御室 (H13-P601)	現場計器 原子炉建屋原子炉棟地下1階
S2	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	中央制御室	現場計器 原子炉建屋原子炉棟3階	D2	残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力	中央制御室 (H13-P925)	現場計器 原子炉建屋原子炉棟地下1階
S3	ドライウエル雰囲気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D3	残留熱除去系(B)系統流量	中央制御室 (H13-P601)	現場計器 原子炉建屋原子炉棟地下1階
S4	ドライウエル雰囲気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D4	残留熱除去系ポンプ(B)吐出圧力	中央制御室 (H13-P926)	現場計器 原子炉建屋原子炉棟地下1階
S5	ドライウエル雰囲気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D5	残留熱除去系熱交換器(A)入口温度	中央制御室 (H13-P614)	現場計器 原子炉建屋原子炉棟1階
S6	ドライウエル雰囲気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D6	残留熱除去系熱交換器(A)出口温度	中央制御室 (H13-P614)	現場計器 原子炉建屋原子炉棟地下1階
S7	ドライウエル雰囲気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D7	残留熱除去系熱交換器(B)入口温度	中央制御室 (H13-P614)	現場計器 原子炉建屋原子炉棟1階
S8	ドライウエル雰囲気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	D8	残留熱除去系熱交換器(B)出口温度	中央制御室 (H13-P614)	現場計器 原子炉建屋原子炉棟地下1階
S9	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	—	—	—	—
S10	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	中央制御室	現場計器 原子炉格納容器内	—	—	—	—
S11	ドライウエル圧力	中央制御室	現場計器 原子炉建屋原子炉棟4階	—	—	—	—

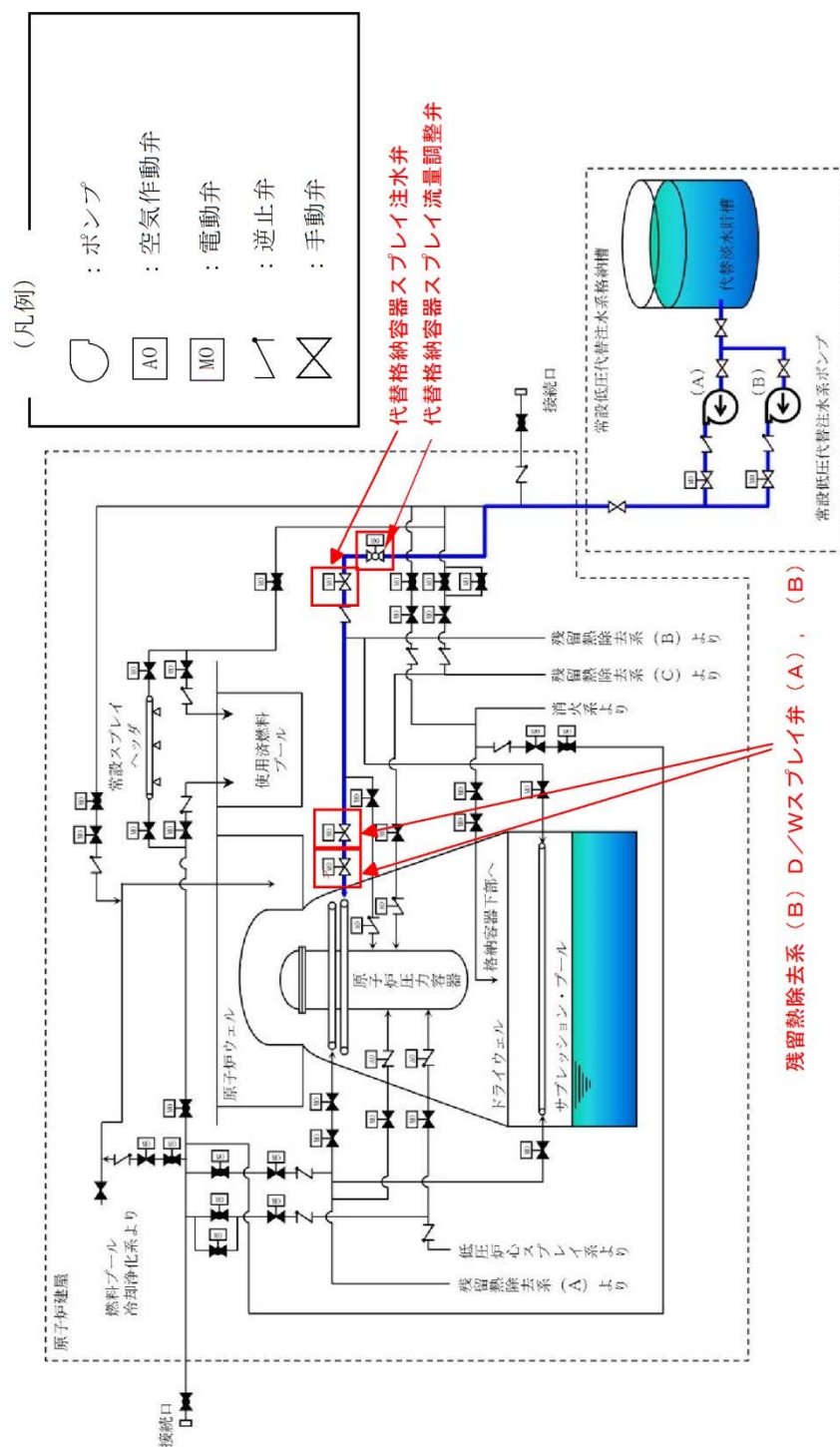
第57-9-(1. 3. 3-3)表 計装設備用電路 代替格納容器スプレイ冷却系 (49条)

(2 / 2)

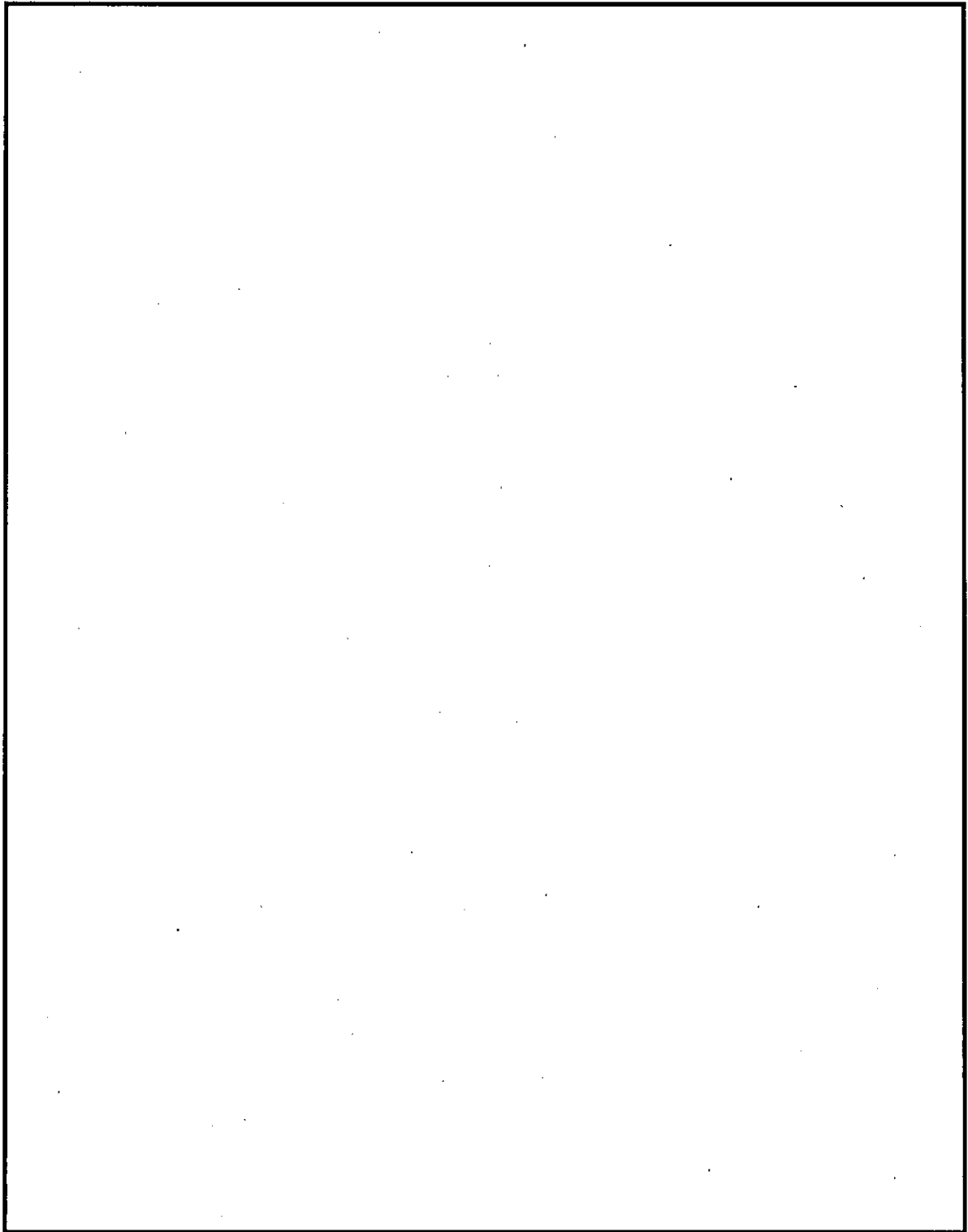
重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S12	サブプレッショ ン・チェンバ 圧力	中央制 御室	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟1階	—	—	—	—
S13	サブプレッショ ン・プール 水位	中央制 御室	現場計器 原子炉建 屋原子炉 棟地下2階	—	—	—	—
S14	常設低圧代替 注水系ポンプ (A)吐出圧力	中央制 御室	現場計器 常設低圧 代替注水 系格納槽	—	—	—	—
S15	常設低圧代替 注水系ポンプ (B)吐出圧力	中央制 御室	現場計器 常設低圧 代替注水 系格納槽	—	—	—	—

第57-9-(1.3.3-4)表 動力用電路 代替格納容器スプレイ冷却系 (49条)

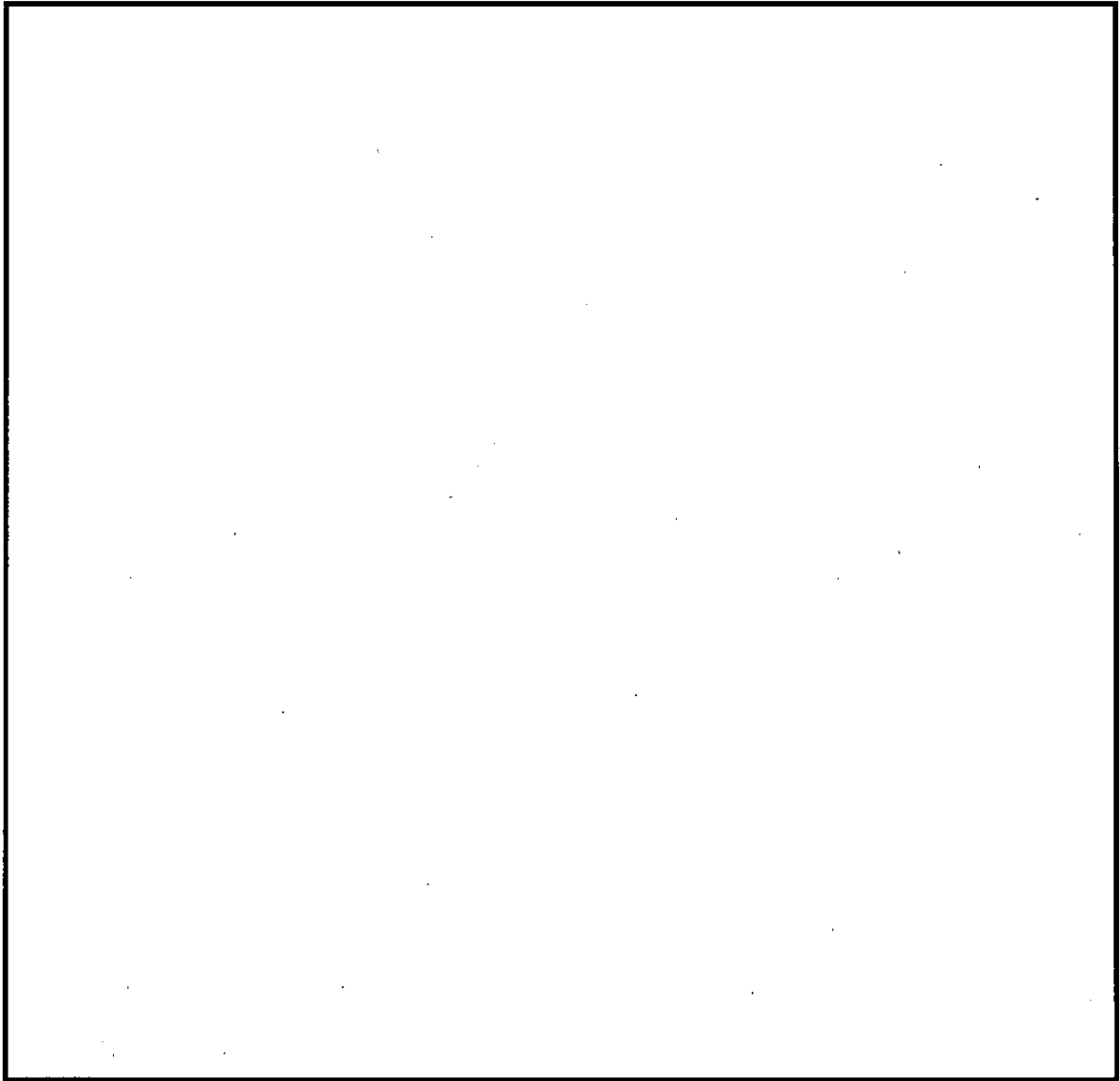
重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S1	緊急用 MCC	残留熱除去系 (B) D/Wスプレイ弁 (A)	D1	MCC 2C-3/3B	残留熱除去系熱交換器 (A) 出口弁
S2	緊急用 MCC	残留熱除去系 (B) D/Wスプレイ弁 (B)	D2	MCC 2C-3/4E	残留熱除去系熱交換器 (A) 入口弁
S3	緊急用 MCC	代替格納容器スプレイ注 水弁 (RHRB側)	D3	MCC 2C-5/6D	残留熱除去系熱交換器 (A) バイパス弁
S4	緊急用 MCC	代替格納容器スプレイ流 量調整弁 (RHRB側)	D4	MCC 2D-3/3B	残留熱除去系熱交換器 (B) 出口弁
S5	緊急用 P/C	常設低圧代替注水系 ポンプ (A)	D5	MCC 2D-3/4E	残留熱除去系熱交換器 (B) 入口弁
S6	緊急用 P/C	常設低圧代替注水系 ポンプ (B)	D6	MCC 2D-3/5E	残留熱除去系熱交換器 (B) バイパス弁
S7	緊急用 MCC	常設低圧代替注水系 ポンプ出口弁 (A)	D7	MCC 2C-9/6B	残留熱除去系 (A) D/Wスプレイ弁 (A)
S8	緊急用 MCC	常設低圧代替注水系 ポンプ出口弁 (B)	D8	MCC 2C-9/6C	残留熱除去系 (A) D/Wスプレイ弁 (B)
S9	緊急用 MCC	残留熱除去系 (A) D/Wスプレイ弁 (A)	D9	MCC 2D-3/4B	残留熱除去系 (B) D/Wスプレイ弁 (A)
S10	緊急用 MCC	残留熱除去系 (A) D/Wスプレイ弁 (B)	D10	MCC 2D-3/5C	残留熱除去系 (B) D/Wスプレイ弁 (B)
S11	緊急用 MCC	代替格納容器スプレイ注 水弁 (RHRA側)	D11	M/C 2C/2	残留熱除去系ポンプ (A)
S12	緊急用 MCC	代替格納容器スプレイ流 量調整弁 (RHRA側)	D12	M/C 2D/2	残留熱除去系ポンプ (B)
—	—	—	D13	MCC 2C-3/3F	残留熱除去系ポンプ (A) 入口弁
—	—	—	D14	MCC 2D-3/3E	残留熱除去系ポンプ (B) 入口弁



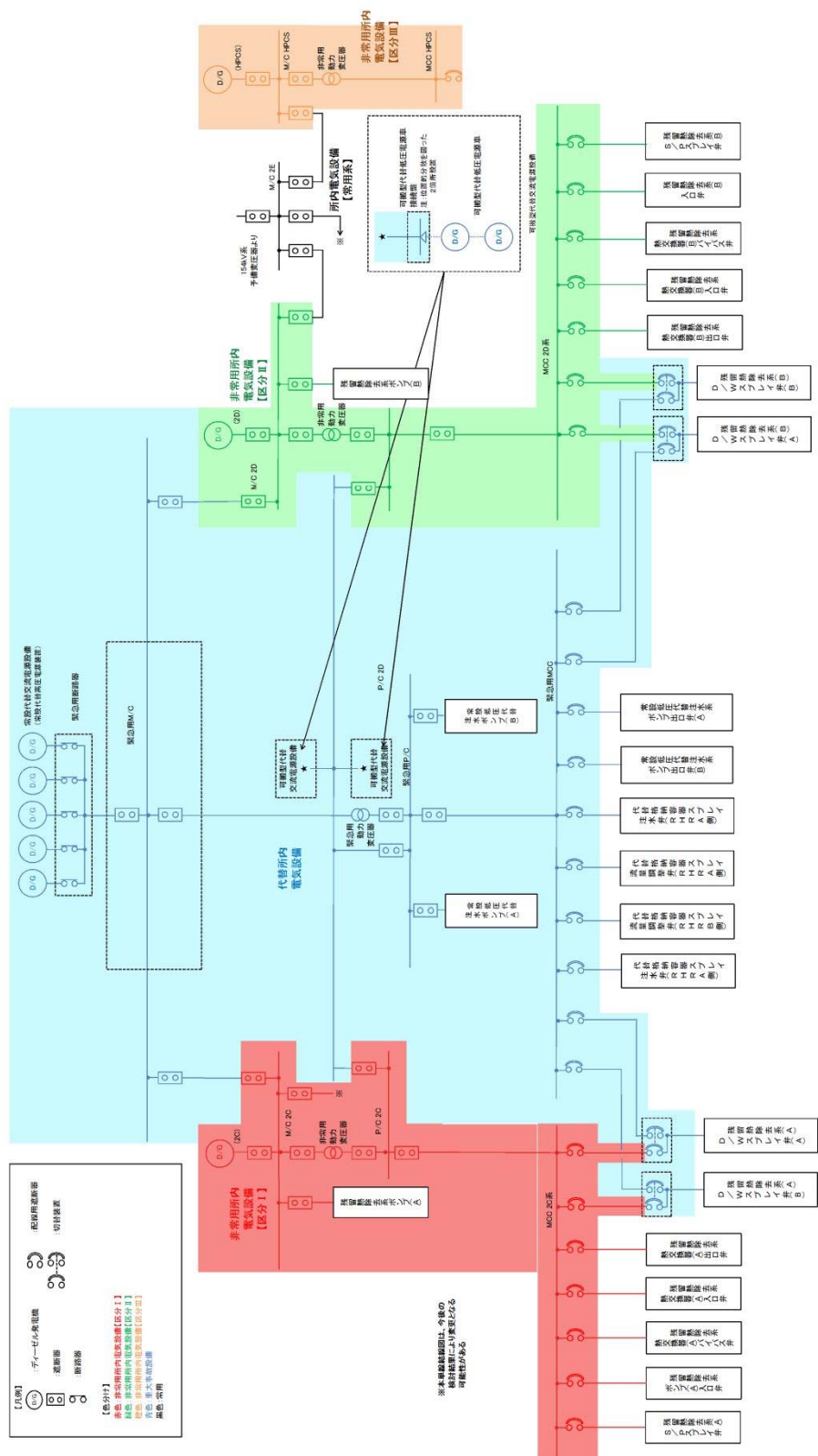
第 57-9-(1.3.3-1)図 代替格納容器スプレィ冷却系及び残留熱除去系（格納容器スプレィ冷却系）の系統概要図



第 57-9-(1. 3. 3-2) 図 代替格納容器スプレイ冷却系及び残留熱除去系 (低圧注水系) の配置図 (原子炉建屋 EL. -4. 0m)



第 57-9-(1. 3. 3-3) 図 代替格納容器スプレイ系及び残留熱除去系 (低圧注水系) の配置図 (常設低圧代替注水系格納槽 原子炉建屋南側屋外 T. P. +8. 2m)



第 57-9-(1.3.3-4) 図 単線結線図_代替格納容器スプレイ冷却系[49 条]

1.3.4 格納容器下部注水系[51条]

格納容器下部注水系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、溶融し、格納容器の下部に落下した炉心を冷却するための常設設備である。

格納容器下部注水系の系統概要図を、第 57-9-(1.3.4-1)～(1.3.4-2)図に示す。

格納容器下部注水系の主要設備を、第 57-9-(1.3.4-1)表に示す。

第 57-9-(1.3.4-1)表 格納容器下部注水系の主要設備について

機能	重大事故緩和設備	設計基準事故対処設備
—	・ 格納容器下部注水系（常設） ・ 格納容器下部注水系（可搬）	—
ポンプ	・ 常設低圧代替注水系ポンプ ・ 可搬型代替注水大型ポンプ	—
電動弁(状態表示を含む)	・ 格納容器下部注水系ペDESTAL注水弁 ・ 格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁 ・ 格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁 ・ 格納容器下部注水系ペDESTAL注入流量調整弁	—
計装設備	・ 低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ・ 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ・ ドライウェル雰囲気温度 ・ 格納容器下部水位	—

なお、格納容器下部注水系の各設備は以下のとおり多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計としている。

① ポンプ

格納容器下部注水系（常設）のポンプ（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に設置し、格納容器下部注水系（可搬型）

のポンプ（可搬型代替注水大型ポンプ）は屋外に設置し，多様性及び位置的分散を図った設計としている。（第 57-9-(1.3.4-3)図）

格納容器下部注水系（常設）のポンプ（常設低圧代替注水系ポンプ）は常設代替交流電源設備から代替所内電気設備を経由して電源を受電できる設計としており，格納容器下部注水系（可搬型）のポンプ（可搬型代替注水大型ポンプ）は，電源を必要としない駆動方式としており，それぞれ多様性及び位置的分散を図った設計としている。

② 電動弁

格納容器下部注水系ペDESTAL注水弁，格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁，格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁，格納容器下部注水系ペDESTAL注入流量調整弁は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から代替所内電気設備を経由して電源を受電できる設計としており，それぞれ多重性を有する設計としている。

③ 計装設備

計装設備は，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から代替所内電気設備を経由して電源を受電できる設計とする。また可搬型計測器による計測が可能な設計とし，多様性を有する設計とする。

なお，計装設備は複数のパラメータとすることで多様性を有しており，低圧代替注水系格納容器下部注水流量及び格納容器下部水位に対して，常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力及びドライウエル雰囲気温度はそれぞれ独立性を有する設計とする。

① から③の多重性又は多様性を有する設備の回路は，米国電気電子工学学会(IEEE)規格384(1992年版)の分離距離を確保することにより
独立性を有する設計とする。（第57-9-(1.3.4-4)図）

具体的な回路として，単線結線図及びルート図の一覧を，第
57-9-(1.3.4-2)表に示す。

第57-9-(1.3.4-2)表 単線結線図及び回路ルート図の一覧 格納容器下部
注水系（51条）

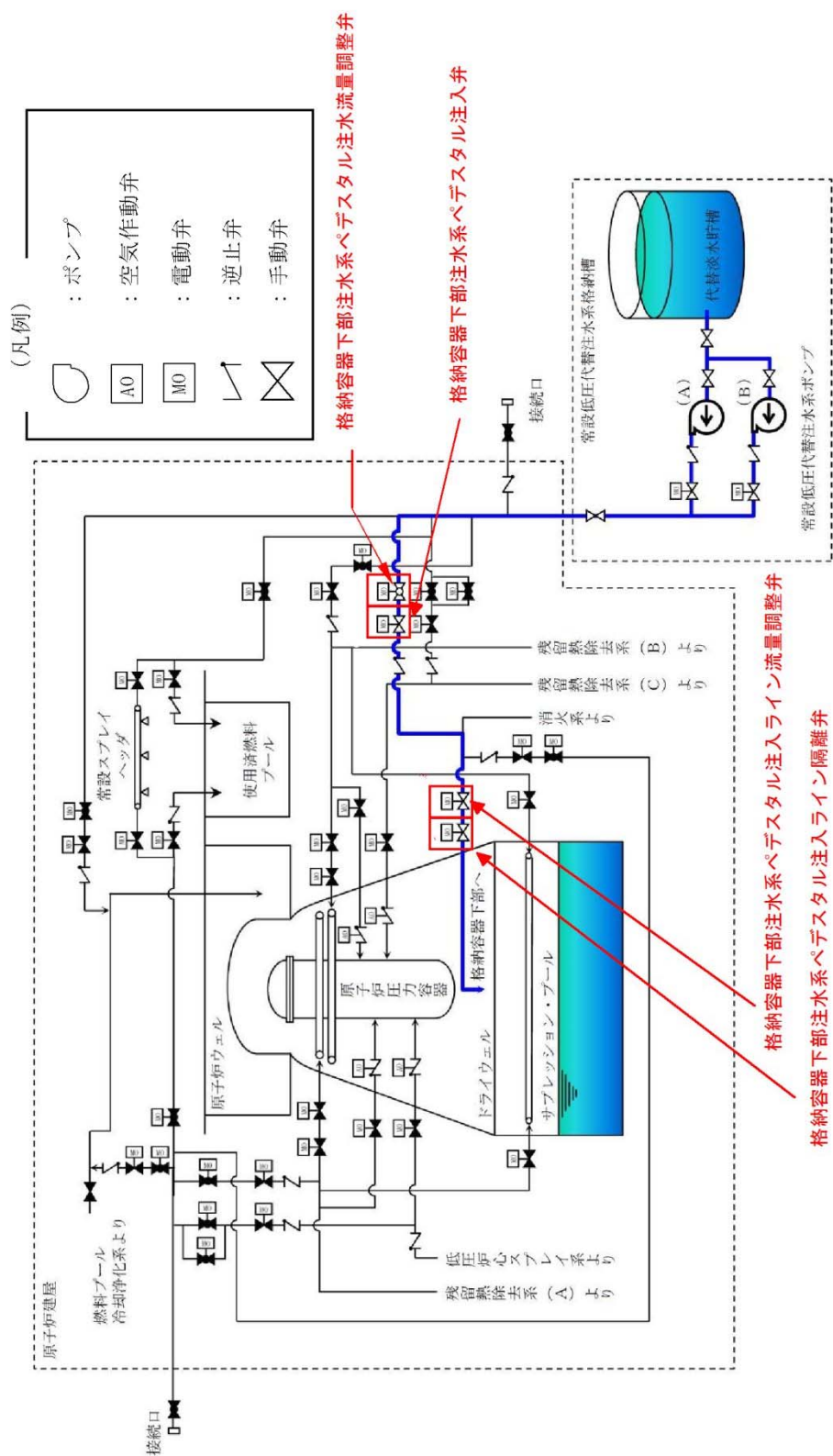
	図番号	ページ
計装設備用 （第57-9-(1.3.4-3)表）	第57-9-(51-1～6)図	57-9-116～121
動力用 （第57-9-(1.3.4-4)図） （第57-9-(1.3.4-4)表）	第57-9-(51-7～10)図	57-9-122～125

第57-9-(1.3.4-3)表 計装設備用電路 格納容器下部注水系 (51条)

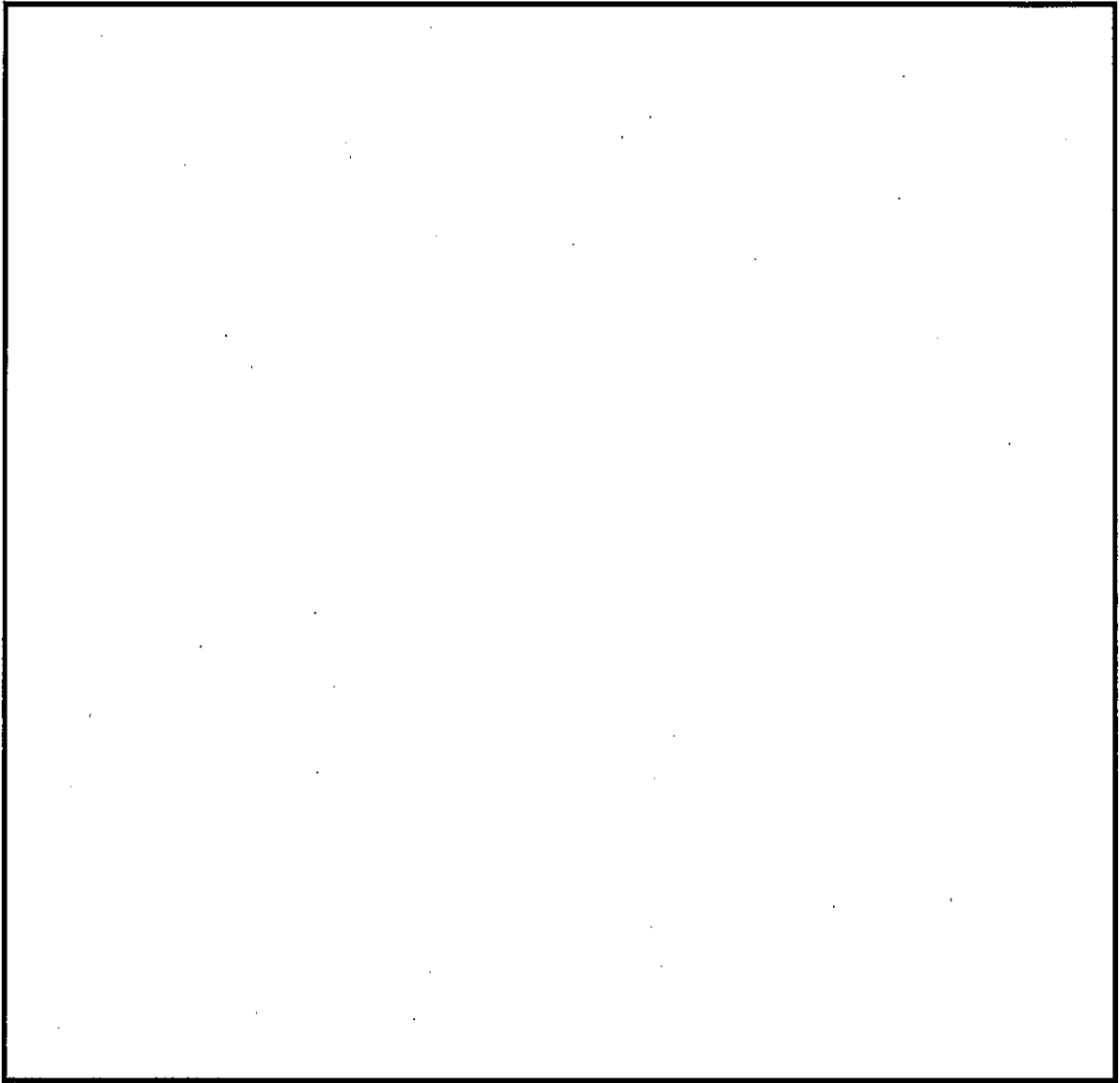
重大事故防止設備				設計基準事故対処設備			
S1	低圧代替注水系 格納容器下部 注水流量	中央制御 室	現場計器 原子炉建屋原 子炉棟3階	—	—	—	—
S2	ドライウエル 雰囲気温度	中央制御 室	現場計器 原子炉格納 容器内	—	—	—	—
S3	ドライウエル 雰囲気温度	中央制御 室	現場計器 原子炉格納 容器内	—	—	—	—
S4	ドライウエル 雰囲気温度	中央制御 室	現場計器 原子炉格納 容器内	—	—	—	—
S5	ドライウエル 雰囲気温度	中央制御 室	現場計器 原子炉格納 容器内	—	—	—	—
S6	ドライウエル 雰囲気温度	中央制御 室	現場計器 原子炉格納 容器内	—	—	—	—
S7	ドライウエル 雰囲気温度	中央制御 室	現場計器 原子炉格納 容器内	—	—	—	—
S8	格納容器下部 水位	中央制御 室	現場計器 原子炉格納 容器内	—	—	—	—
S9	格納容器下部 水位	中央制御 室	現場計器 原子炉格納 容器内	—	—	—	—
S10	格納容器下部 水位	中央制御 室	現場計器 原子炉格納 容器内	—	—	—	—
S11	格納容器下部 水位	中央制御 室	現場計器 原子炉格納 容器内	—	—	—	—
S12	格納容器下部 水位	中央制御 室	現場計器 原子炉格納 容器内	—	—	—	—
S13	格納容器下部 水位	中央制御 室	現場計器 原子炉格納 容器内	—	—	—	—
S14	格納容器下部 水位	中央制御 室	現場計器 原子炉格納 容器内	—	—	—	—
S15	常設低圧代替注 水系ポンプ(A) 吐出圧力	中央制御 室	現場計器 常設低圧代 替注水系格 納槽	—	—	—	—
S16	常設低圧代替注 水系ポンプ(B) 吐出圧力	中央制御 室	現場計器 常設低圧代 替注水系格 納槽	—	—	—	—

第57-9-(1. 3. 4-4) 表 動力用電路 格納容器下部注水系 (51条)

重大事故防止設備			設計基準事故対処設備		
S1	緊急用 MCC	格納容器下部注水系 ペデスタル注入ライン 流量調整弁	—	—	—
S2	緊急用 MCC	格納容器下部注水系 ペデスタル注入ライン 隔離弁	—	—	—
S3	緊急用 MCC	格納容器下部注水系 ペデスタル注水弁 (常設側)	—	—	—
S4	緊急用 MCC	格納容器下部注水系 ペデスタル 注入量調整弁 (常設側)	—	—	—
S5	緊急用 MCC	常設低圧代替注水系 ポンプ出口弁(A)	—	—	—
S6	緊急用 MCC	常設低圧代替注水系 ポンプ出口弁(B)	—	—	—
S7	緊急用 P/C	常設低圧代替注水系 ポンプ(A)	—	—	—
S8	緊急用 P/C	常設低圧代替注水系 ポンプ(B)	—	—	—
S9	緊急用 MCC	格納容器下部注水系 ペデスタル注水弁 (可搬側)	—	—	—
S10	緊急用 MCC	格納容器下部注水系 ペデスタル 注入量調整弁 (可搬側)	—	—	—



第 57-9-(1.3.4-1) 図 格納容器下部注水系の概要図(常設)



第 57-9-(1. 3. 4-3) 図 代替格納容器スプレイ系及び残留熱除去系 (低圧注水系) の配置図 (常設低圧代替注水系格納槽 原子炉建屋南側屋外 T. P. +8. 2m)

[illegible]

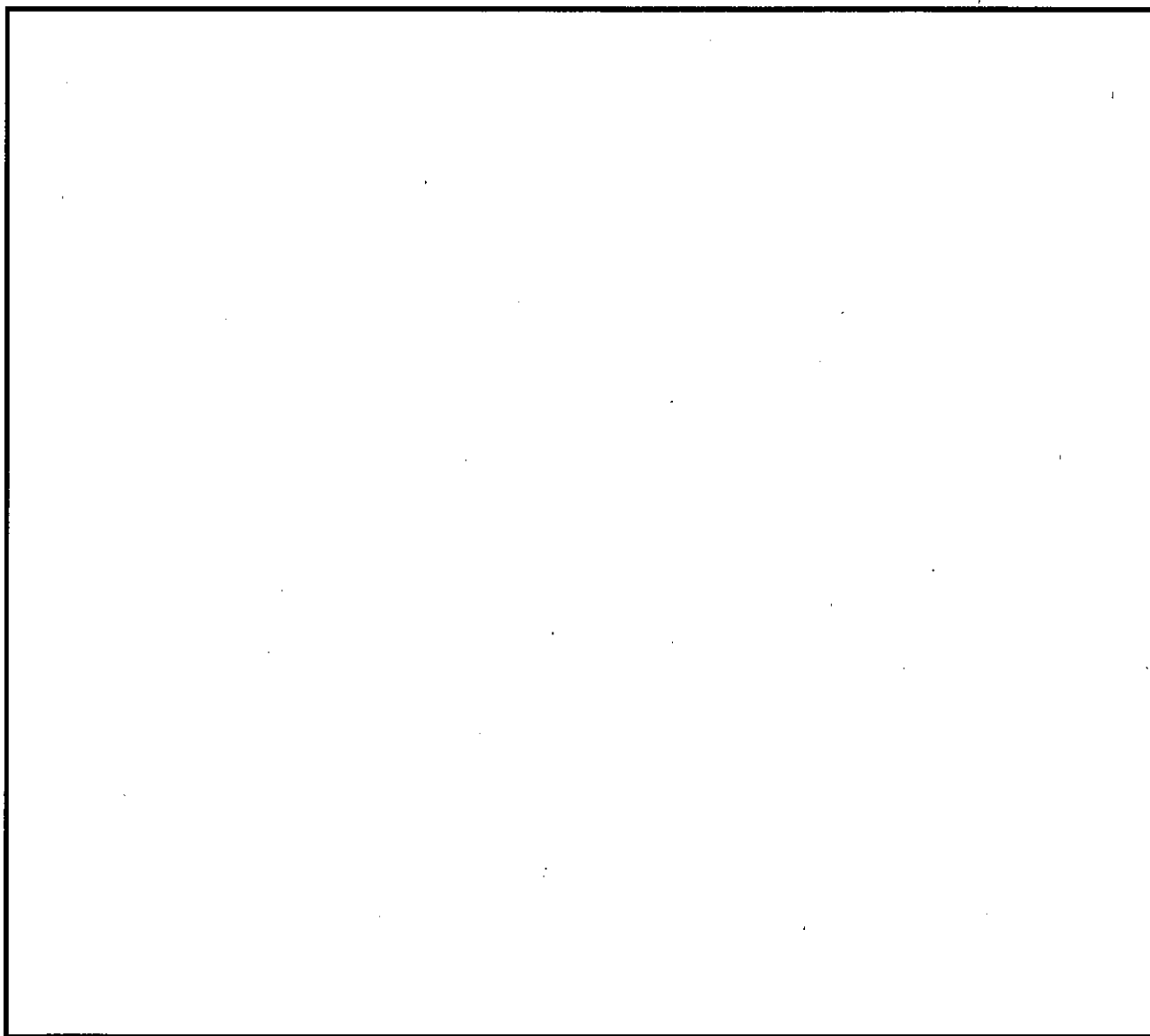
[illegible]

○：必要となる負荷

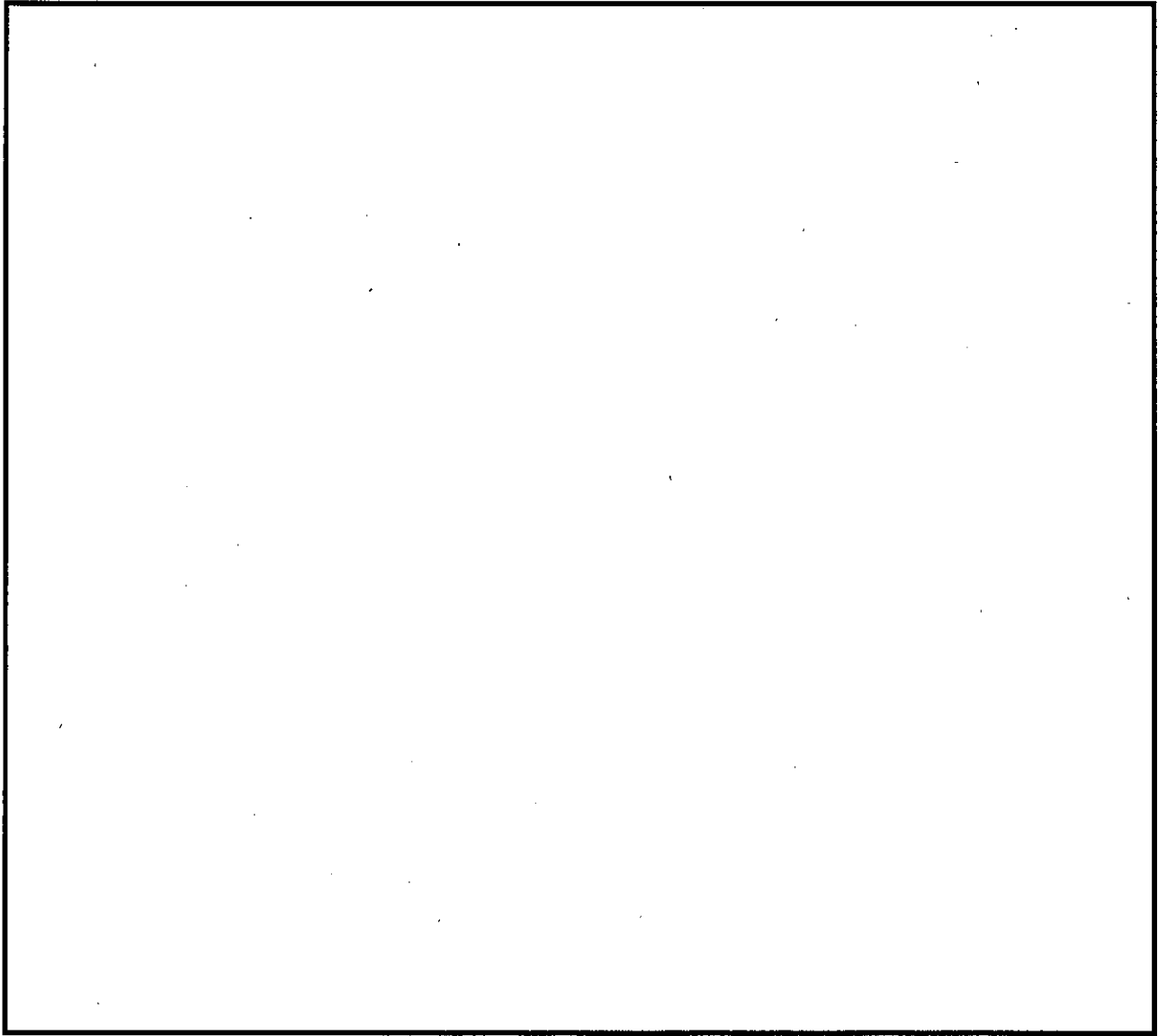
(○)：待機系

有効性評価の想定するシナリオにおいて常設代替低圧電源装置の使用可否について

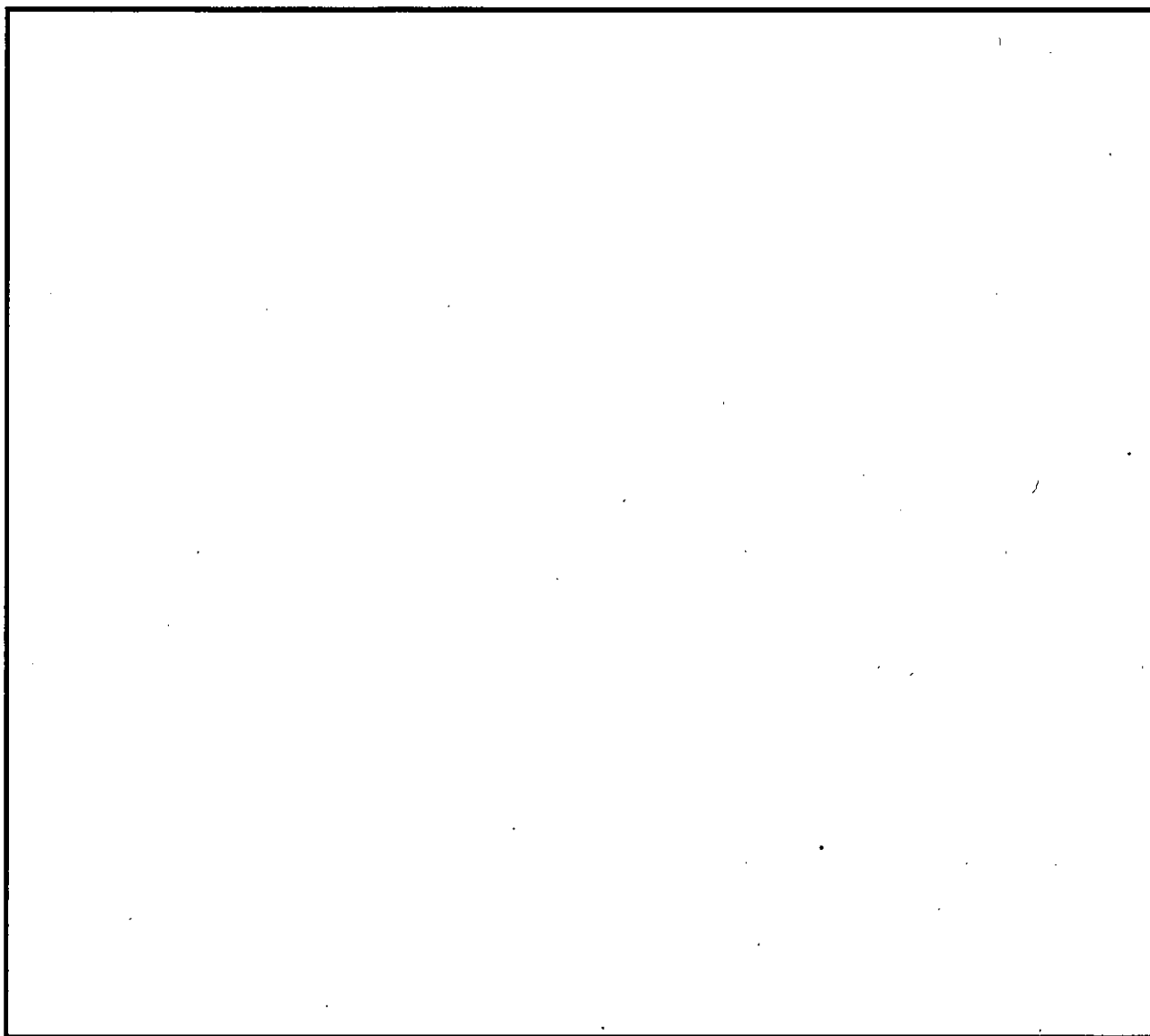
	重要事故シナリオ										停止中原子炉の燃料損傷防止		想定事故 1	想定事故 2	停止中原子炉の燃料損傷防止	反応度の誤投入
	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	(全交期流 T 動力電) 源喪失	(全 T 交流動力電) 源喪失	(全 T 交流動力電) 源喪失	(全 T 交流動力電) 源喪失	(全 T 交流動力電) 源喪失	(全 T 交流動力電) 源喪失	(全 T 交流動力電) 源喪失	(全 T 交流動力電) 源喪失	格納容器破損防止	格納容器破損防止				
常設代替高圧電源装置を使用するケース	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	格納容器破損防止	格納容器破損防止	想定事故 1	想定事故 2	停止中原子炉の燃料損傷防止	反応度の誤投入
	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	格納容器破損防止	格納容器破損防止	想定事故 1	想定事故 2	停止中原子炉の燃料損傷防止	反応度の誤投入
常設代替低圧電源装置の使用可否 (可搬型代替低圧電源車による給電は 8 時間後から可能とする。)	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	格納容器破損防止	格納容器破損防止	想定事故 1	想定事故 2	停止中原子炉の燃料損傷防止	反応度の誤投入
	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	格納容器破損防止	格納容器破損防止	想定事故 1	想定事故 2	停止中原子炉の燃料損傷防止	反応度の誤投入
理由	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	格納容器破損防止	格納容器破損防止	想定事故 1	想定事故 2	停止中原子炉の燃料損傷防止	反応度の誤投入
	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	格納容器破損防止	格納容器破損防止	想定事故 1	想定事故 2	停止中原子炉の燃料損傷防止	反応度の誤投入
理由	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	格納容器破損防止	格納容器破損防止	想定事故 1	想定事故 2	停止中原子炉の燃料損傷防止	反応度の誤投入
	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	格納容器破損防止	格納容器破損防止	想定事故 1	想定事故 2	停止中原子炉の燃料損傷防止	反応度の誤投入



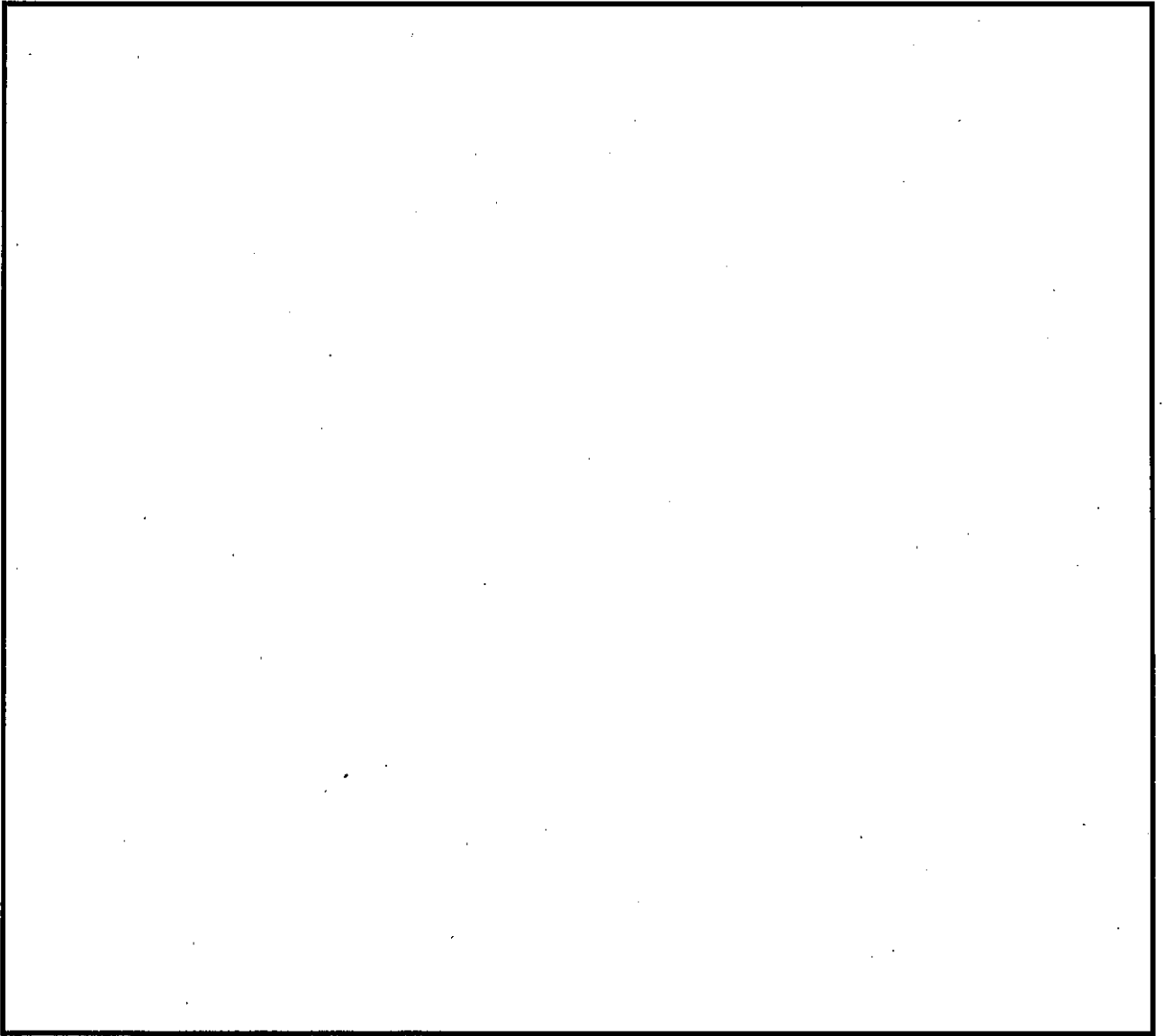
第 57-9- (47-1) 図 原子炉建屋地下 1 階



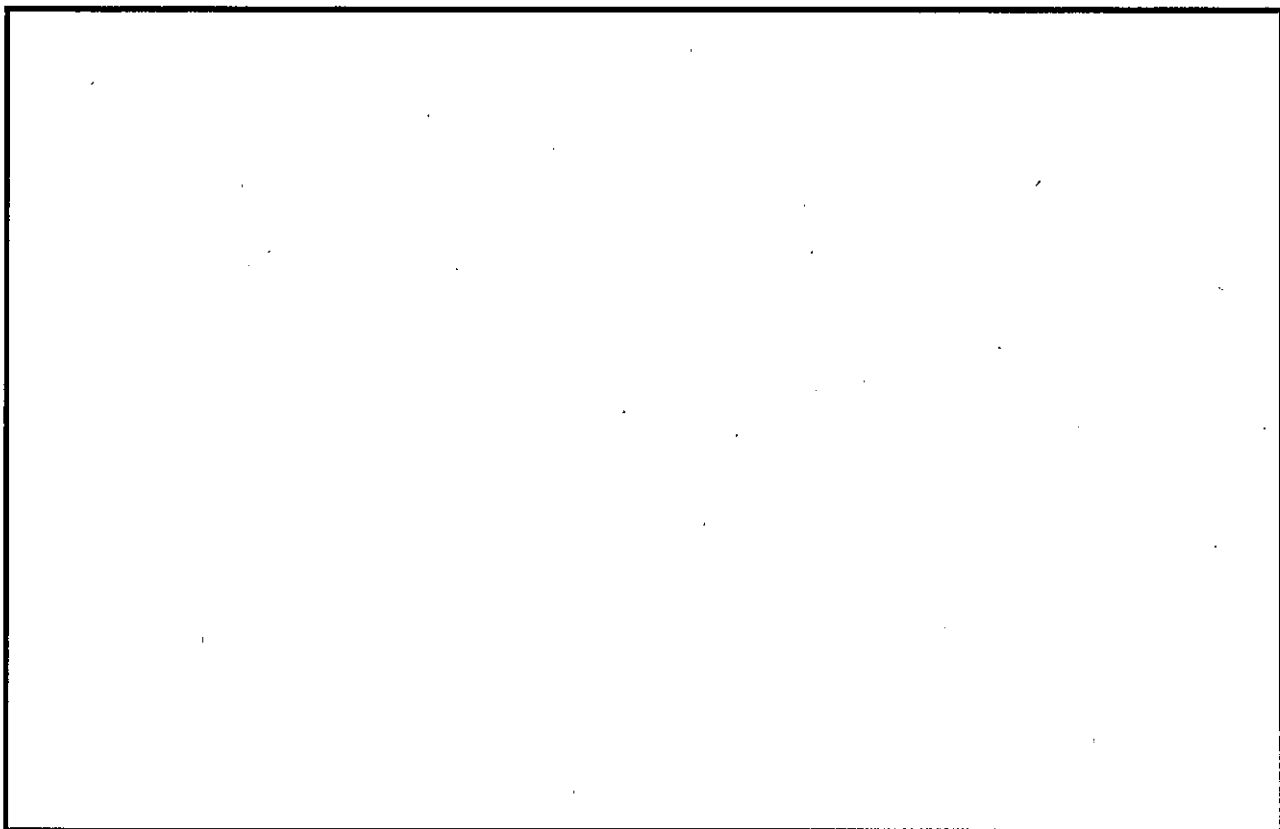
第 57-9- (47-2) 図 原子炉建屋 1 階



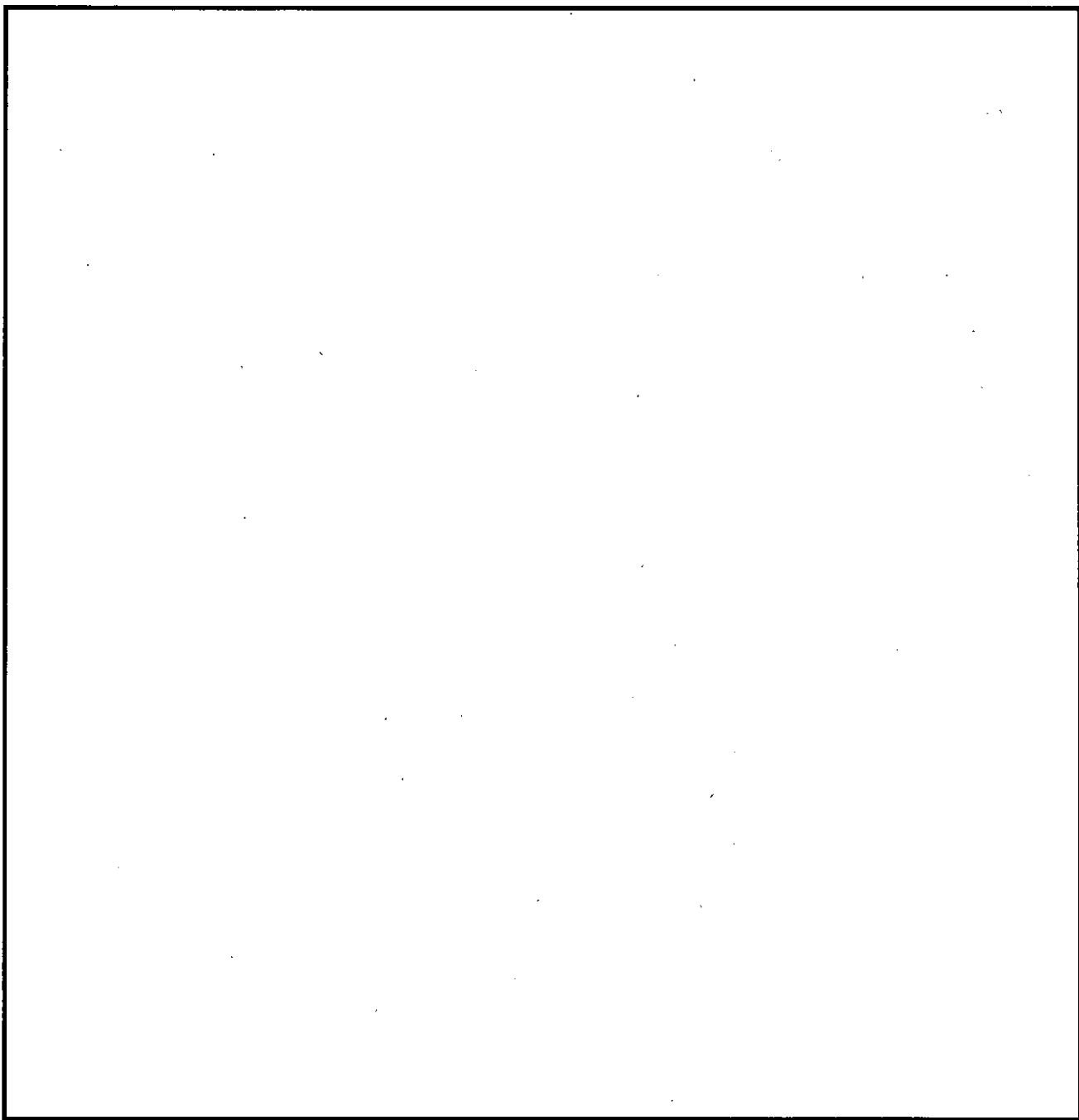
第 57-9- (47-3) 図 原子炉建屋 2 階



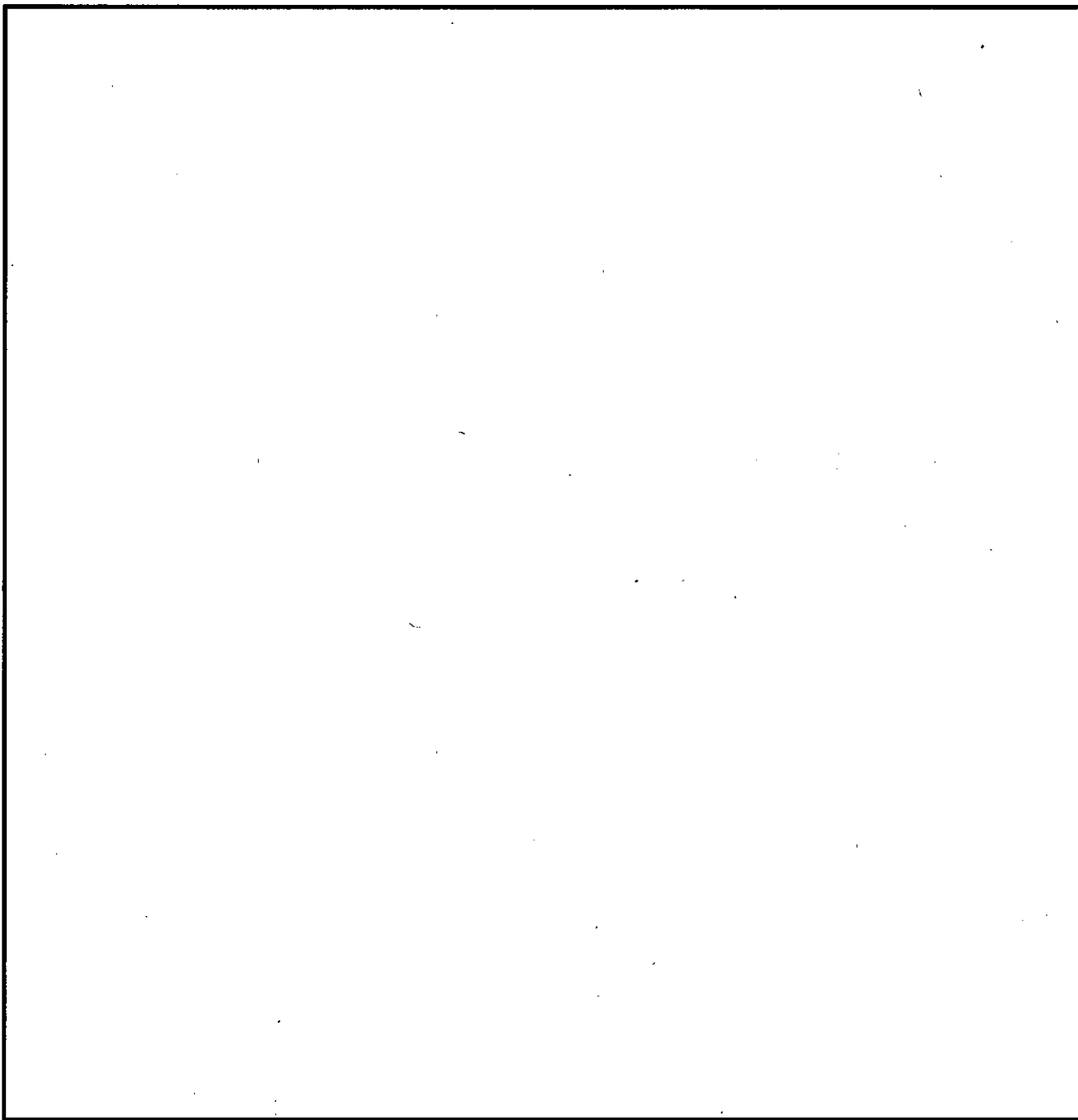
第 57-9- (47-4) 図 原子炉建屋 3 階



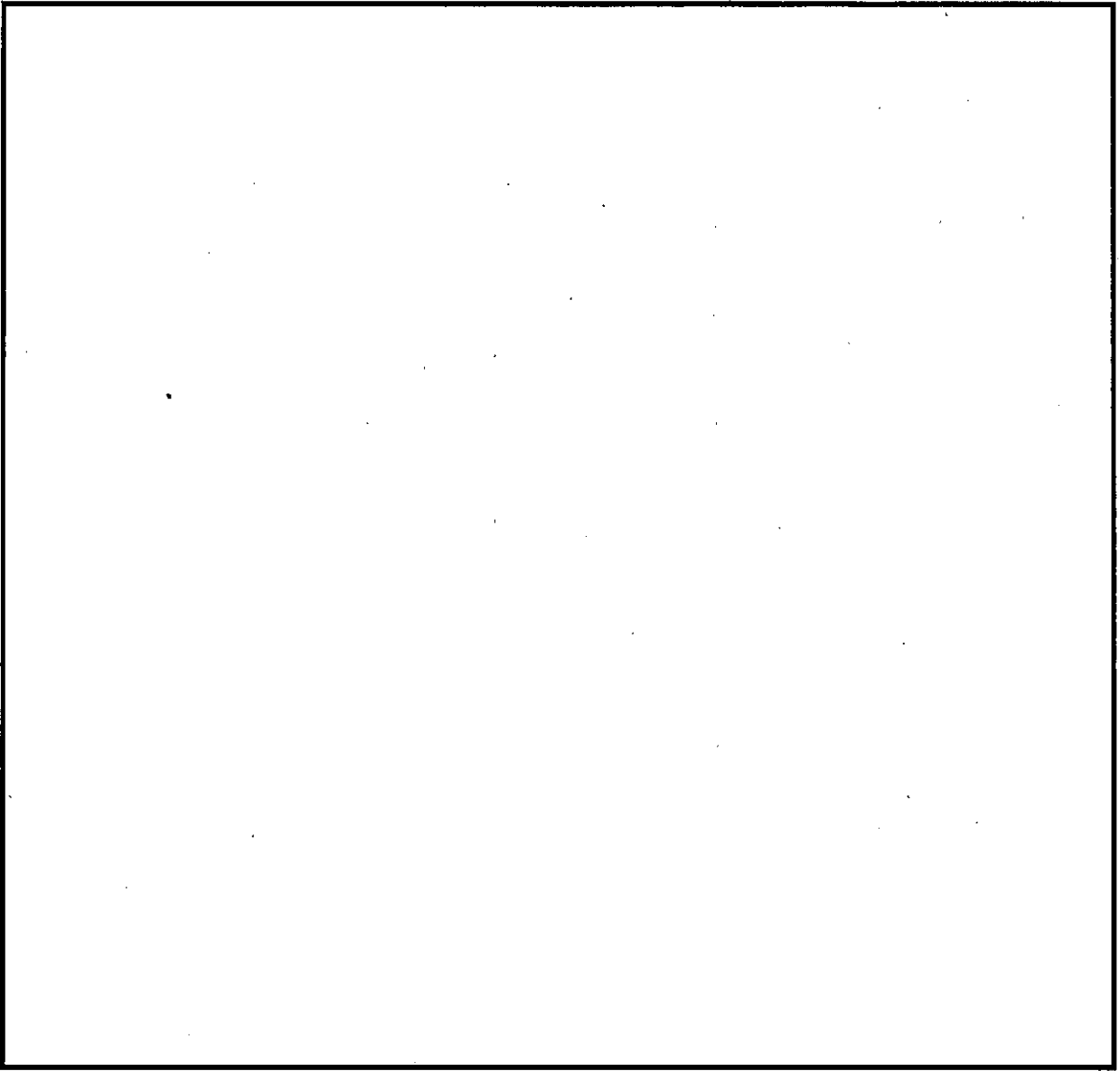
第 57-9- (47-5) 図 原子炉建屋南側屋外



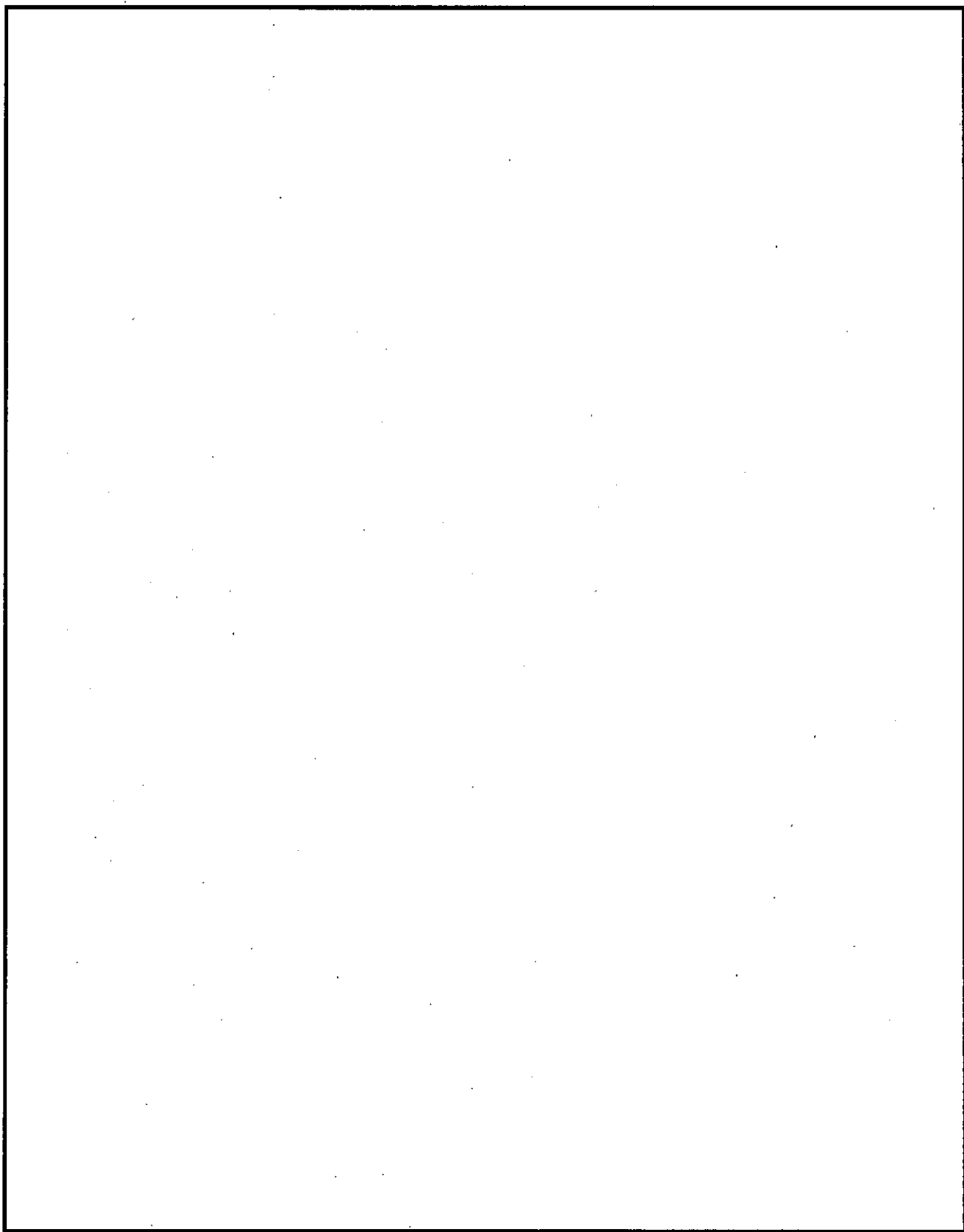
第 57-9- (47-6) 図 原子炉建屋地下 2 階



第 57-9- (47-7) 図 原子炉建屋地下 1 階

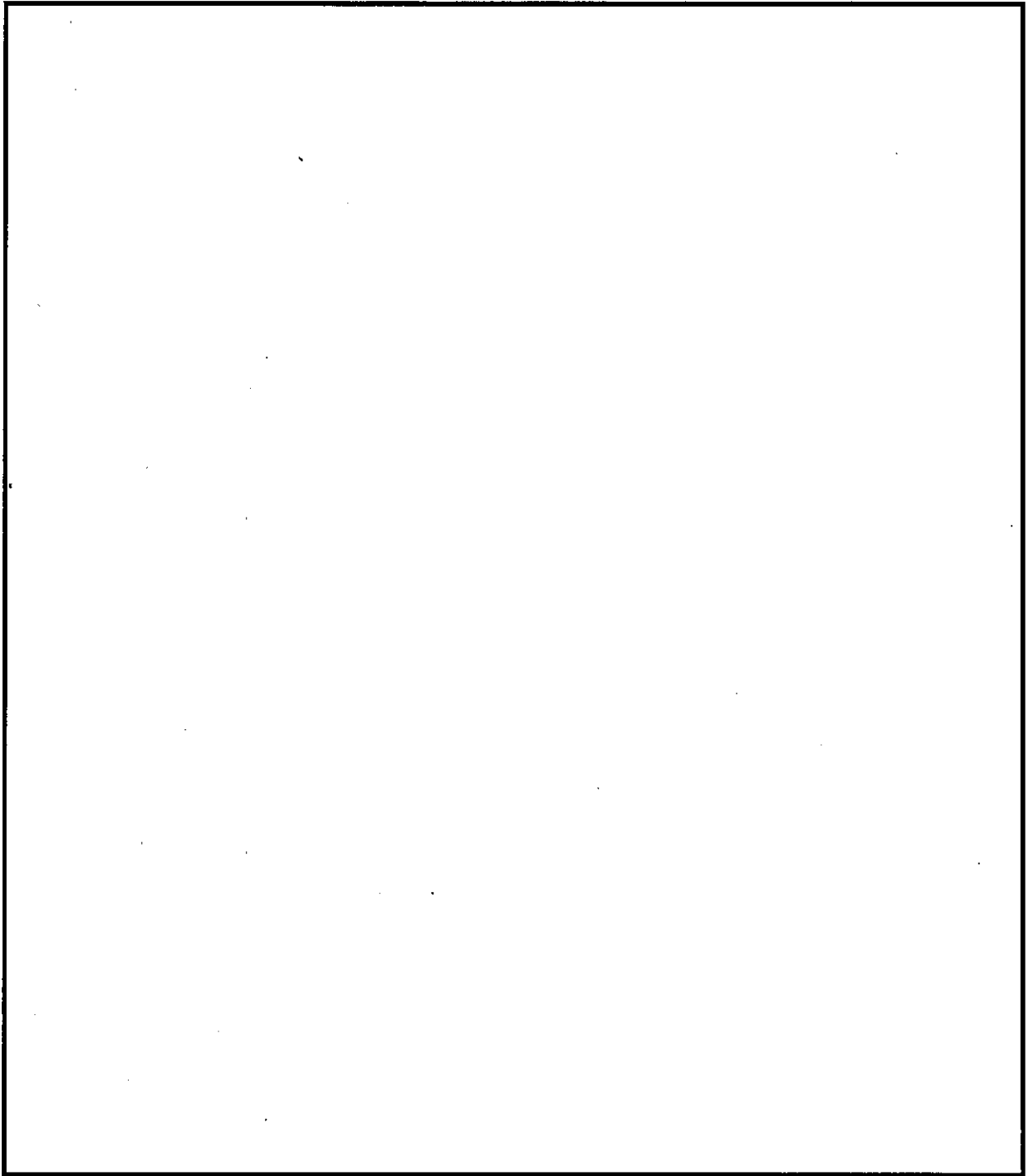


第 57-9-(47-8) 図 原子炉建屋 1 階

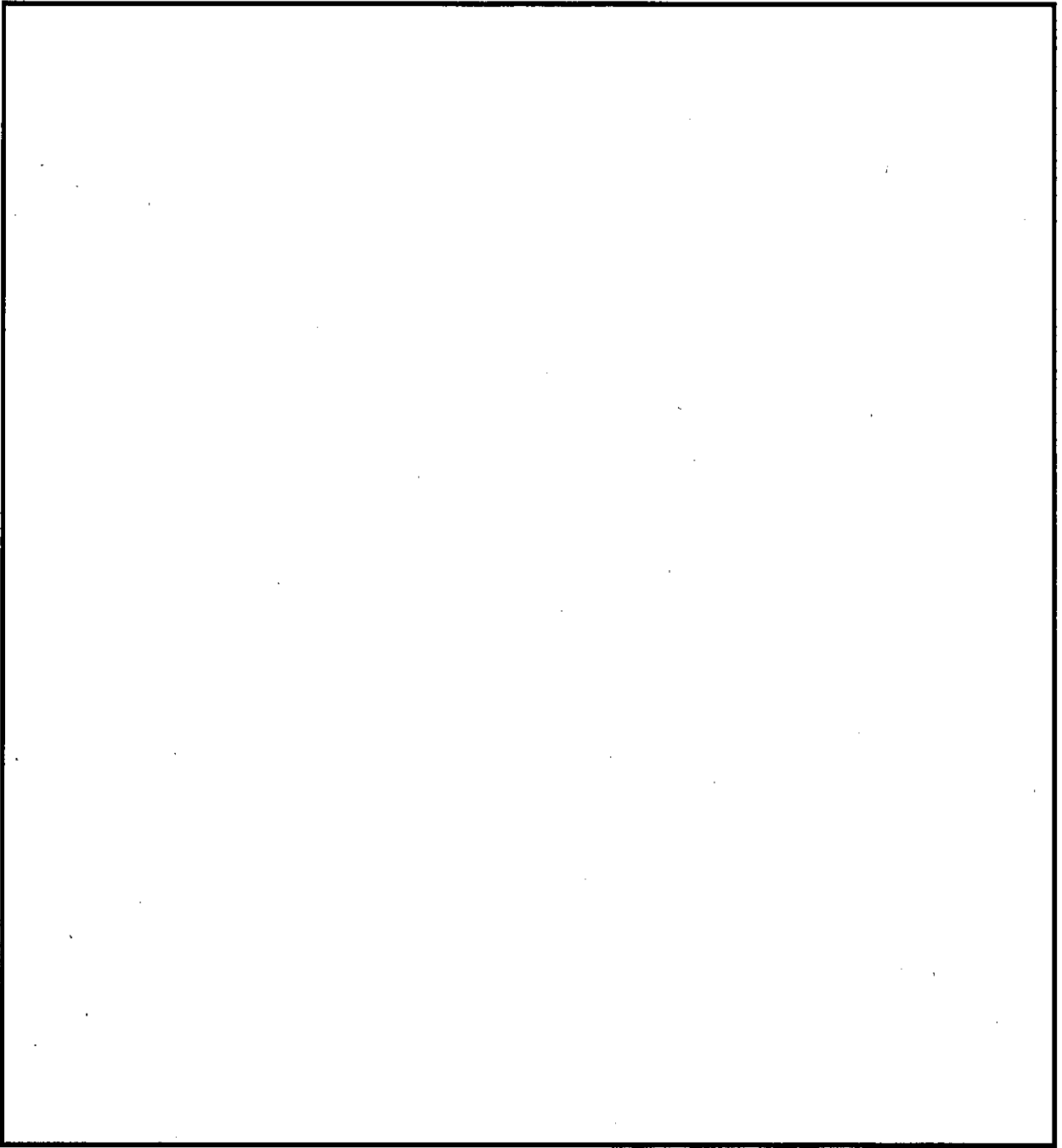


第 57-9-(47-9) 図 原子炉建屋 2 階及び原子炉建屋南側屋外

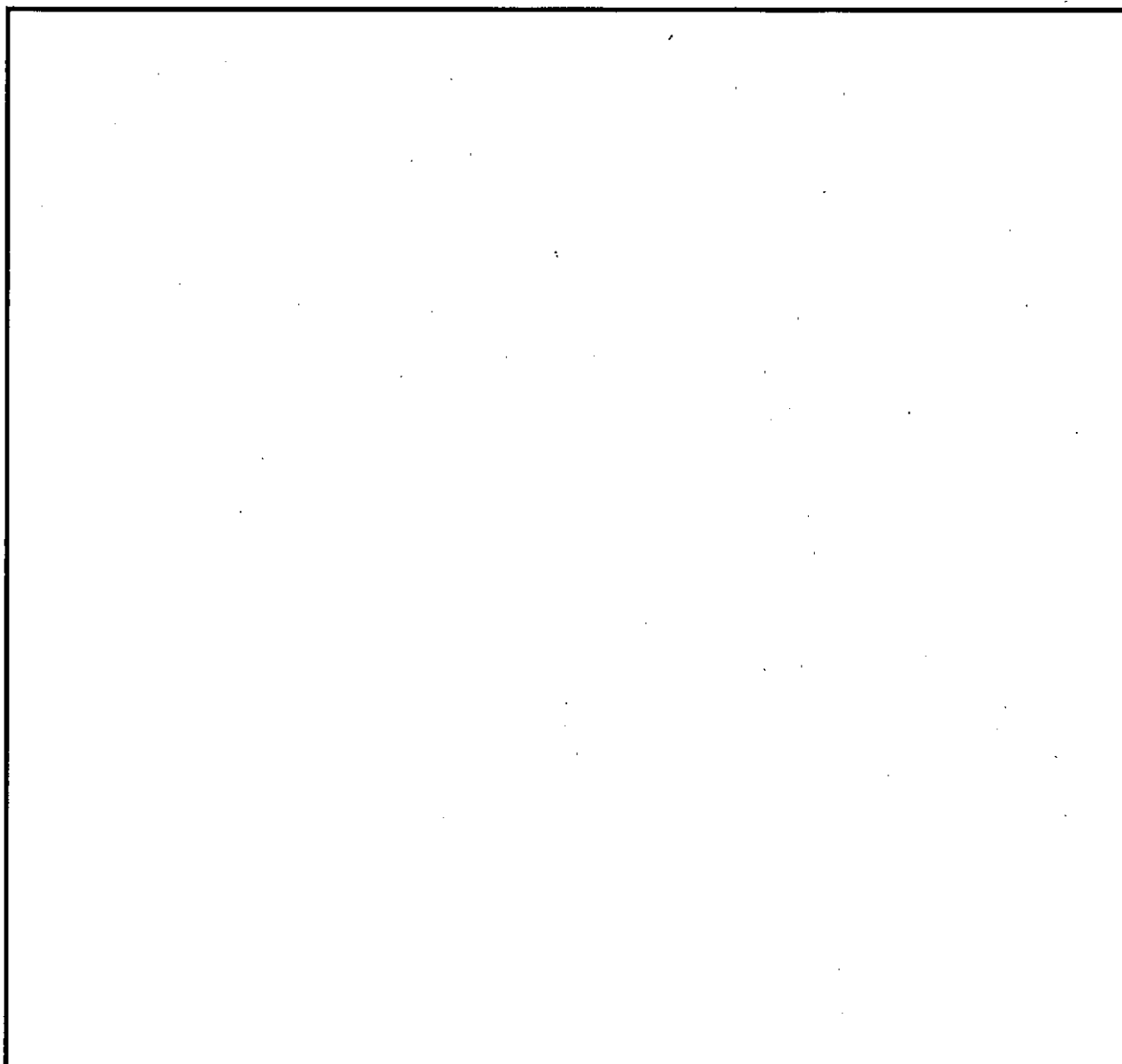
57-9-85



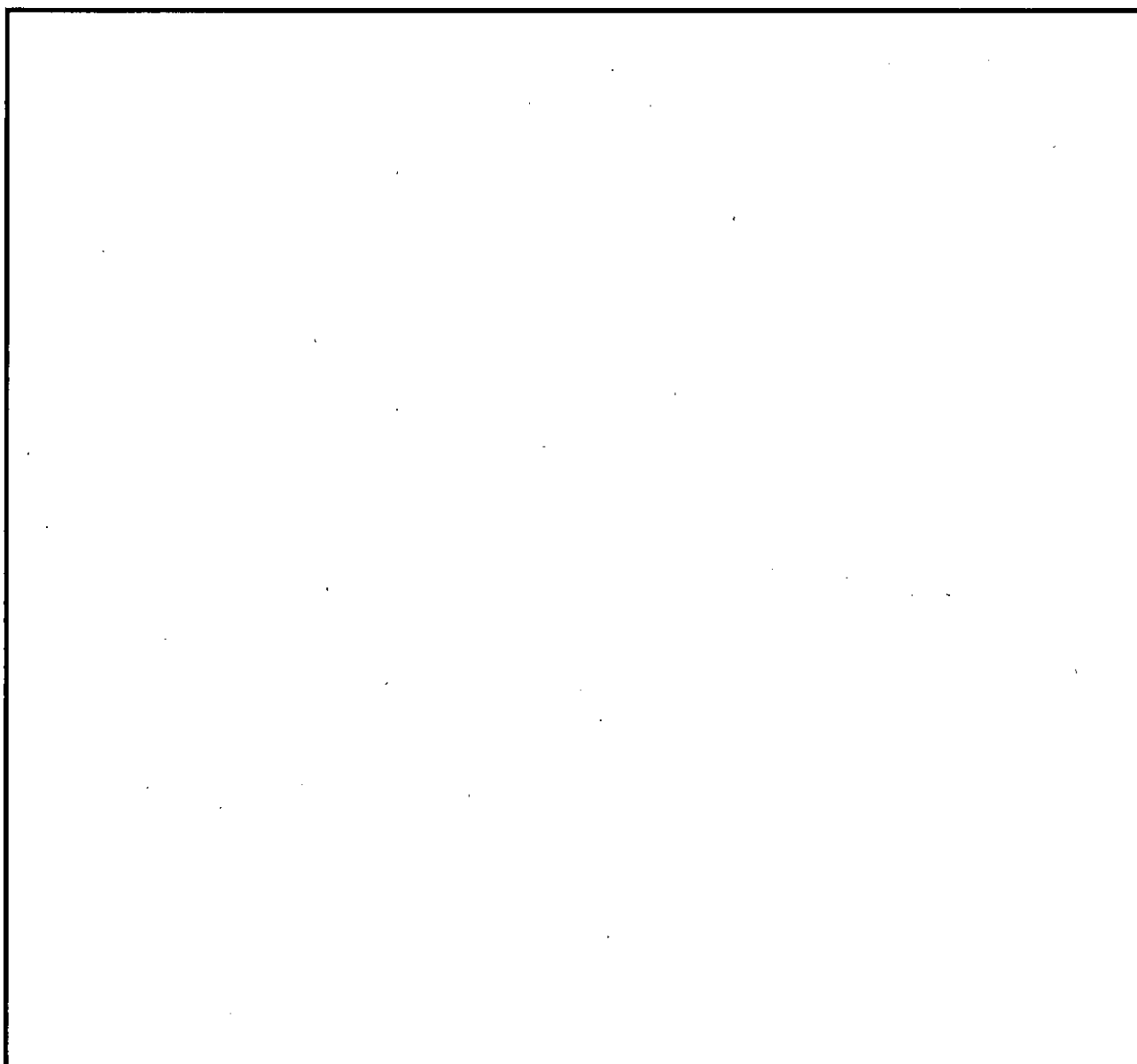
第 57-9- (47-10) 図 原子炉建屋 3 階



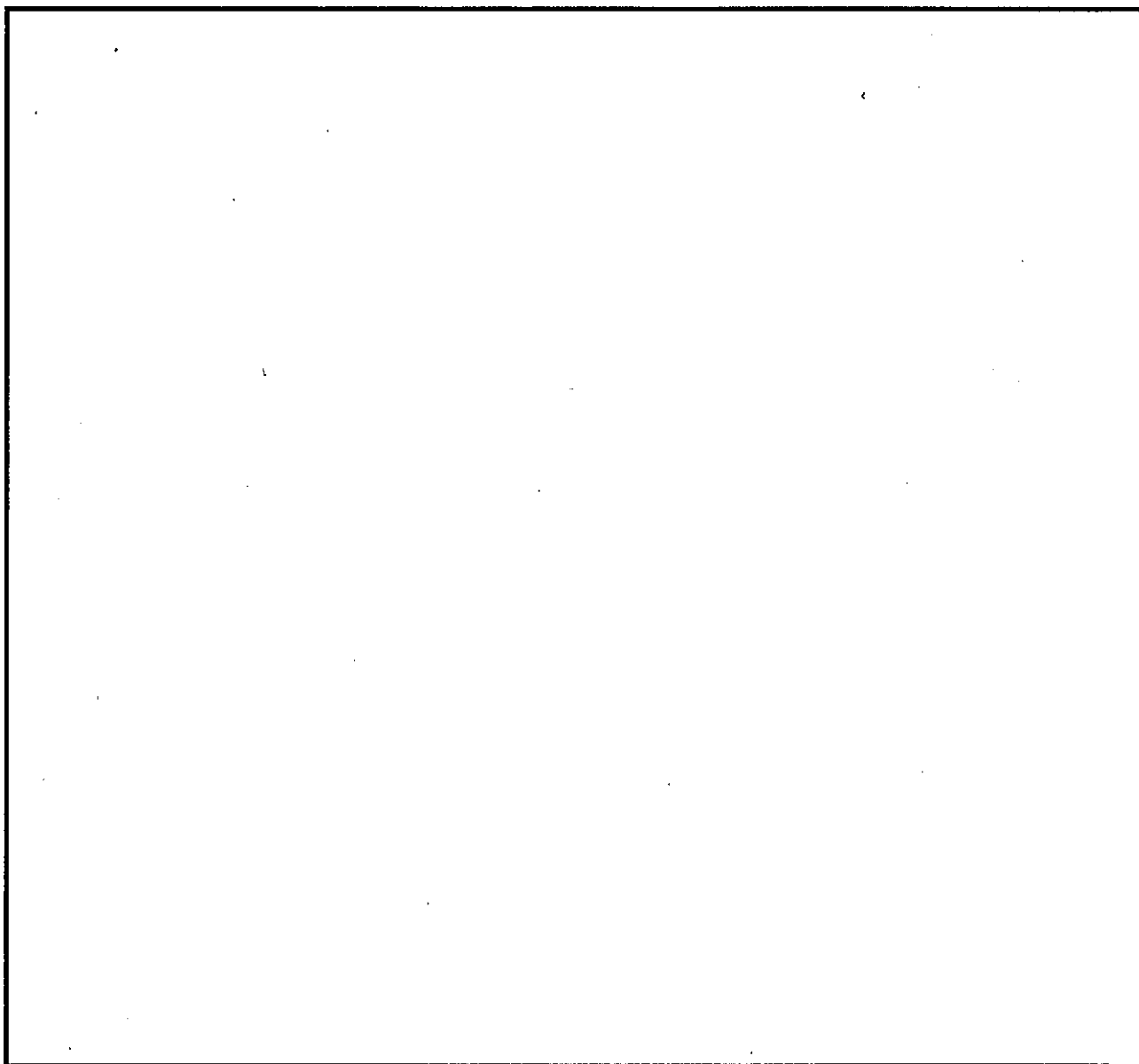
第 57-9- (47-11) 図 原子炉建屋 4 階



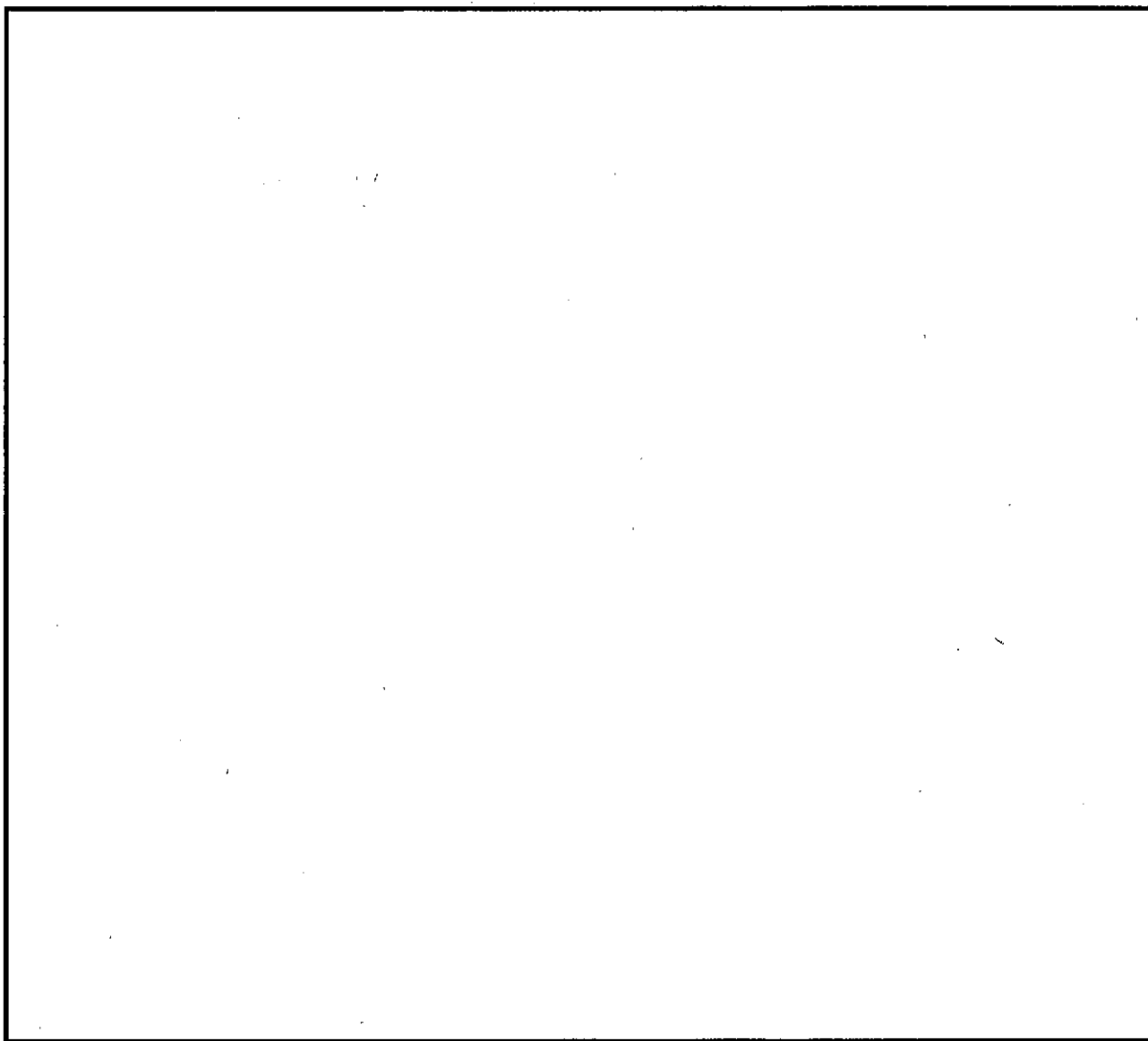
第 57-9-(48-1) 図 原子炉建屋地下 1 階



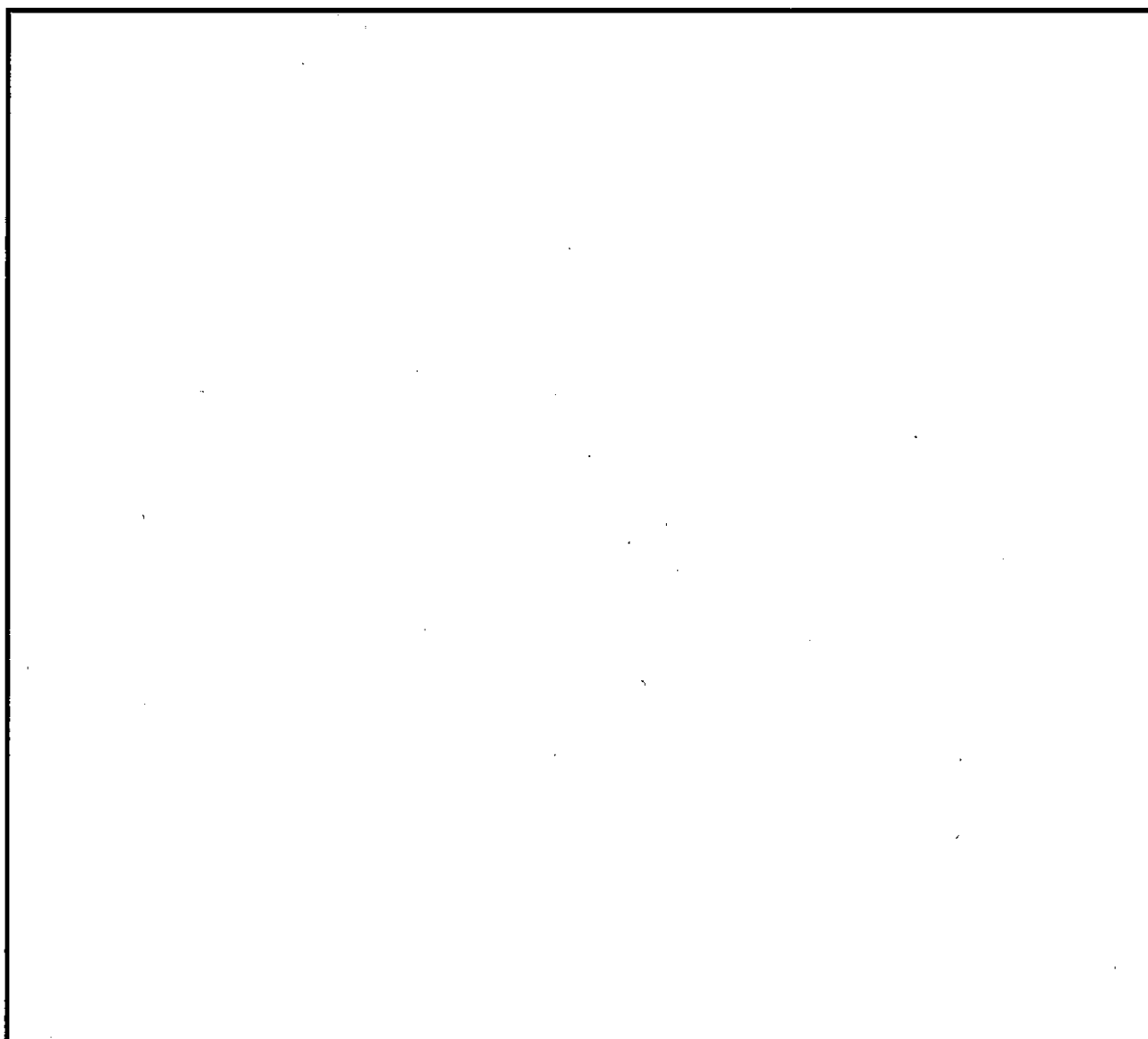
第 57-9-(48-2) 図 原子炉建屋 1 階



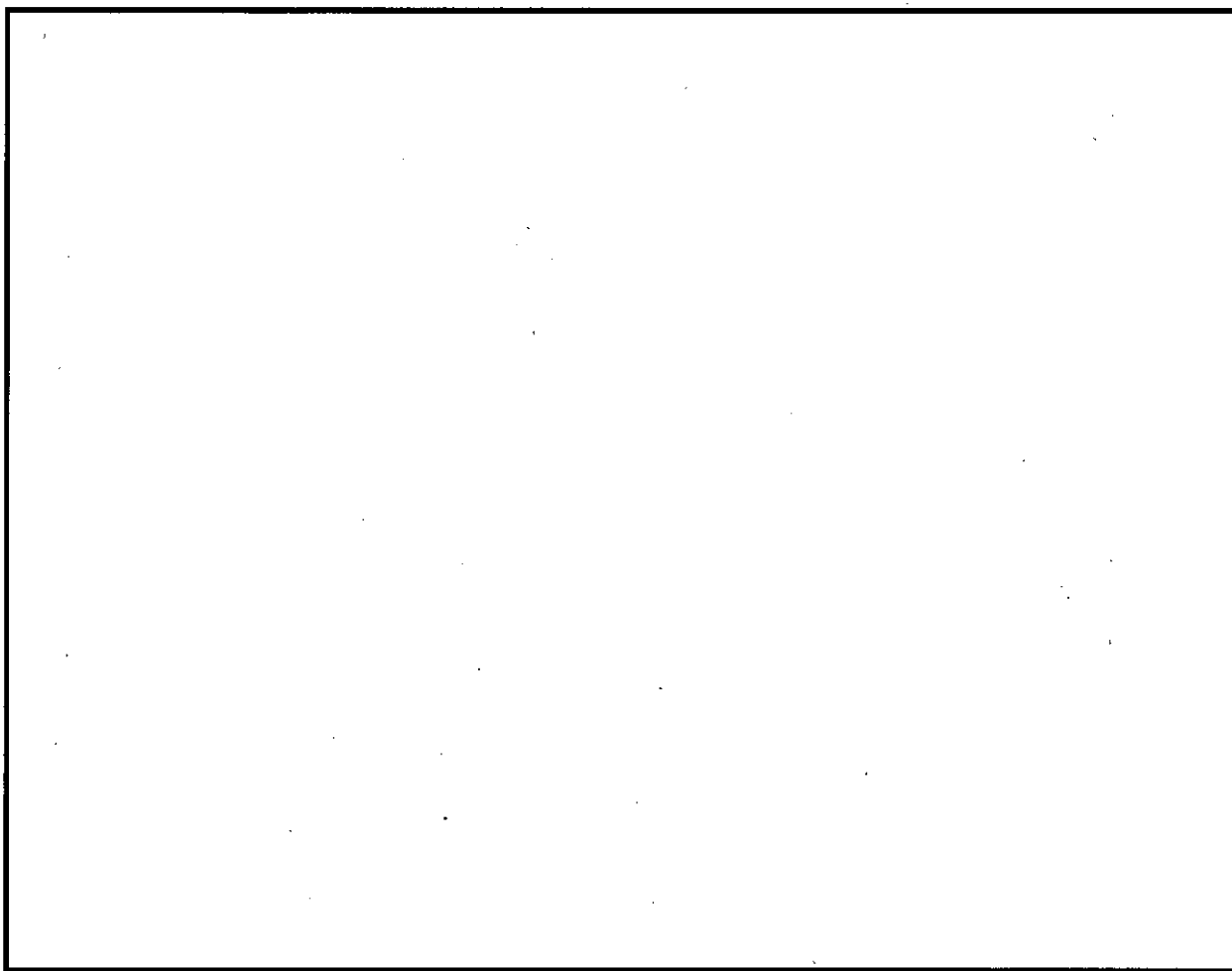
第 57-9- (48-3) 図 原子炉建屋 2 階



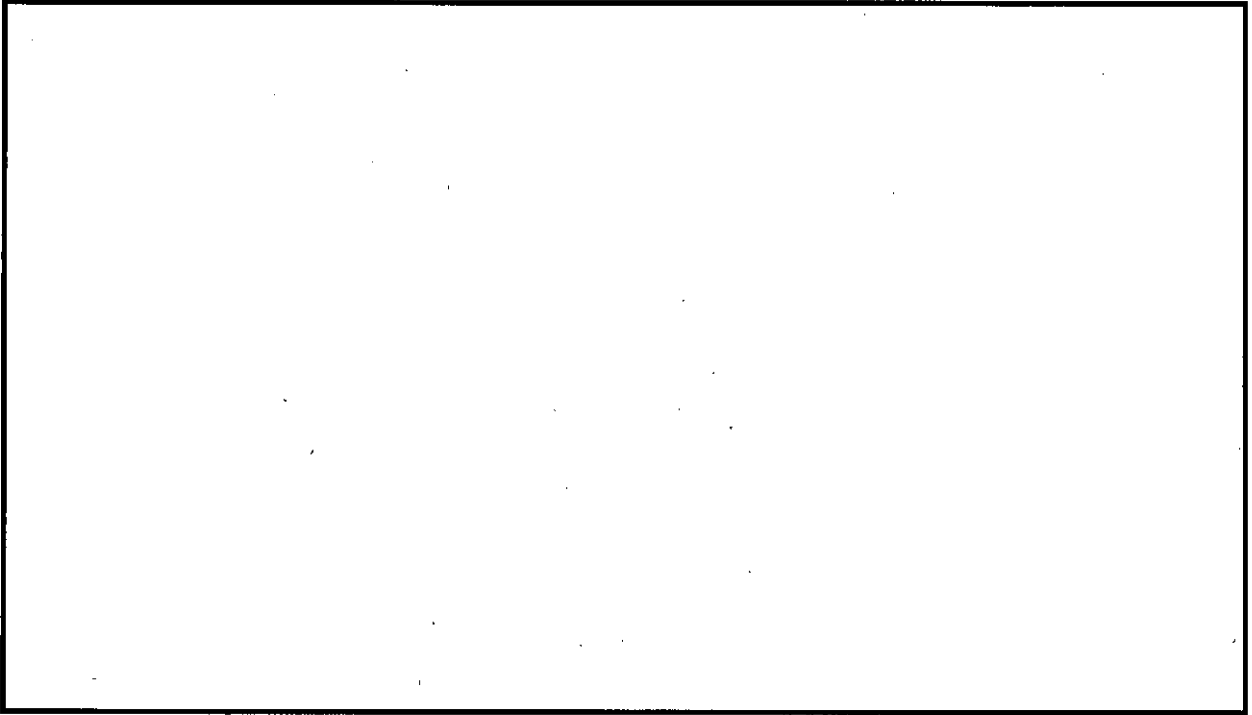
第 57-9- (48-4) 図 原子炉建屋 3 階



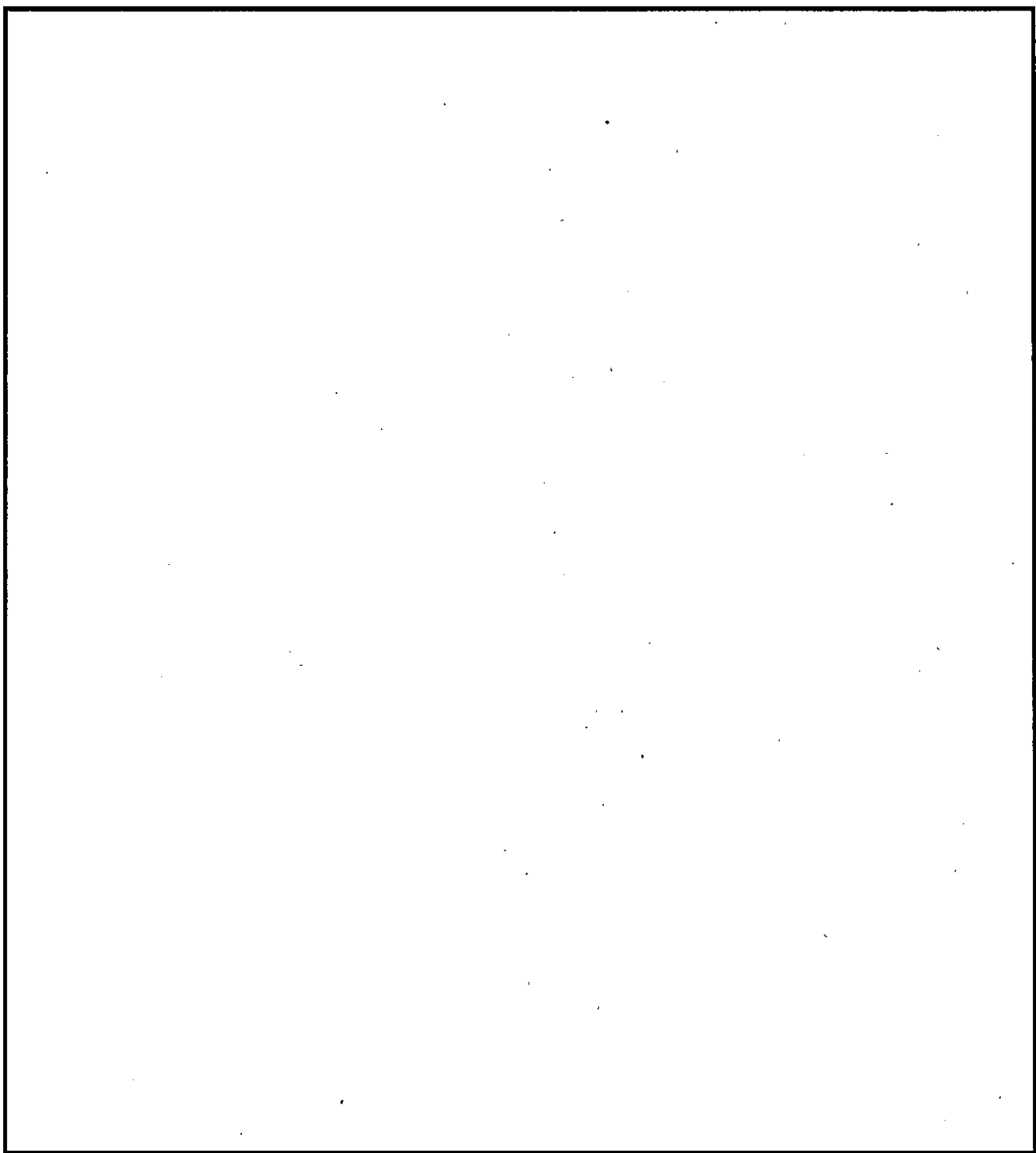
第 57-9- (48-5) 図 原子炉建屋 4 階



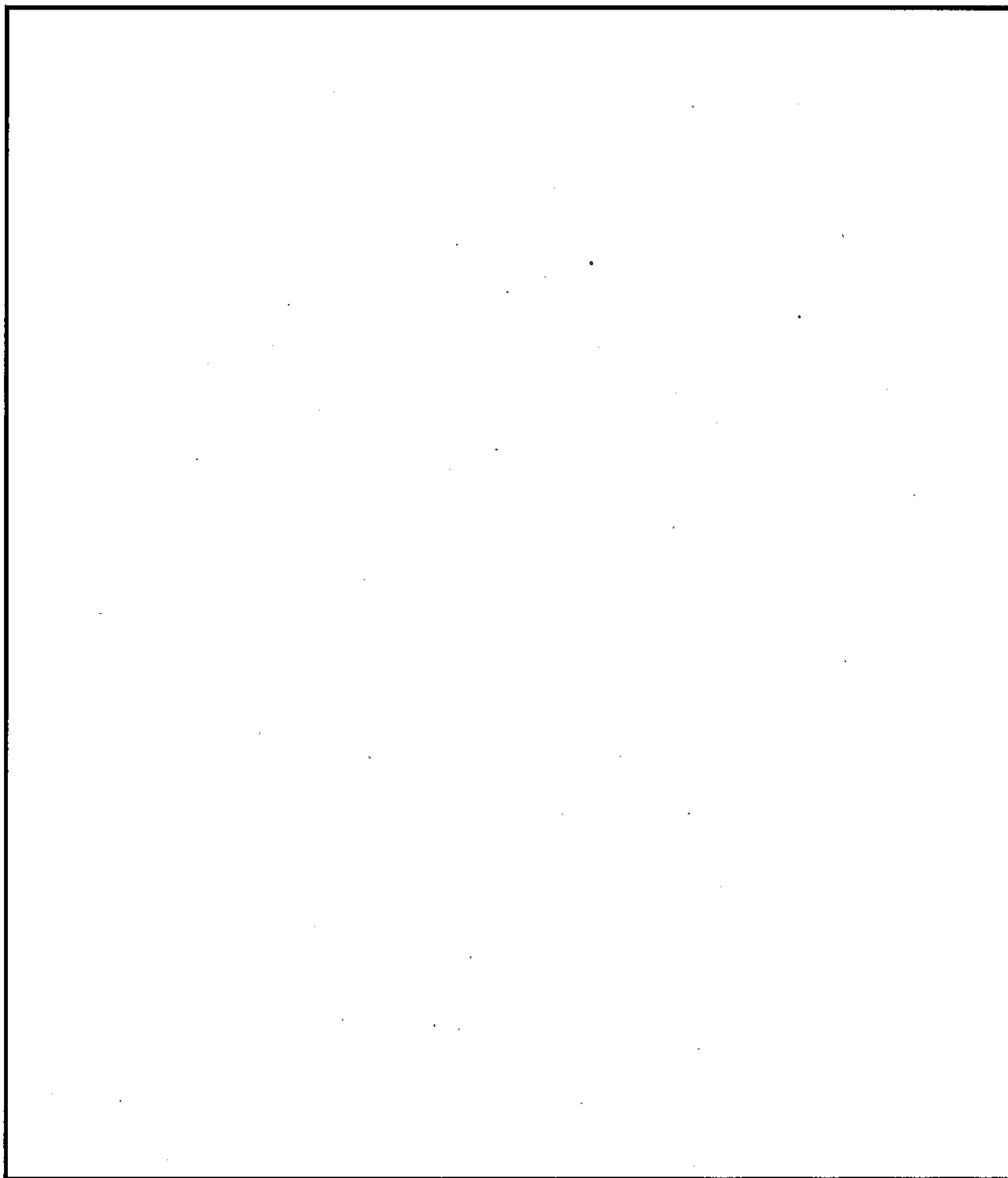
第 57-9- (48-6) 図 原子炉建屋 5 階



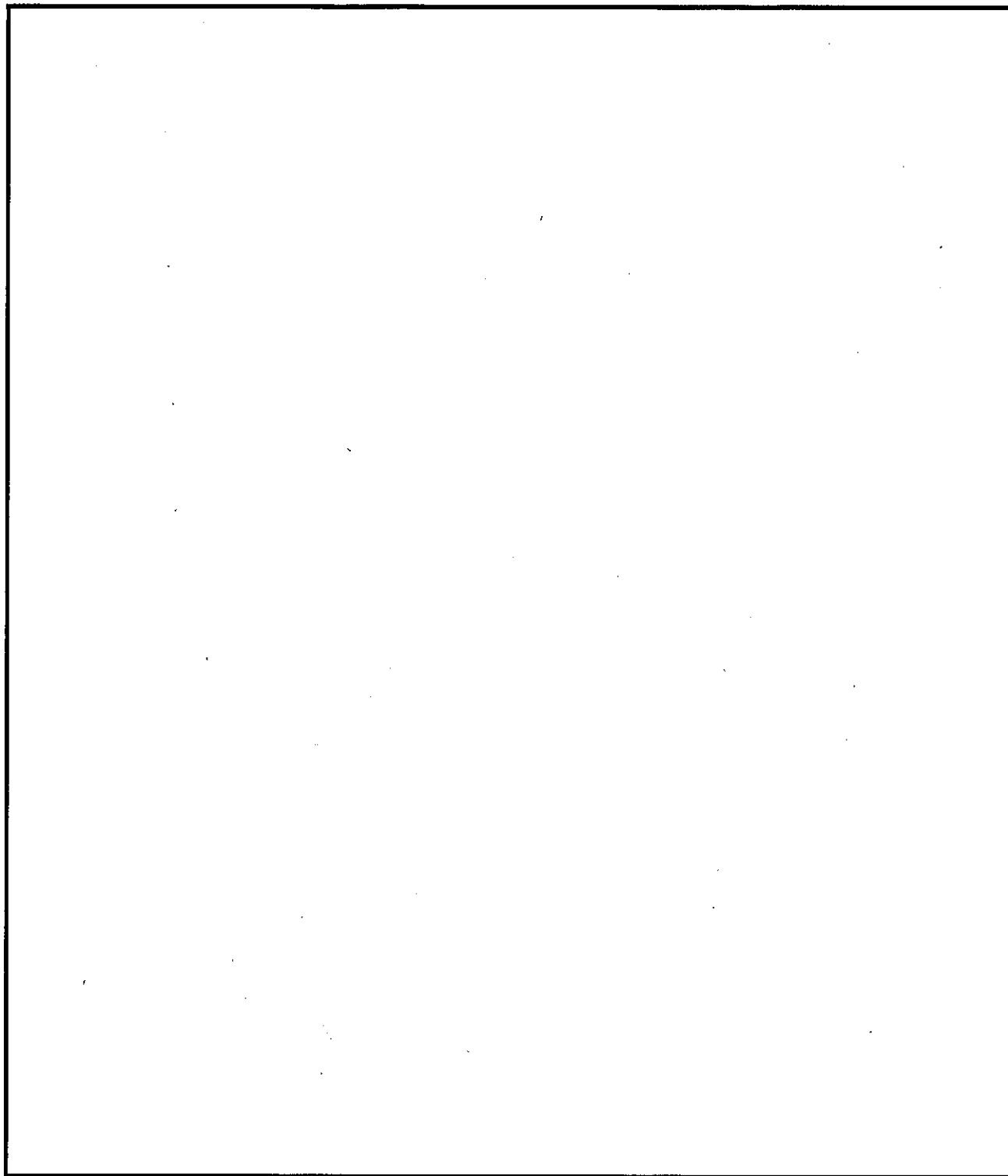
第 57-9- (48-7) 図 原子炉建屋南側屋外



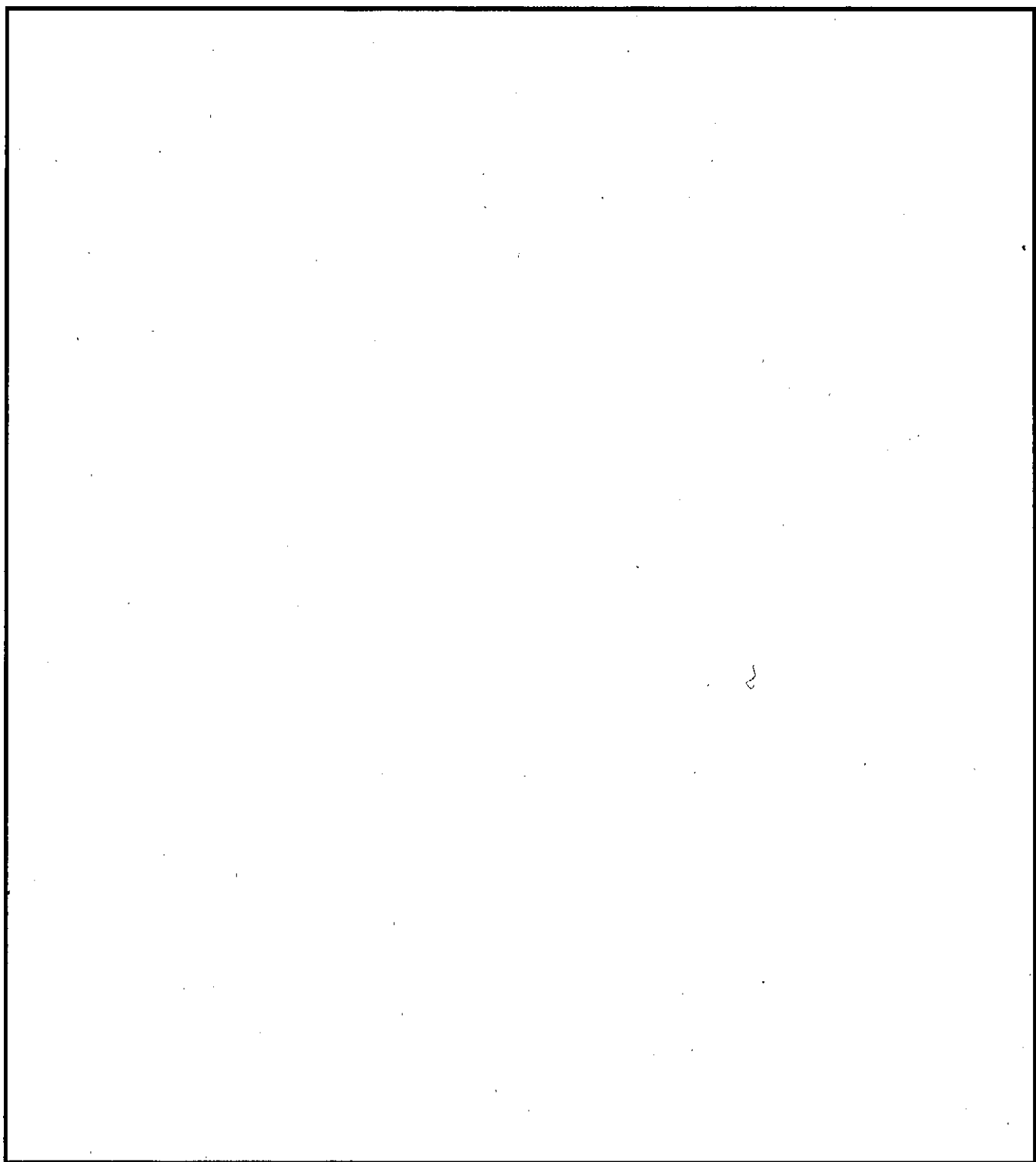
第 57-9- (48-8) 図 原子炉建屋地下 2 階



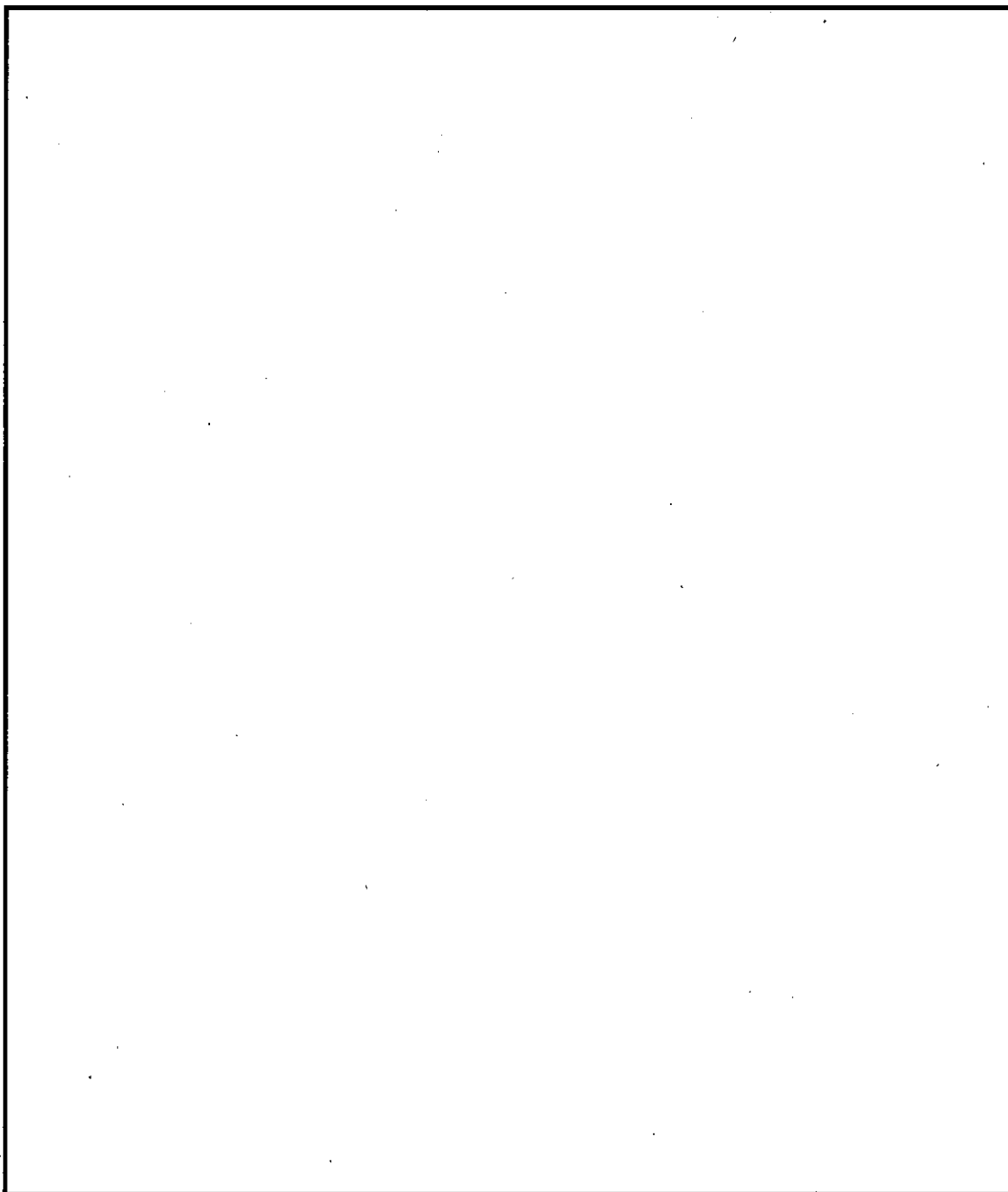
第 57-9- (48-9) 図 原子炉建屋地下 1 階



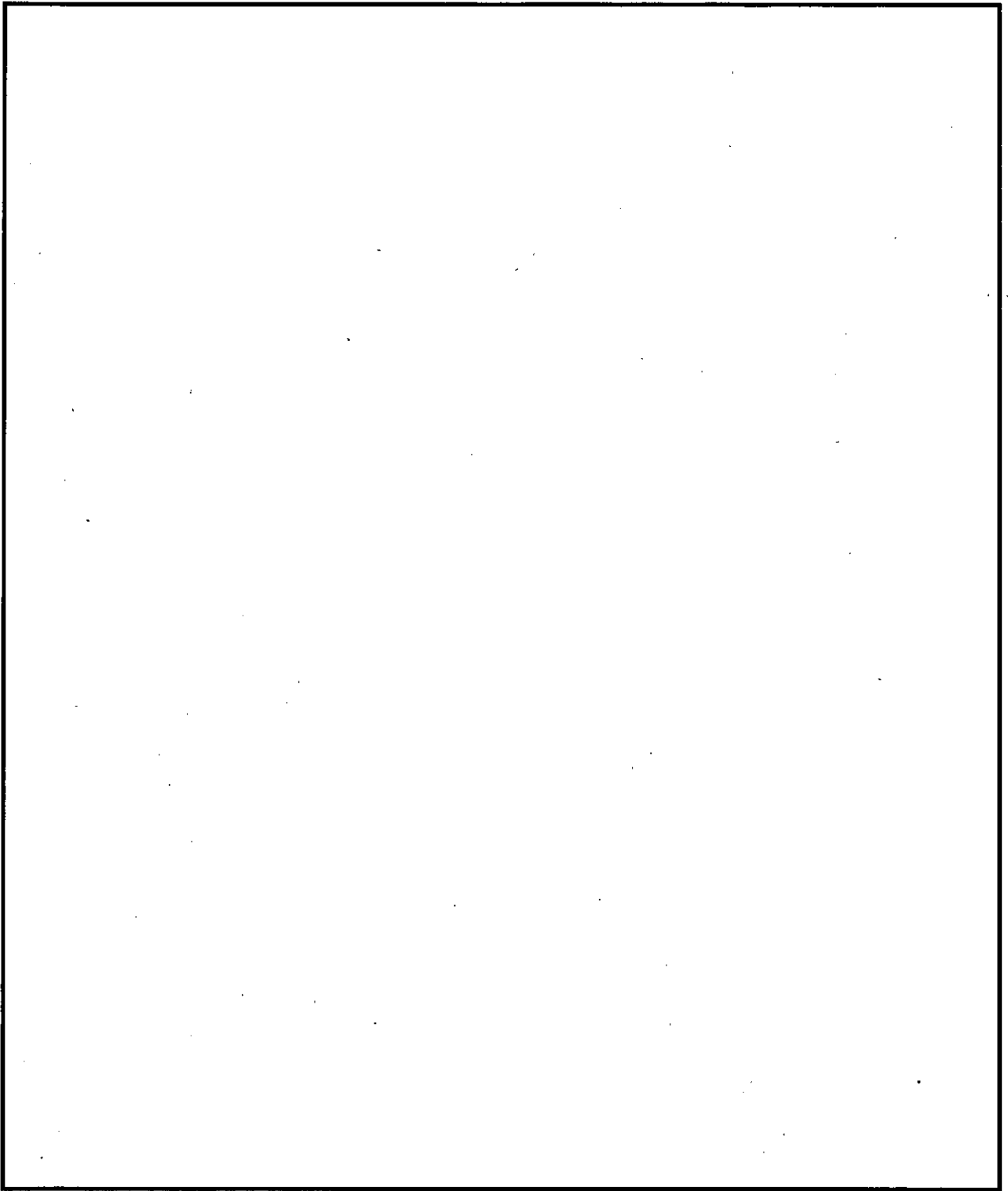
第 57-9- (48-10) 図 原子炉建屋 1 階



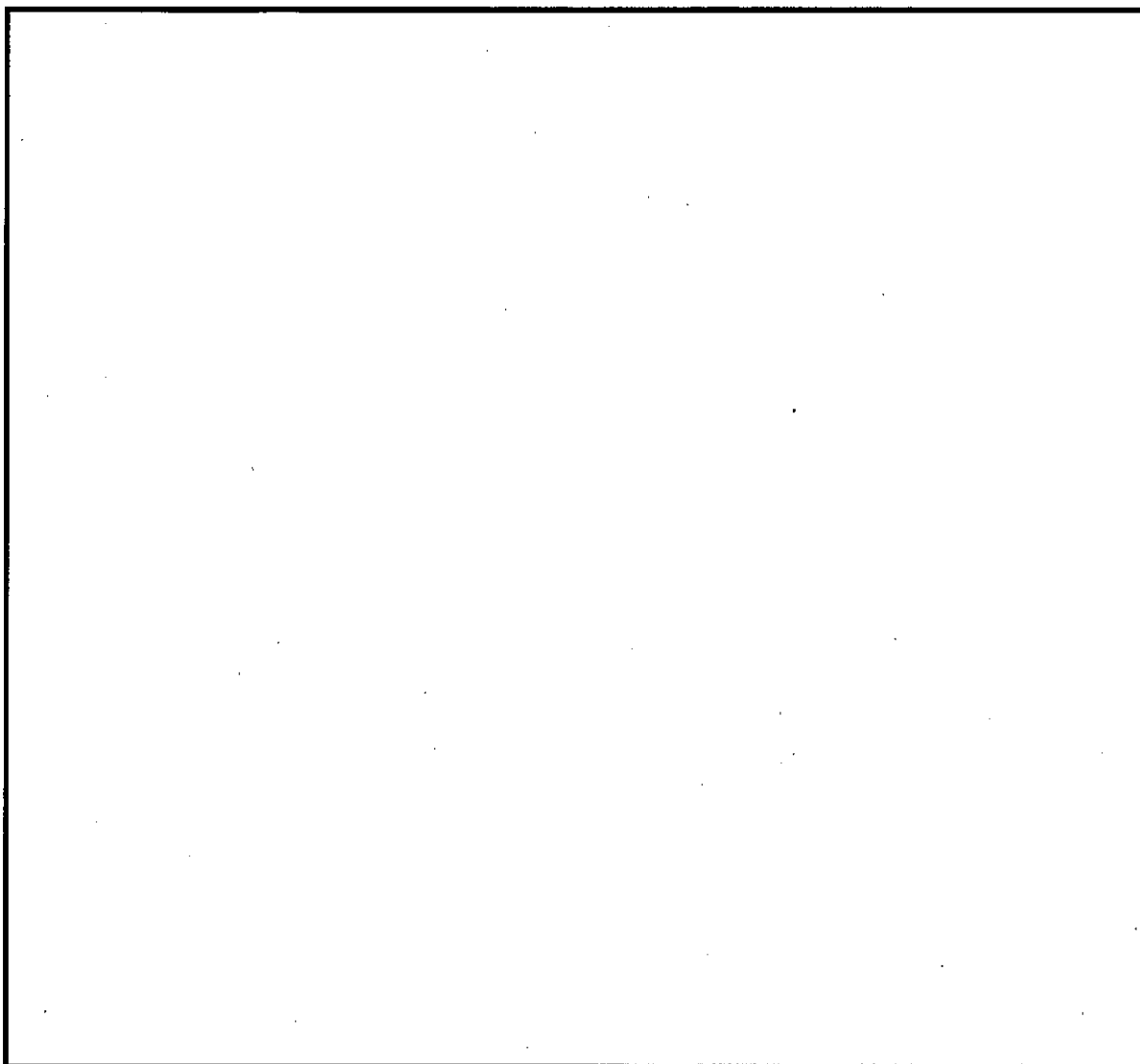
第 57-9- (48-11) 図 原子炉建屋 2 階



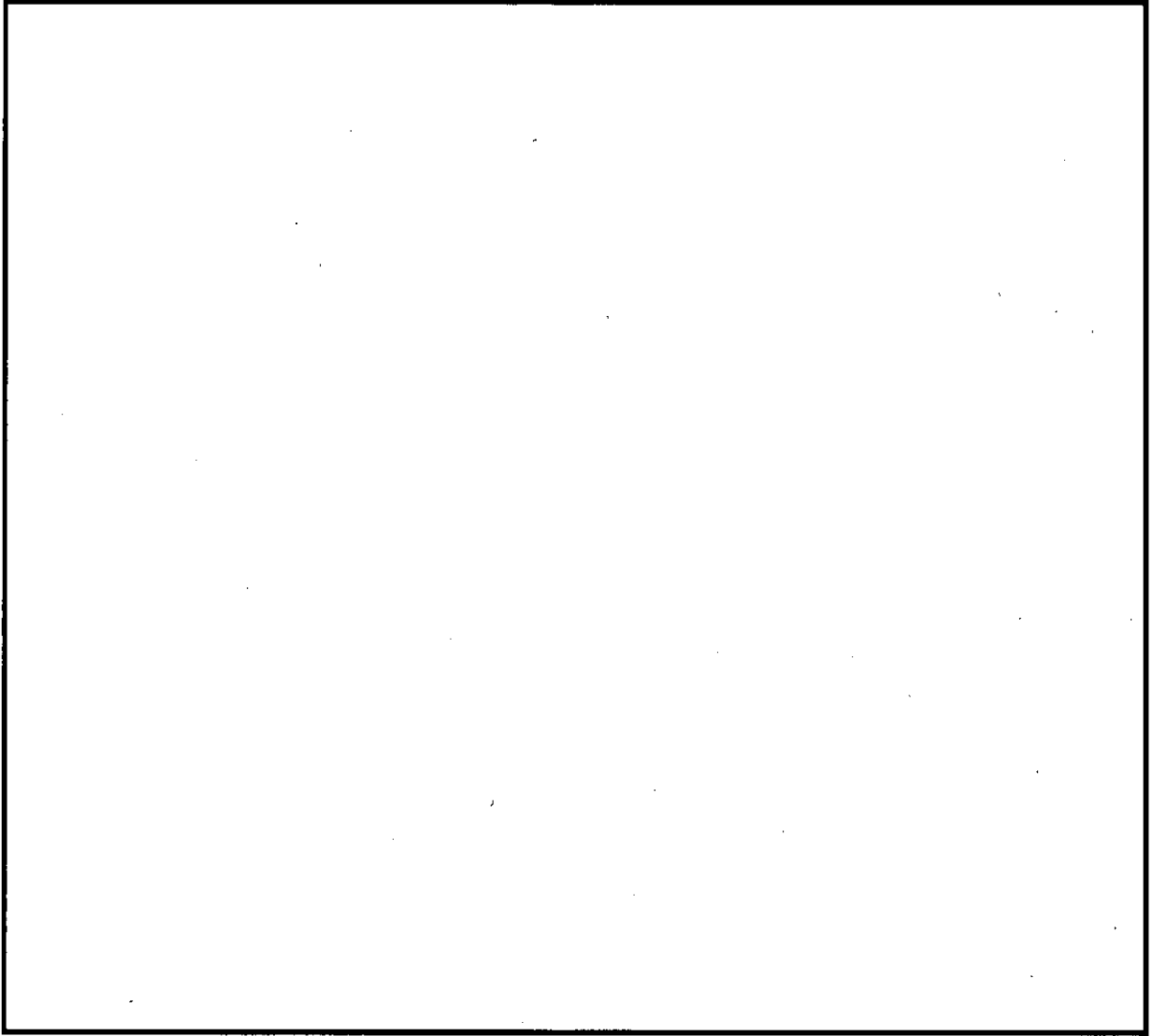
第 57-9- (48-12) 図 原子炉建屋 3 階



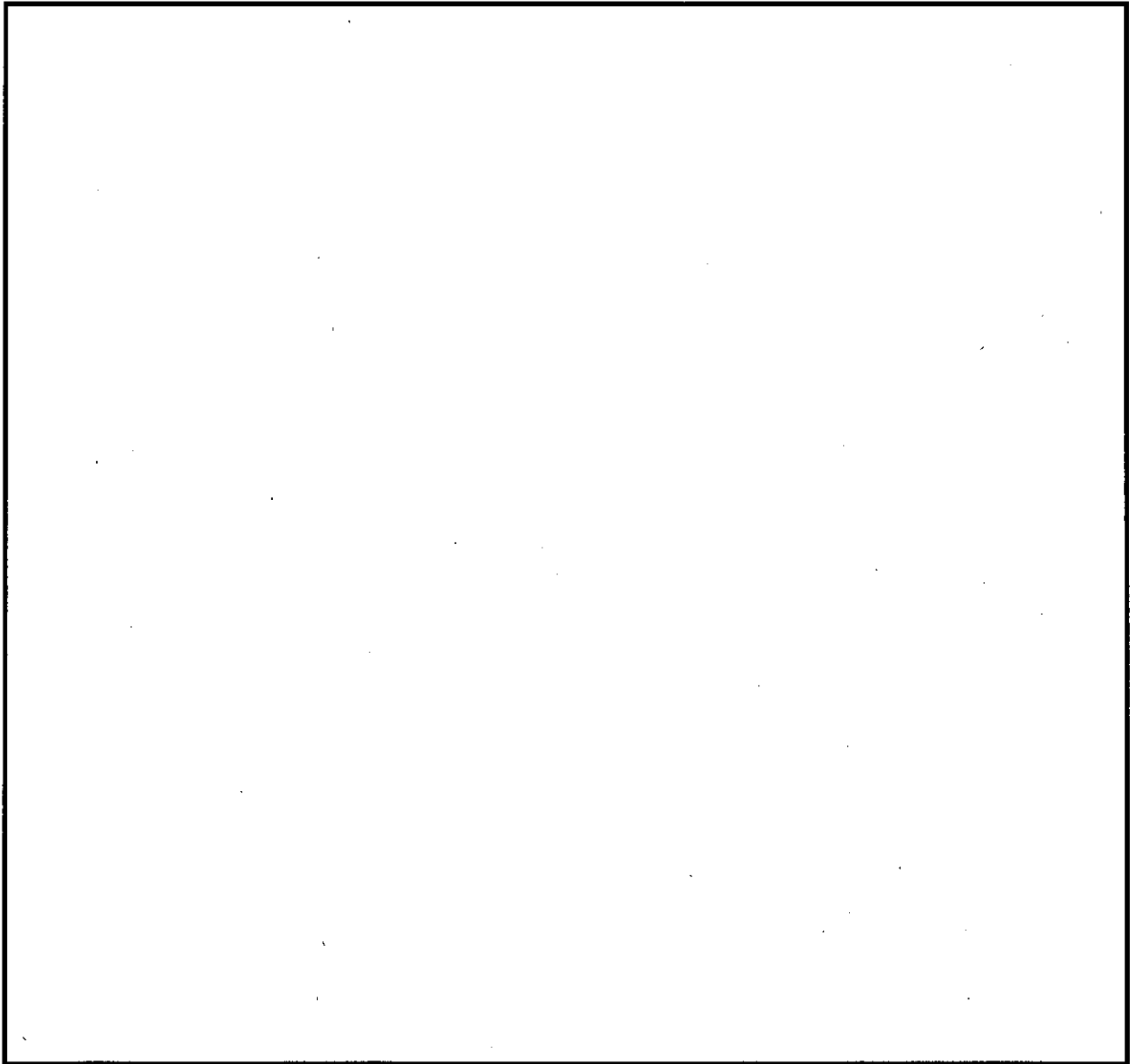
第 57-9- (48-13) 図 原子炉建屋 4 階



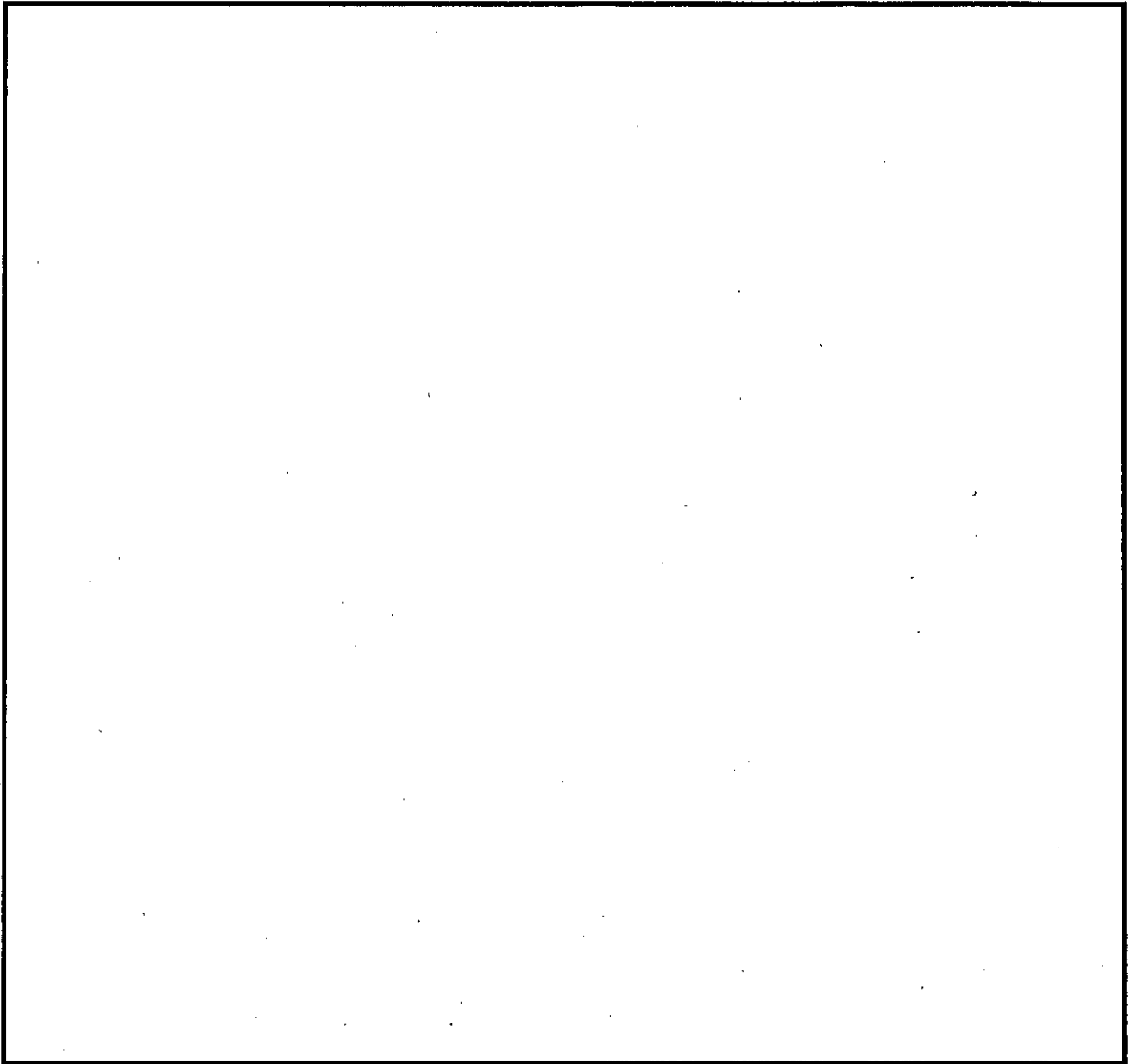
第 57-9- (48-14) 図 原子炉建屋 5 階



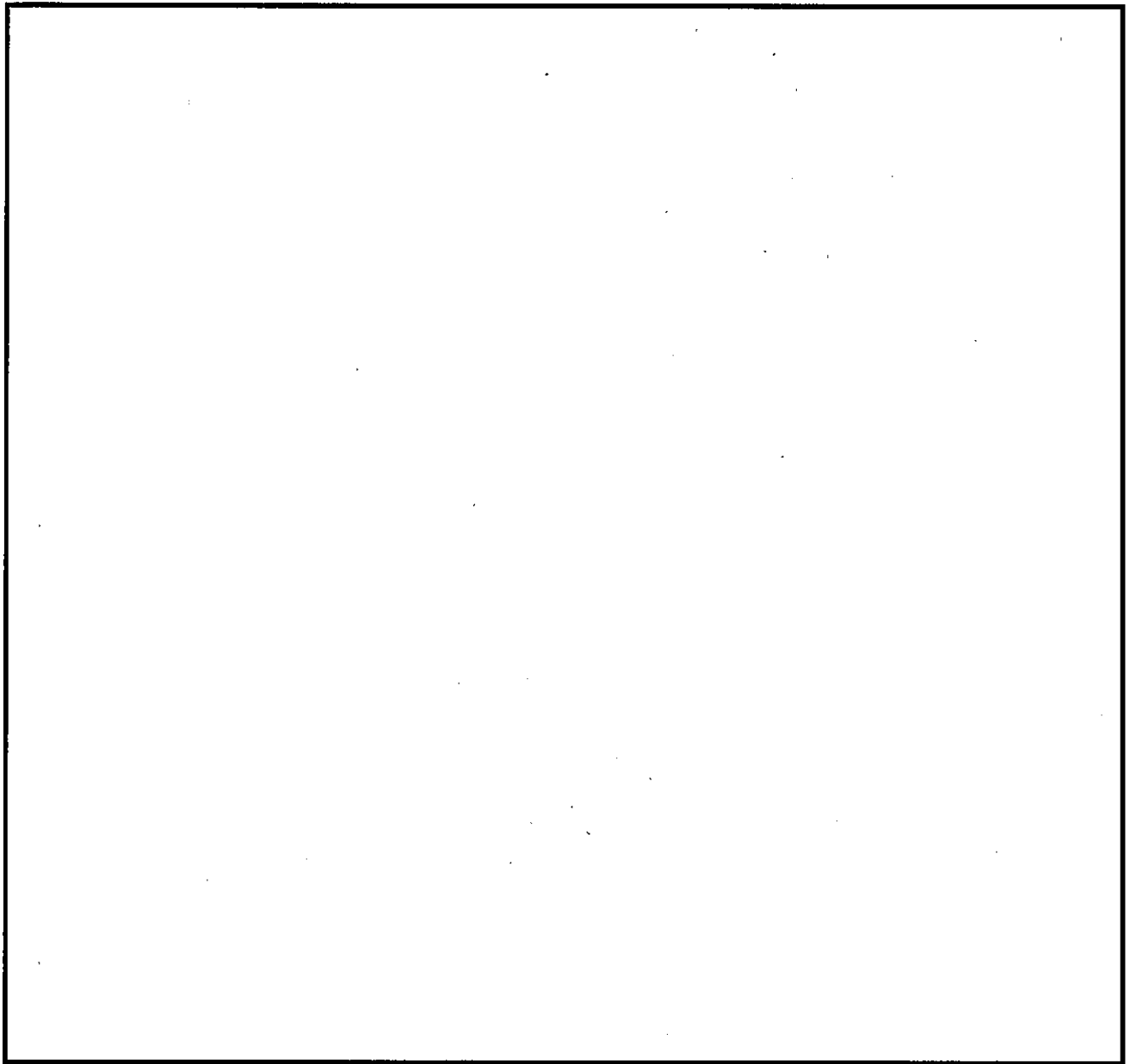
第57-9-(49-1) 図 原子炉建屋地下 2 階



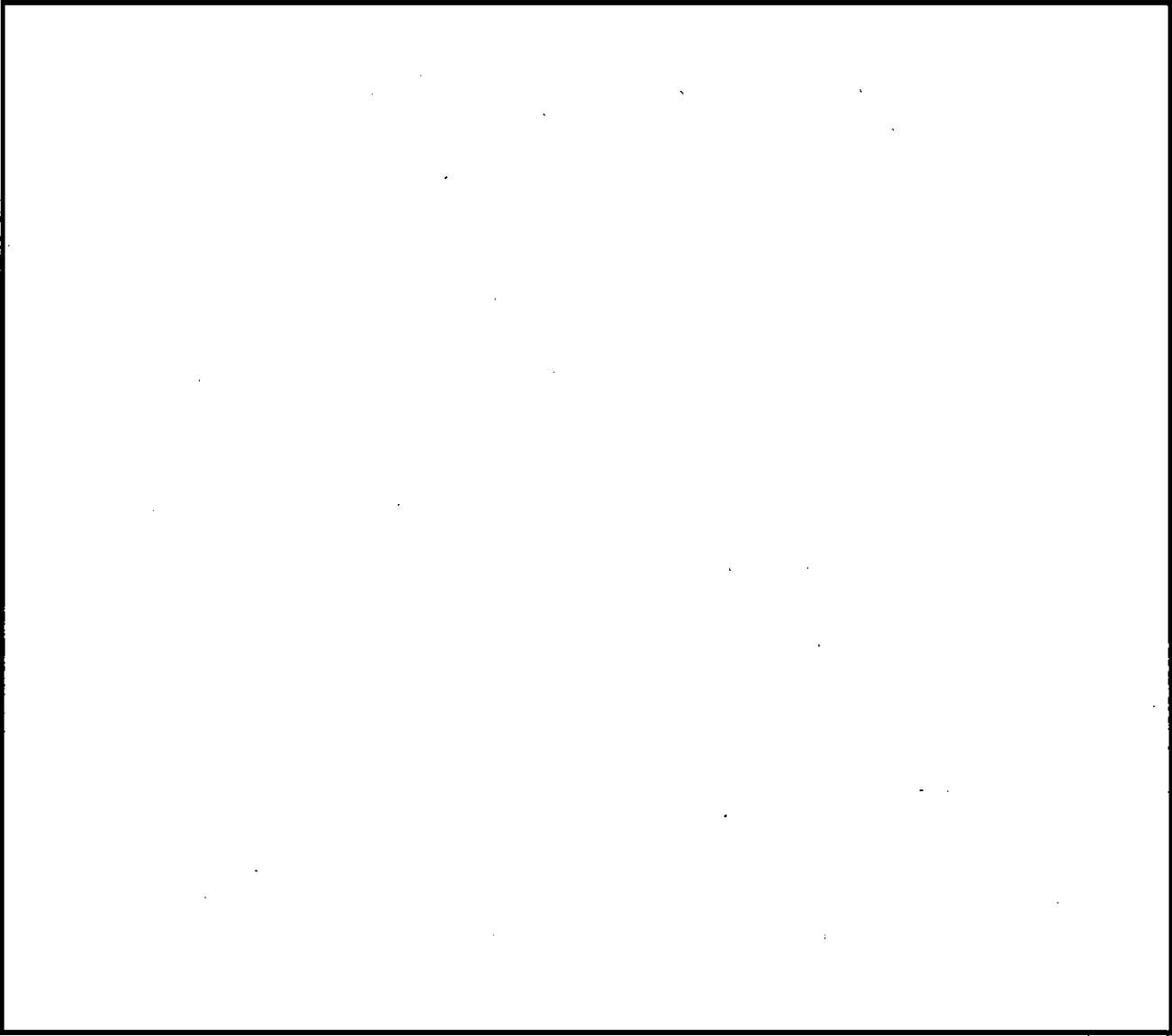
第 57-9- (49-2) 図 原子炉建屋地下 1 階



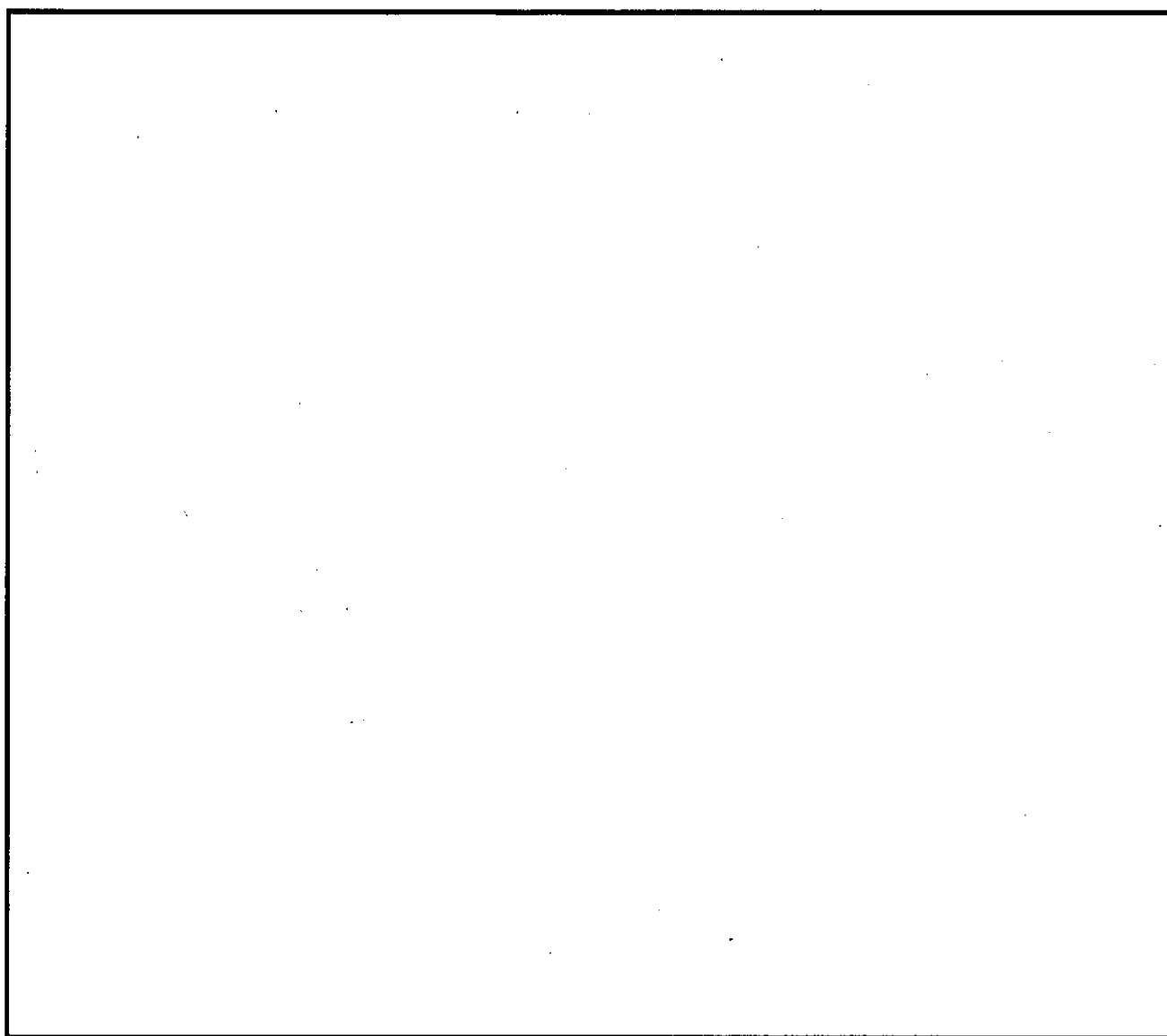
第 57-9-(49-3) 図 原子炉建屋 1 階



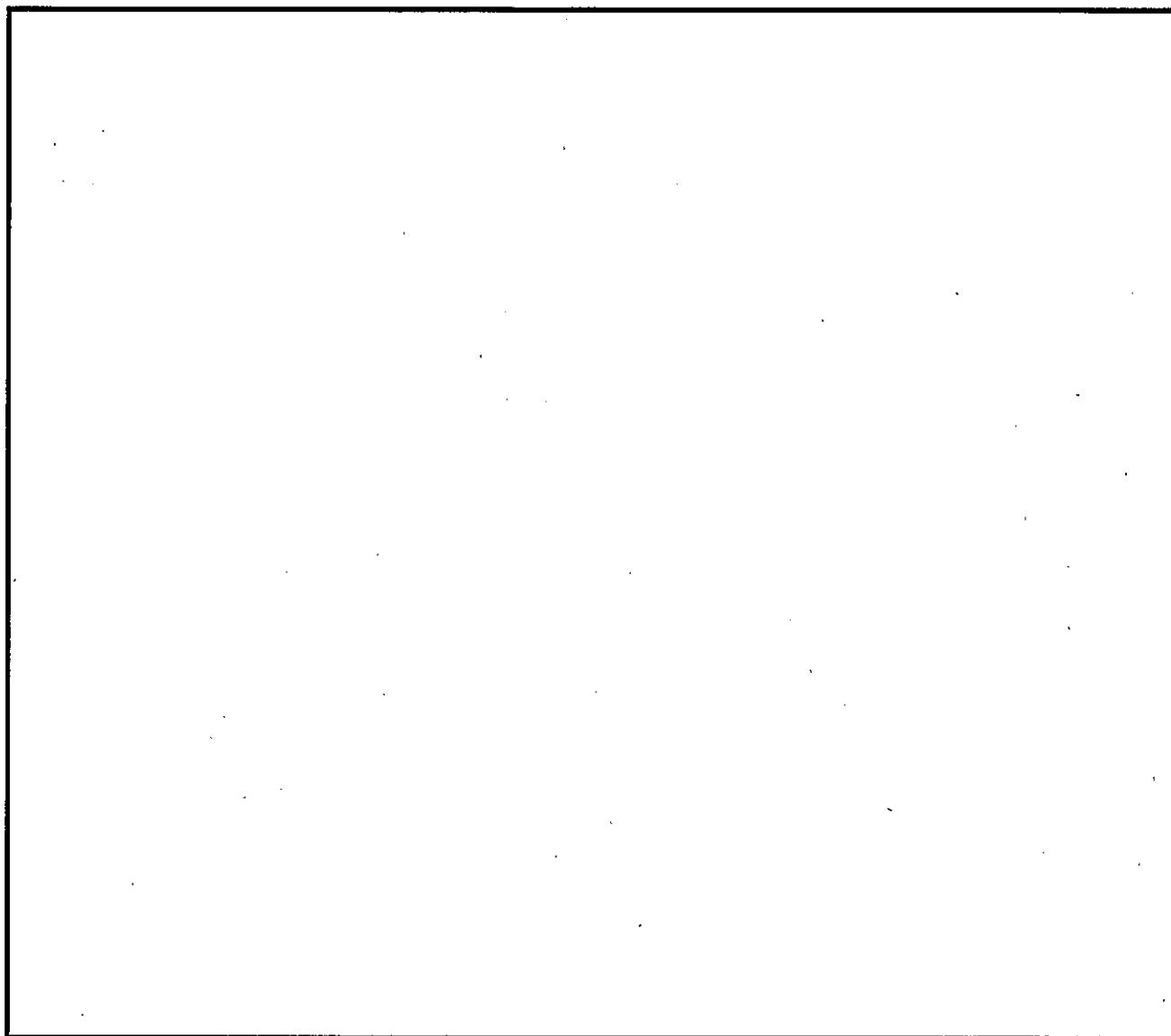
第 57-9- (49-4) 図 原子炉建屋 2 階



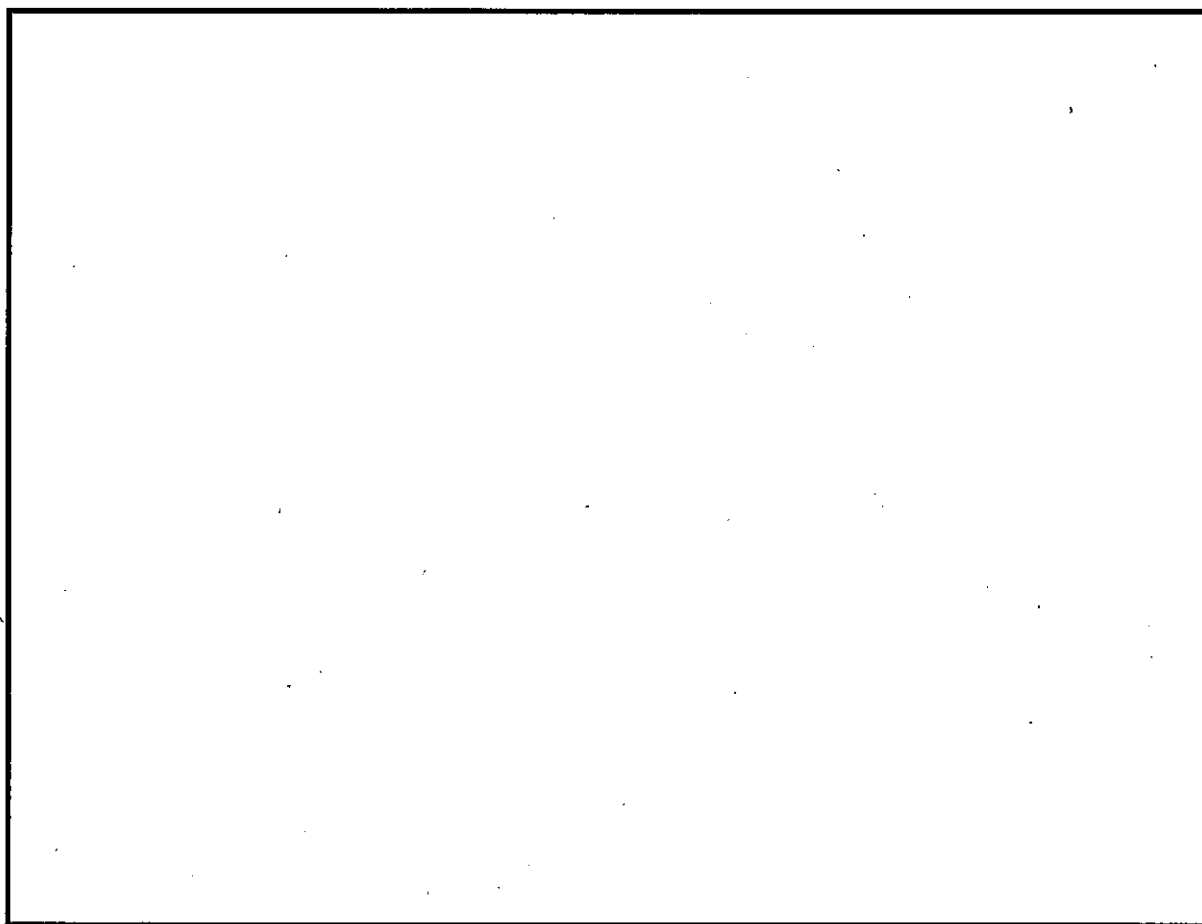
第 57-9-(49-5) 図 原子炉建屋 3 階



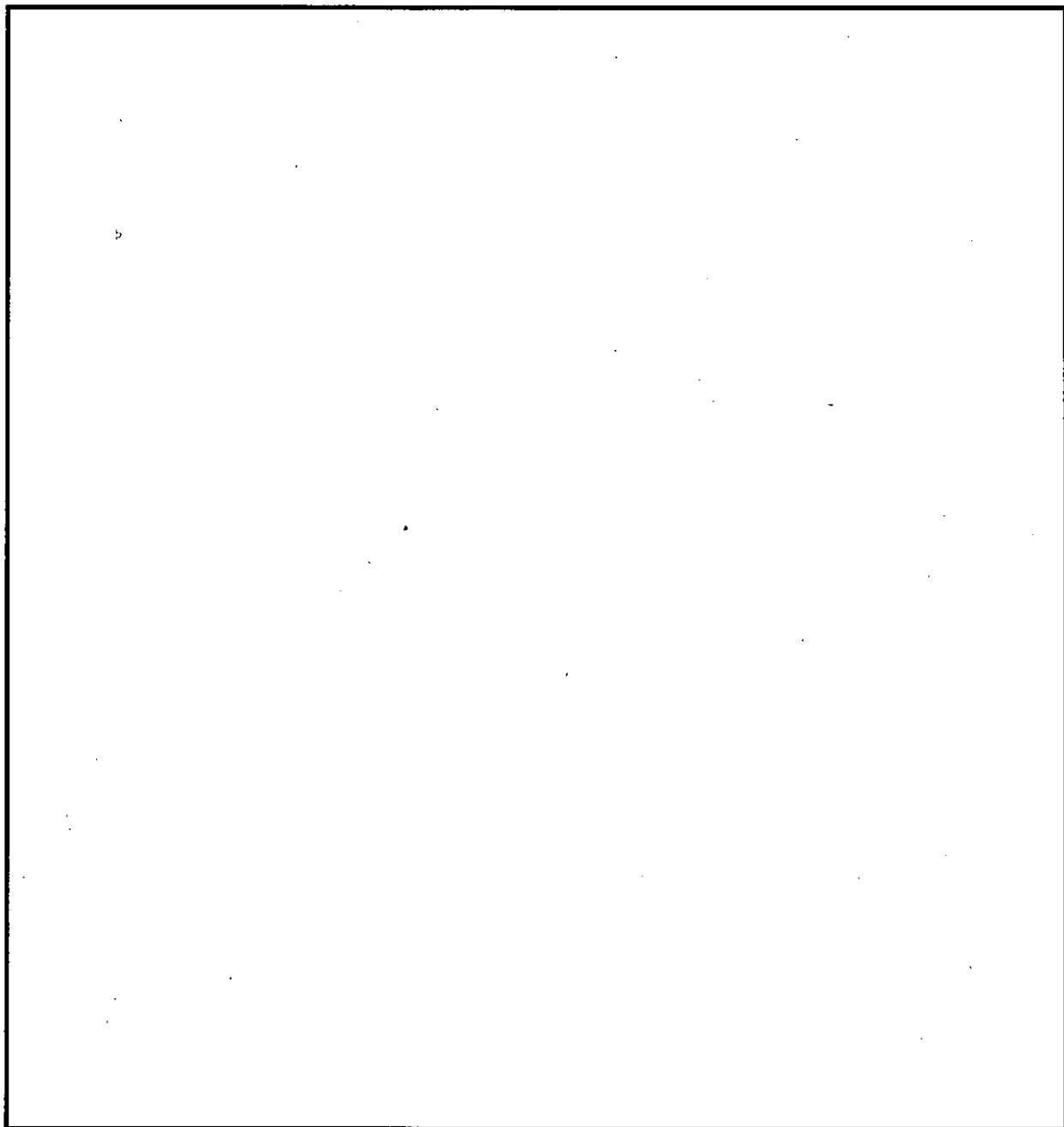
第 57-9- (49-6) 図 原子炉建屋 4 階



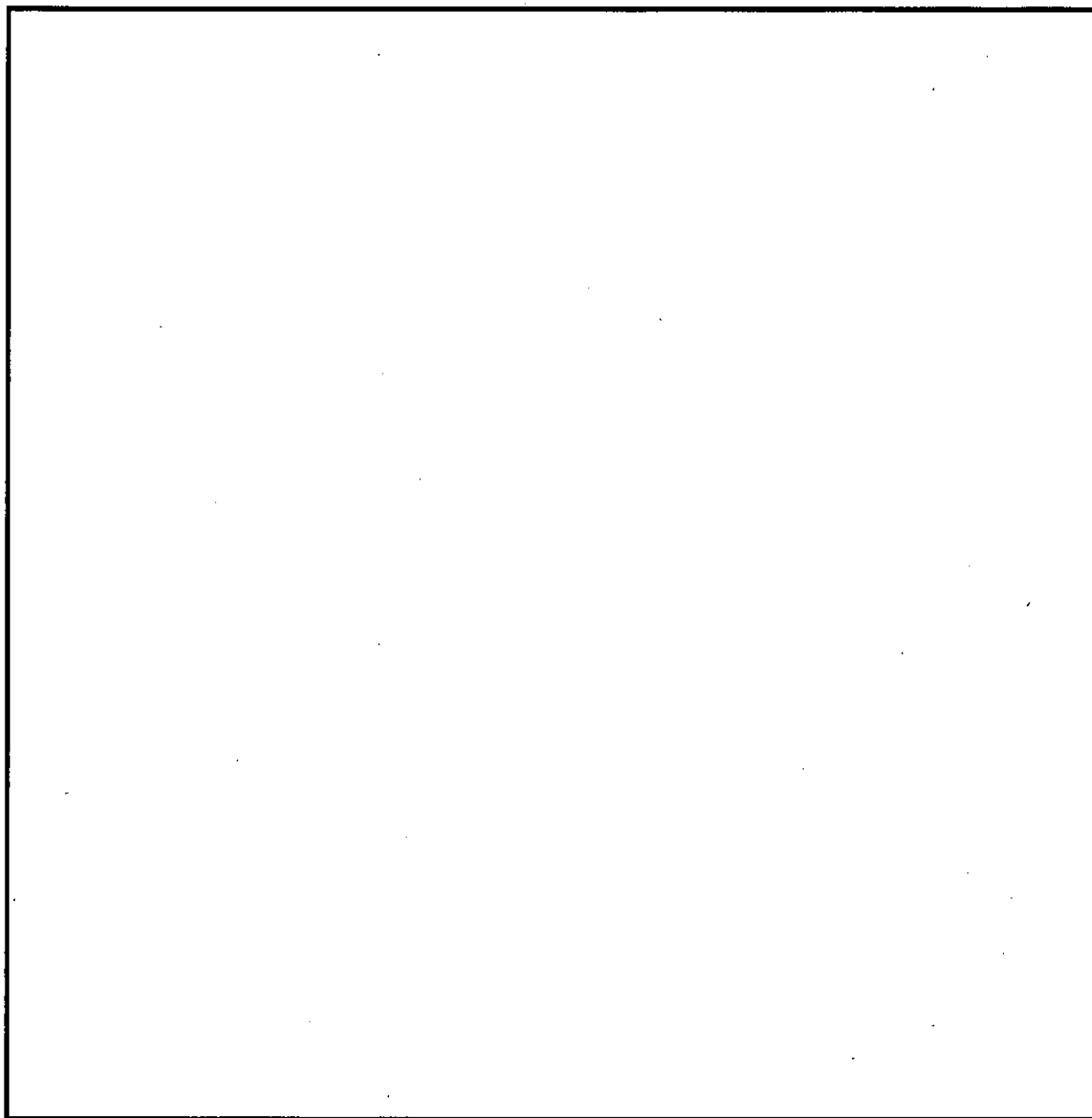
第 57-9- (49-7) 図 原子炉建屋 5 階



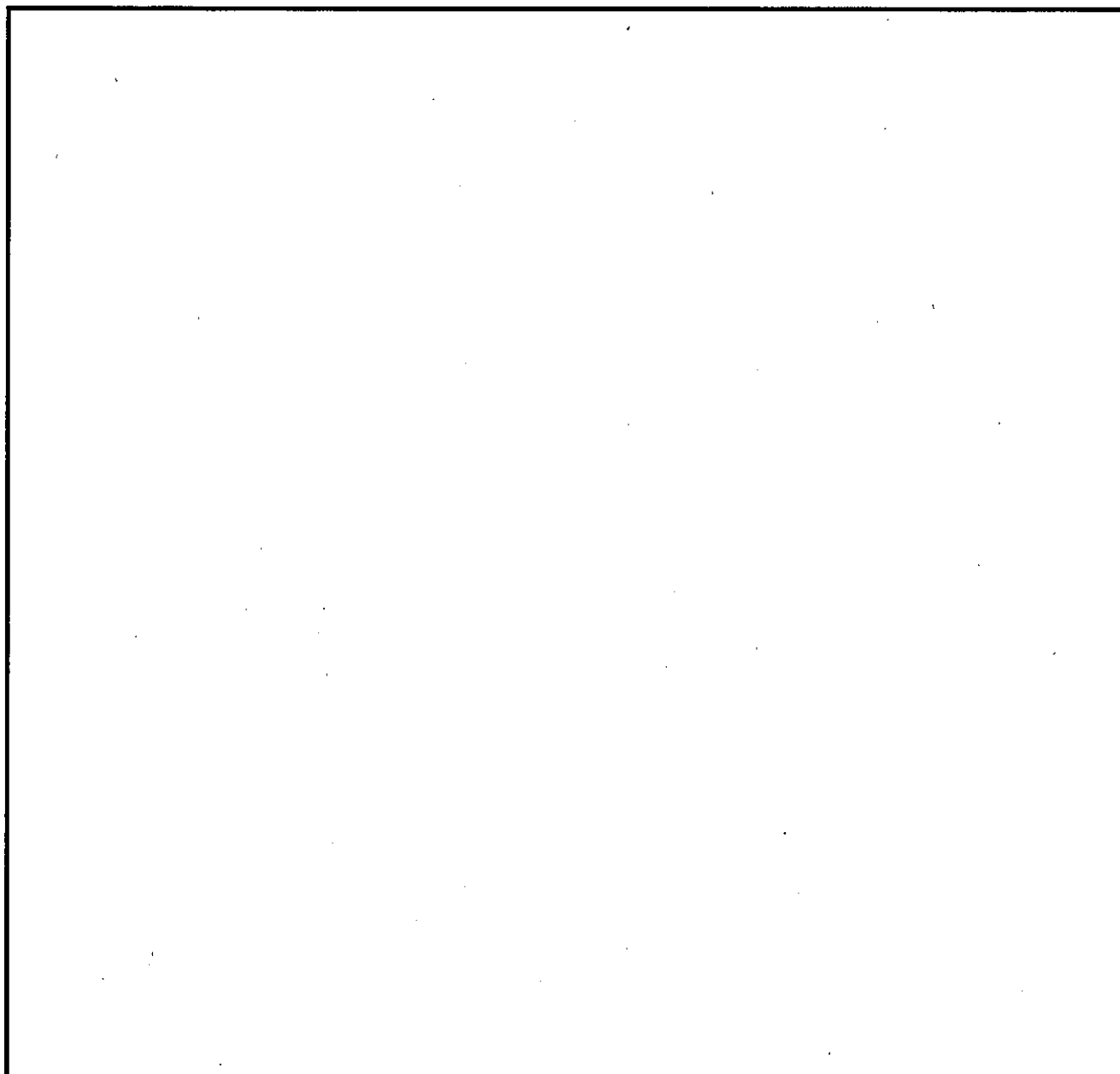
第 57-9- (49-8) 図 原子炉建屋南側屋外



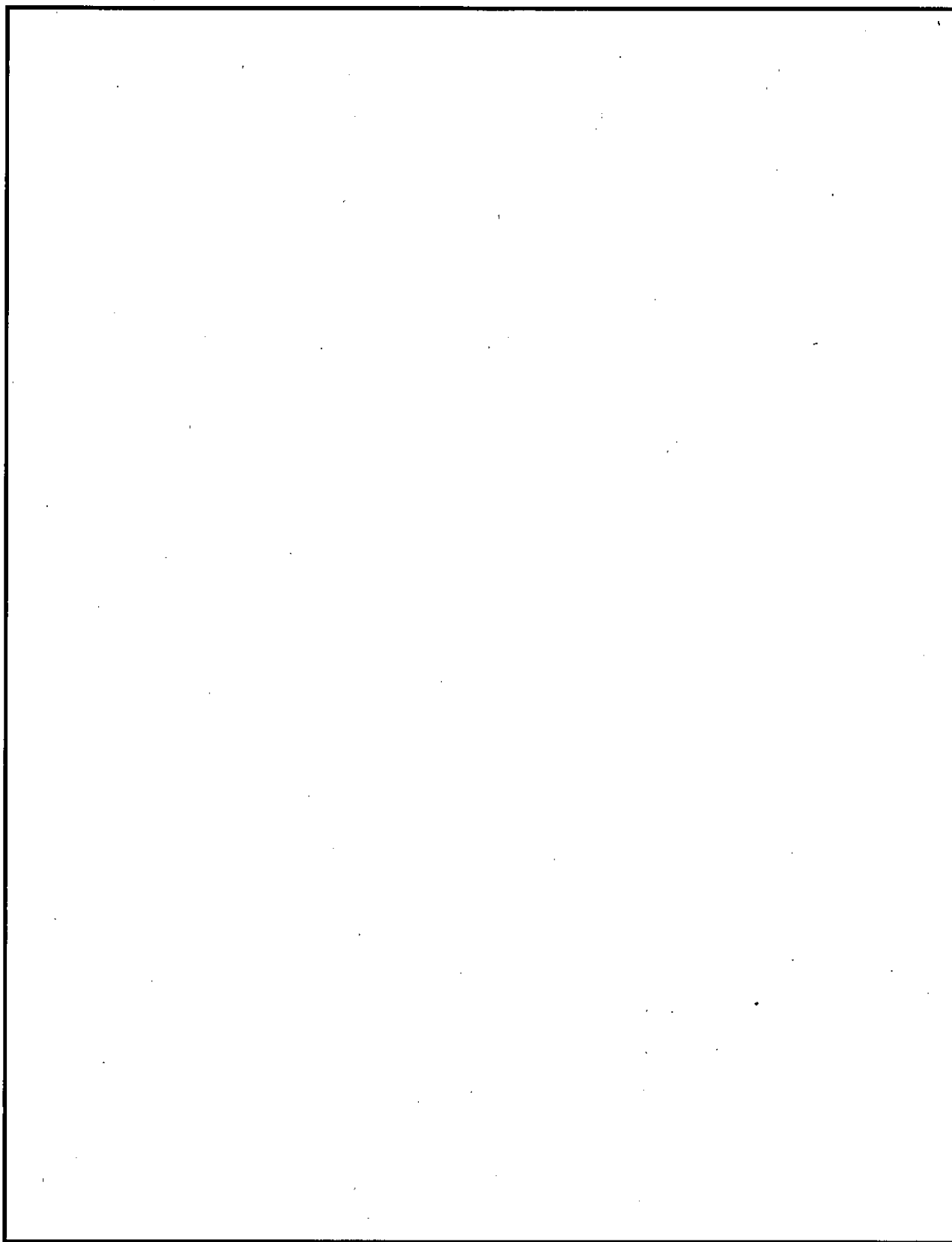
第 57-9- (49-9) 図 原子炉建屋地下 2 階



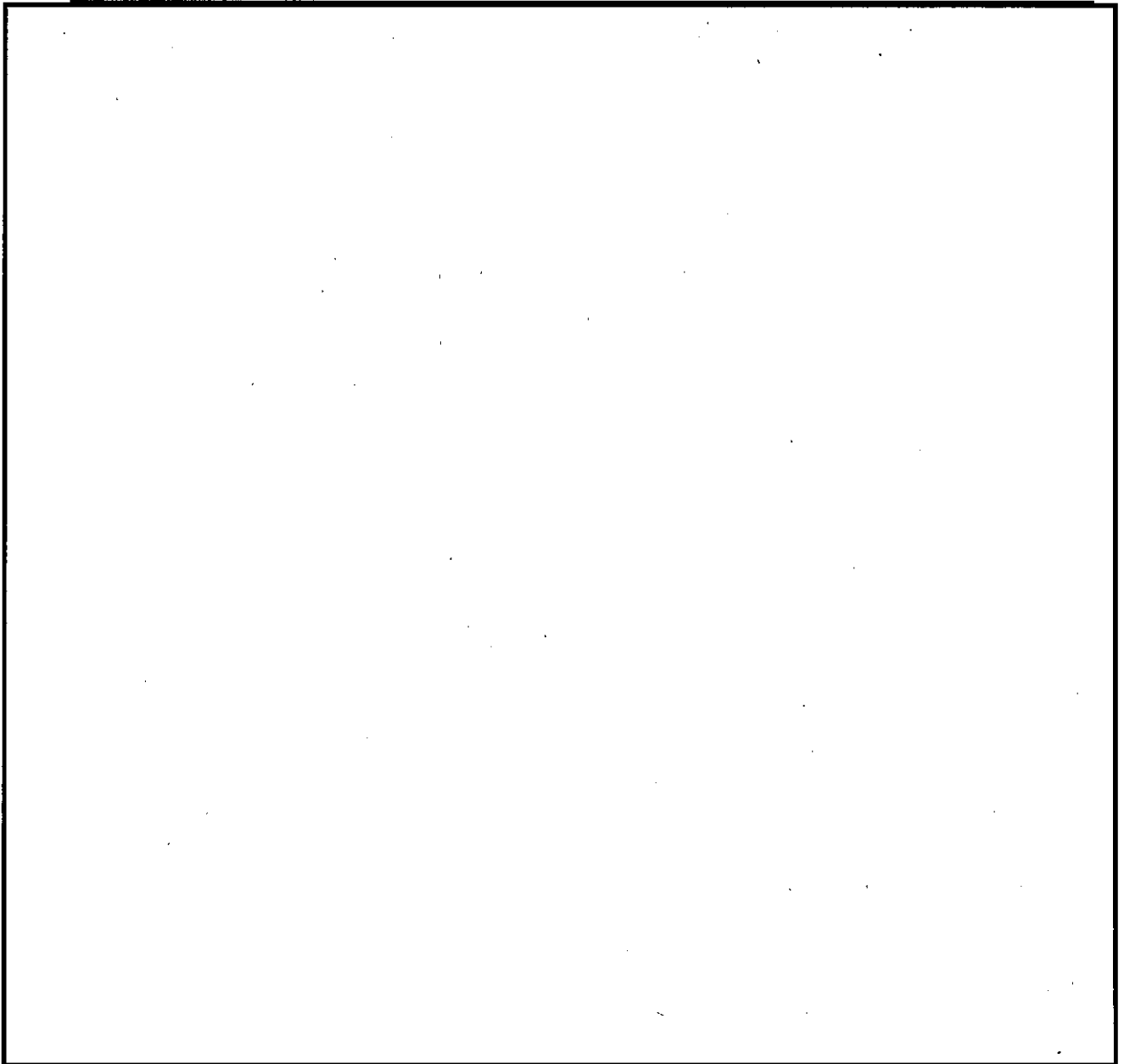
第 57-9- (49-10) 図 原子炉建屋地下 1 階



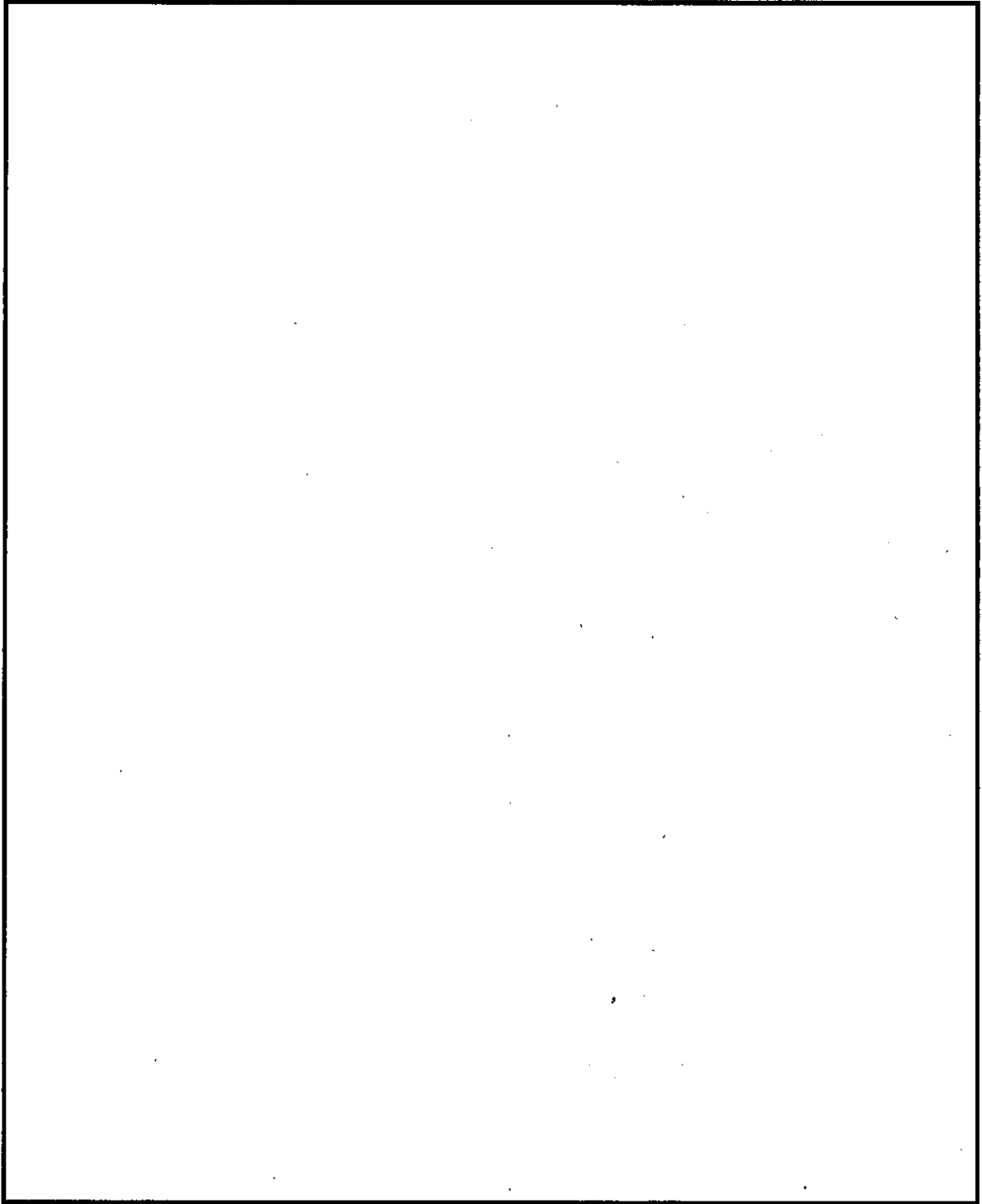
第 57-9-(49-11) 図 原子炉建屋 1 階



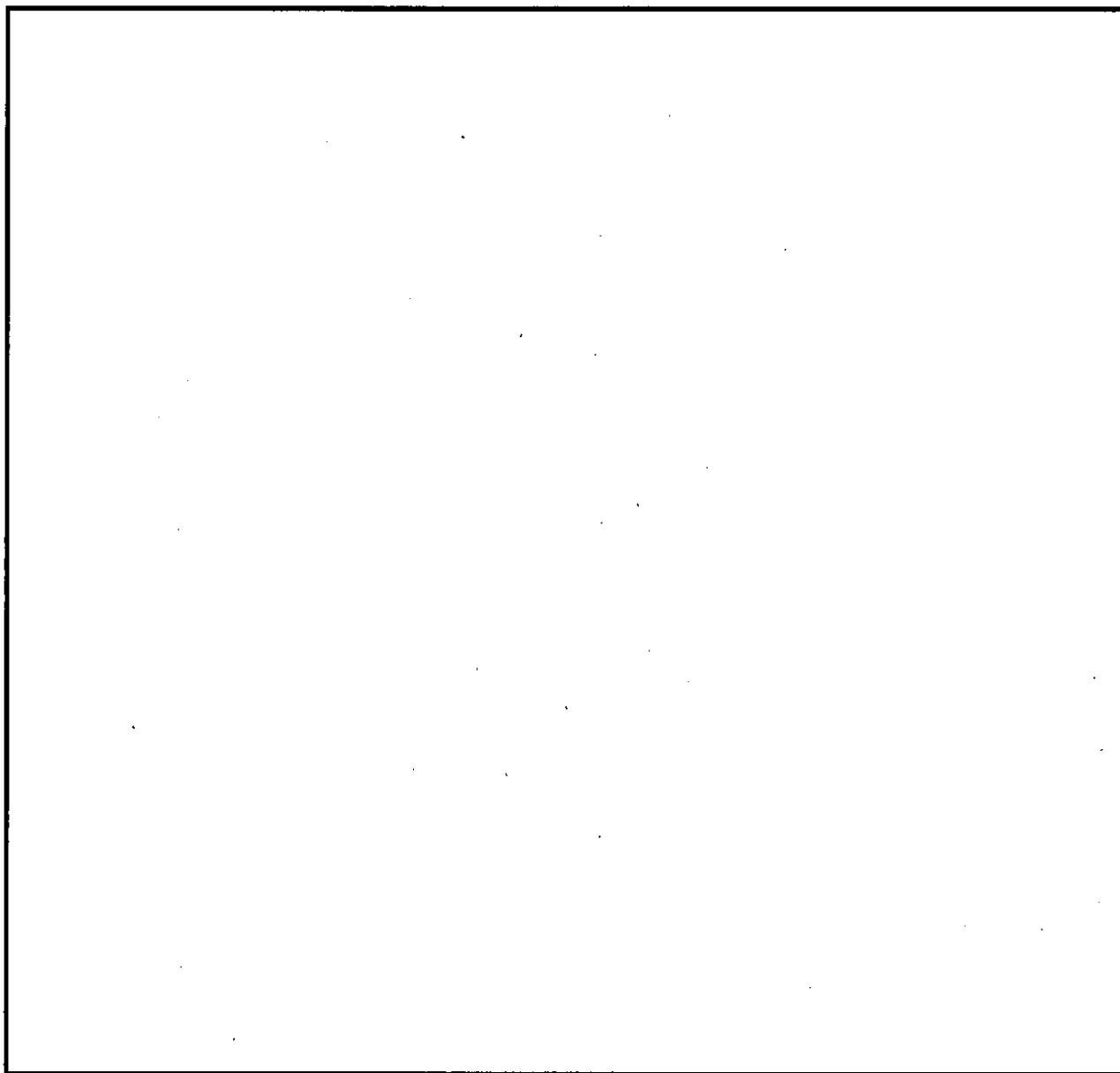
第57-9-(49-12) 図 原子炉建屋 2 階及び原子炉建屋南側屋外



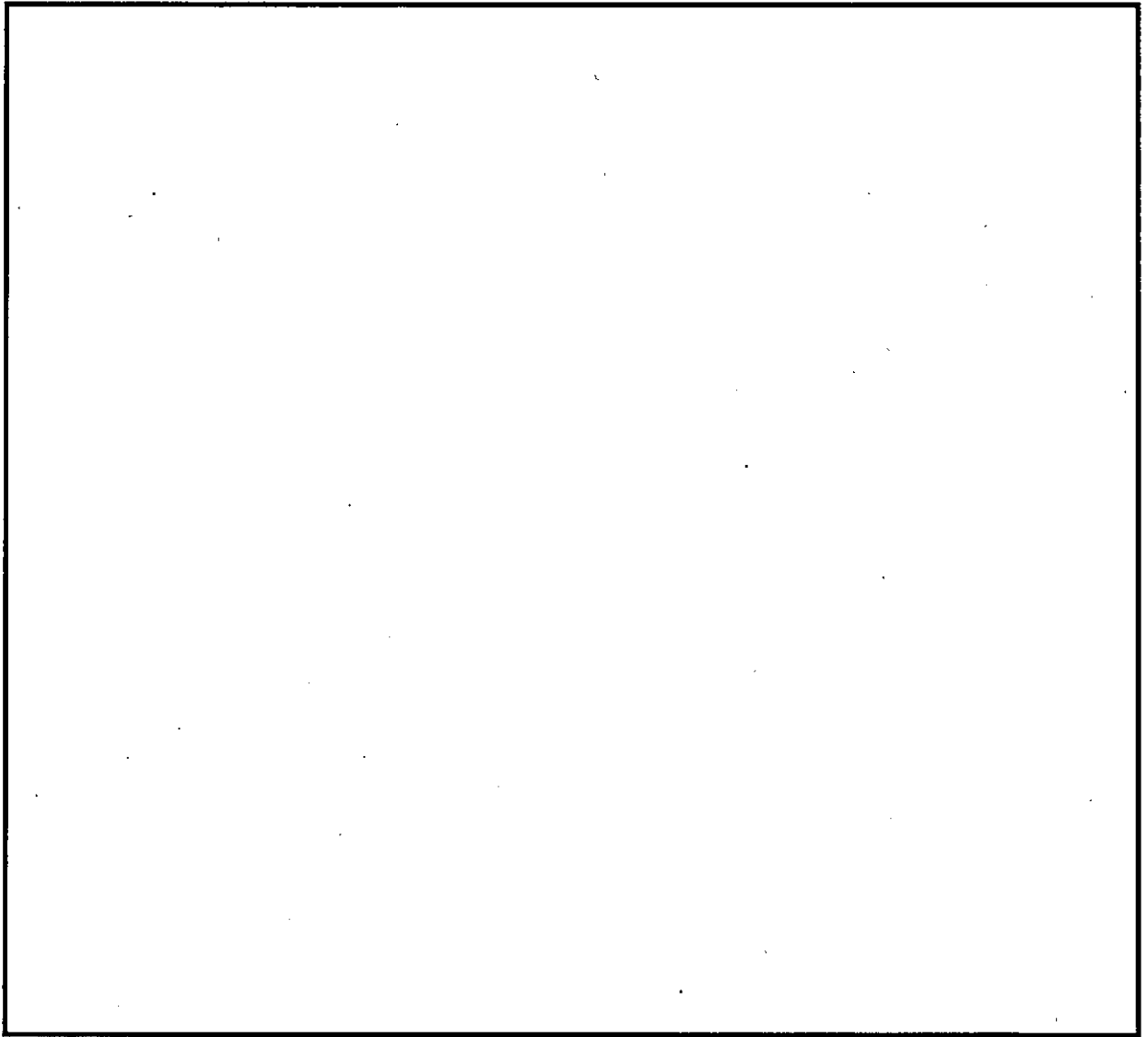
第 57-9-(49-13) 図 原子炉建屋 3 階



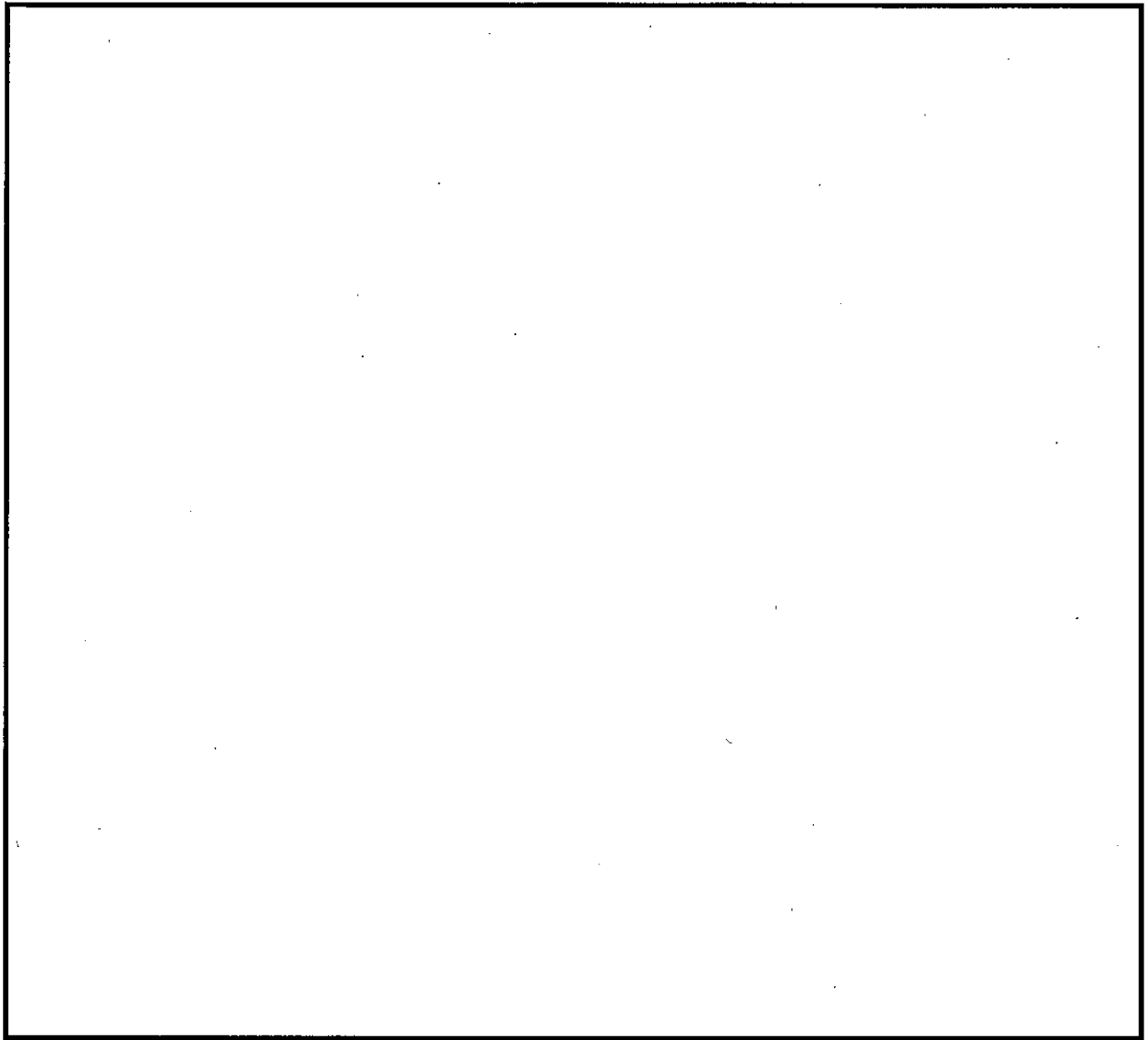
第 57-9- (49-14) 図 原子炉建屋 4 階



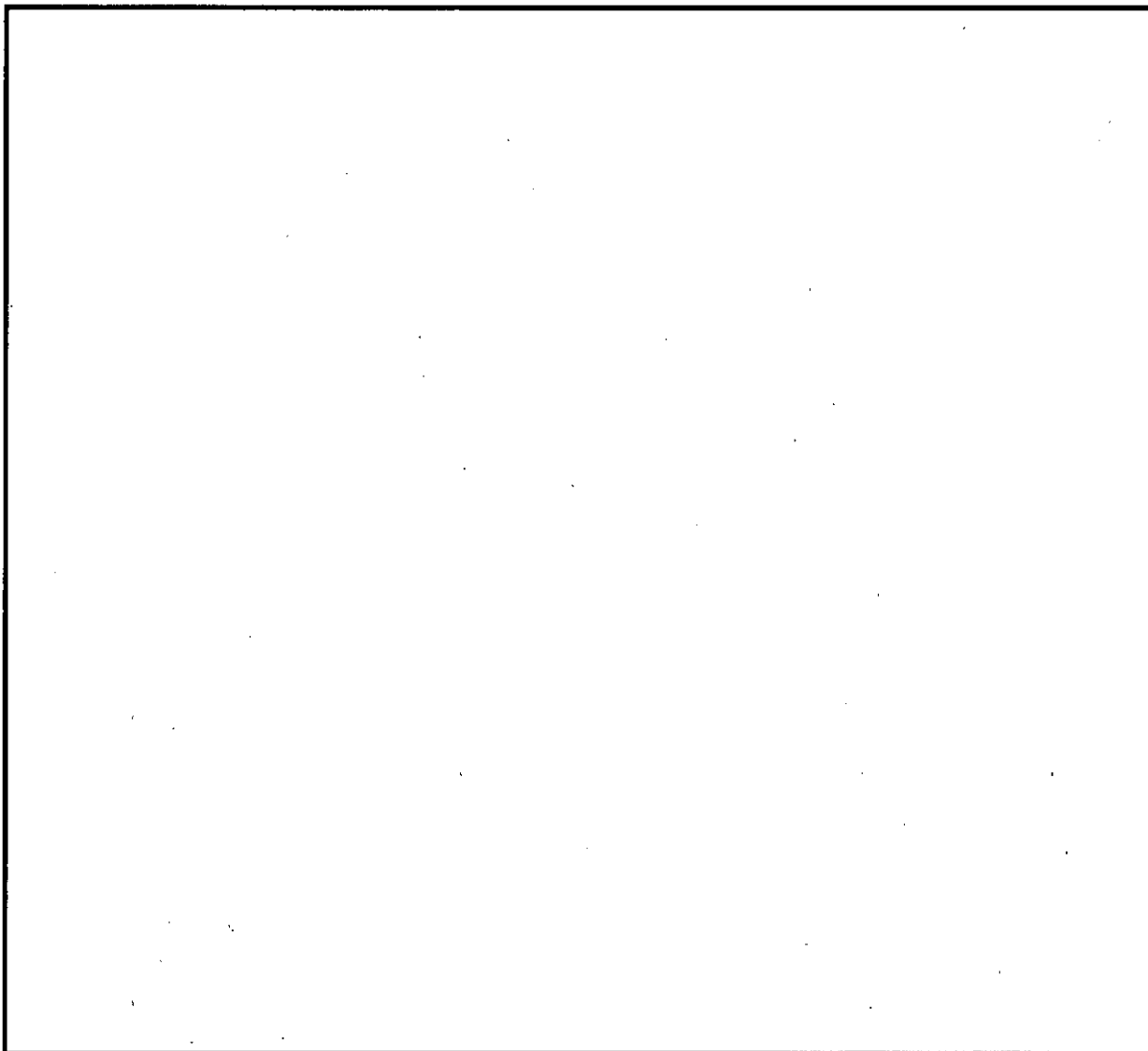
第57-9-(51-1) 図 原子炉建屋 1 階



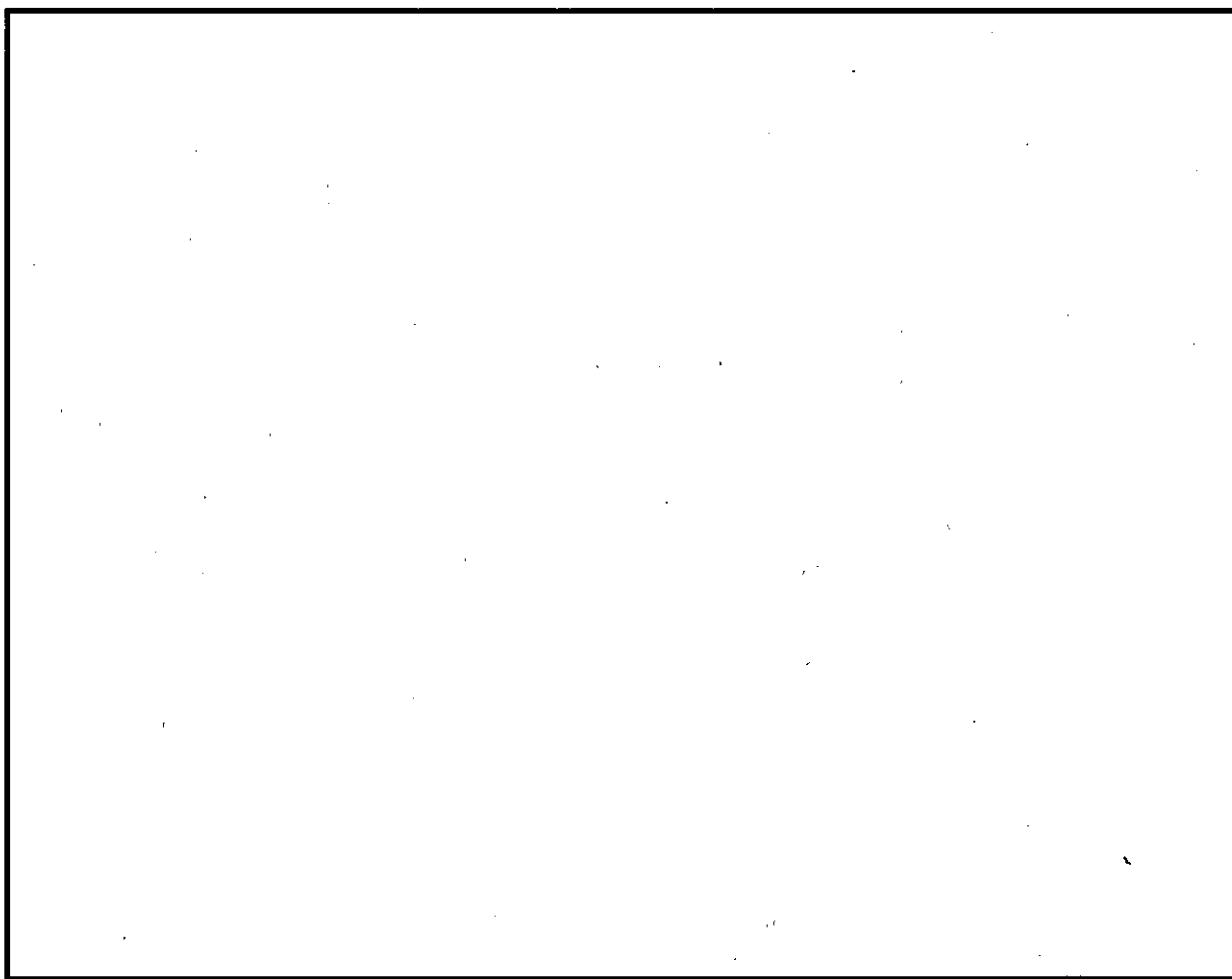
第57-9-(51-2) 図 原子炉建屋 2 階



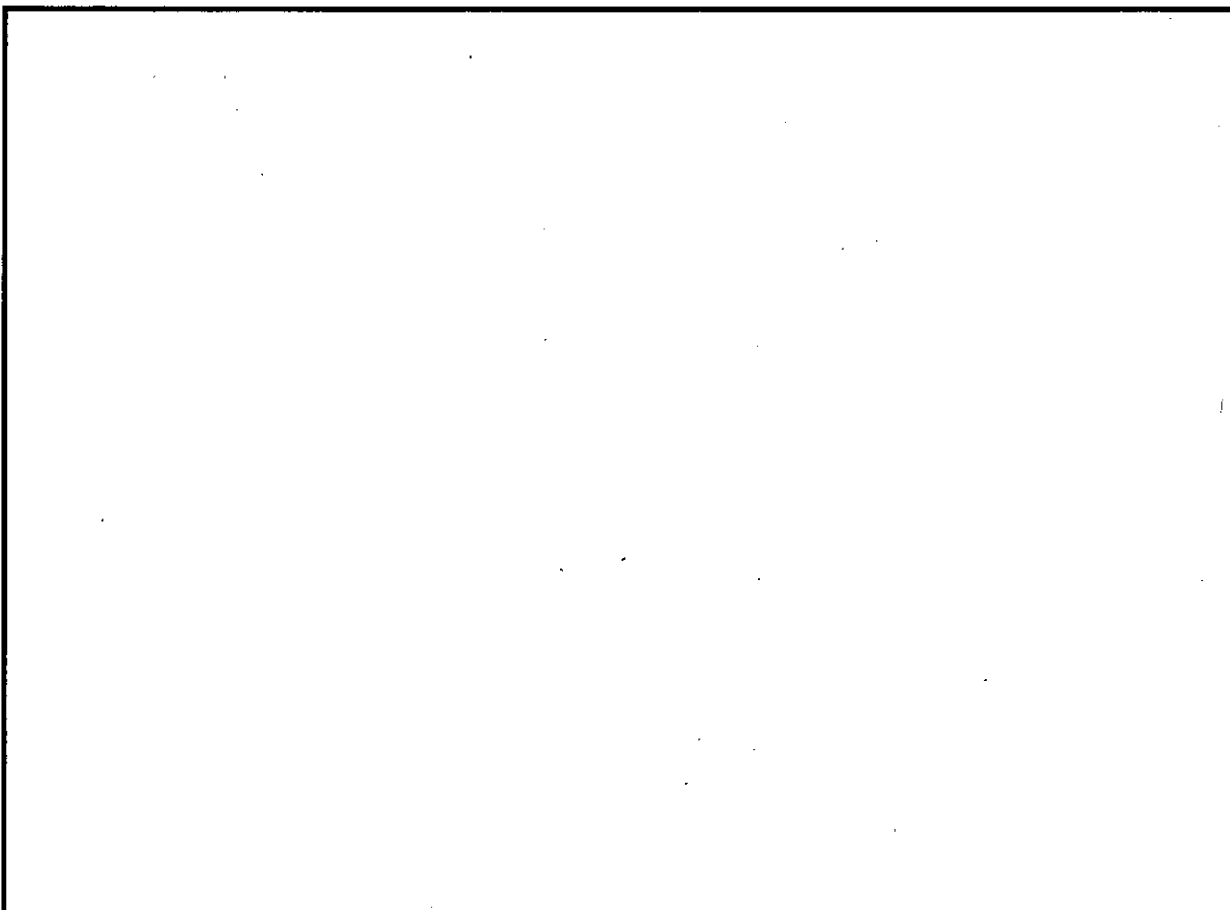
第57-9-(51-3) 図 原子炉建屋 3 階



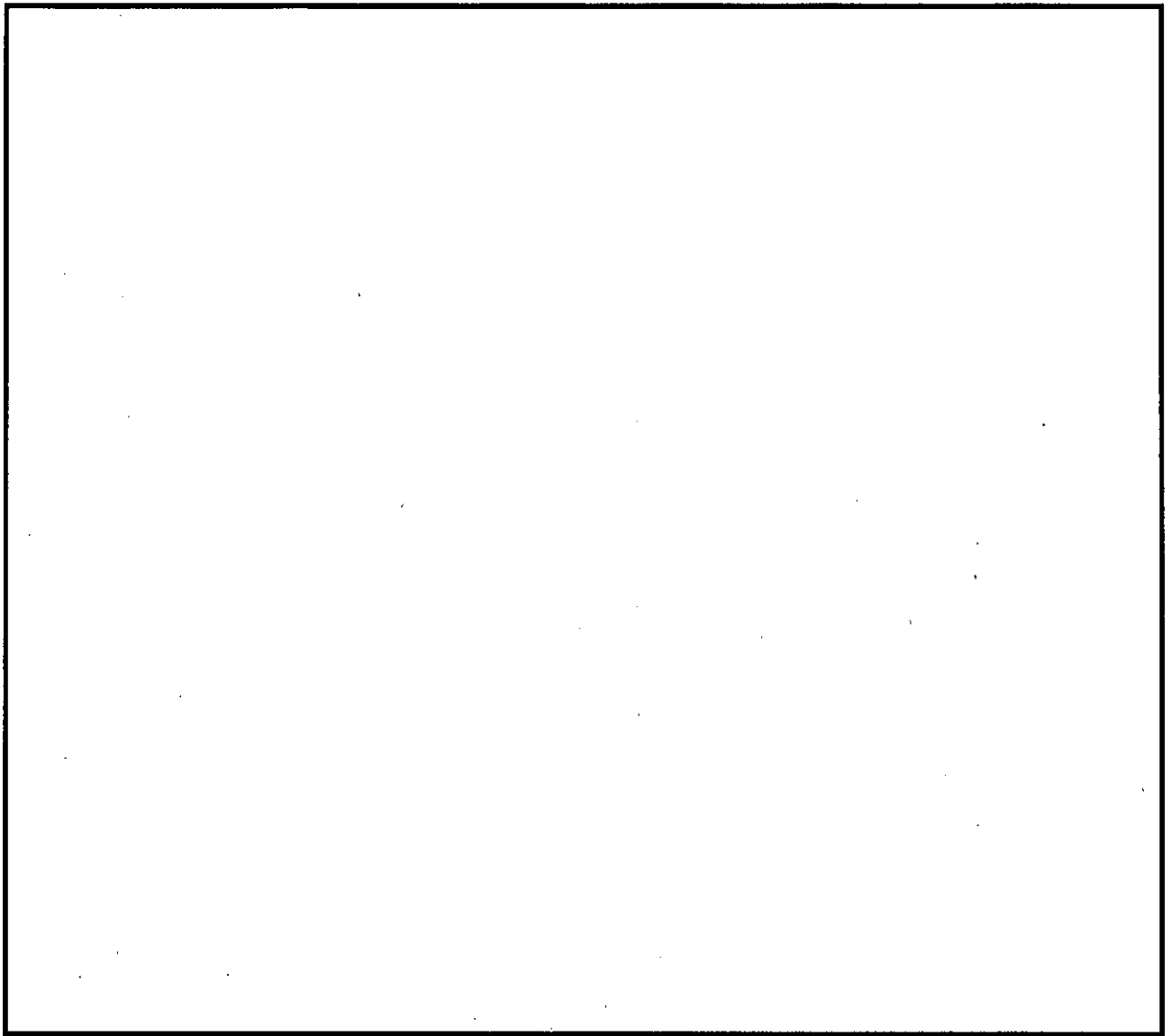
第57-9-(51-4) 図 原子炉建屋4階



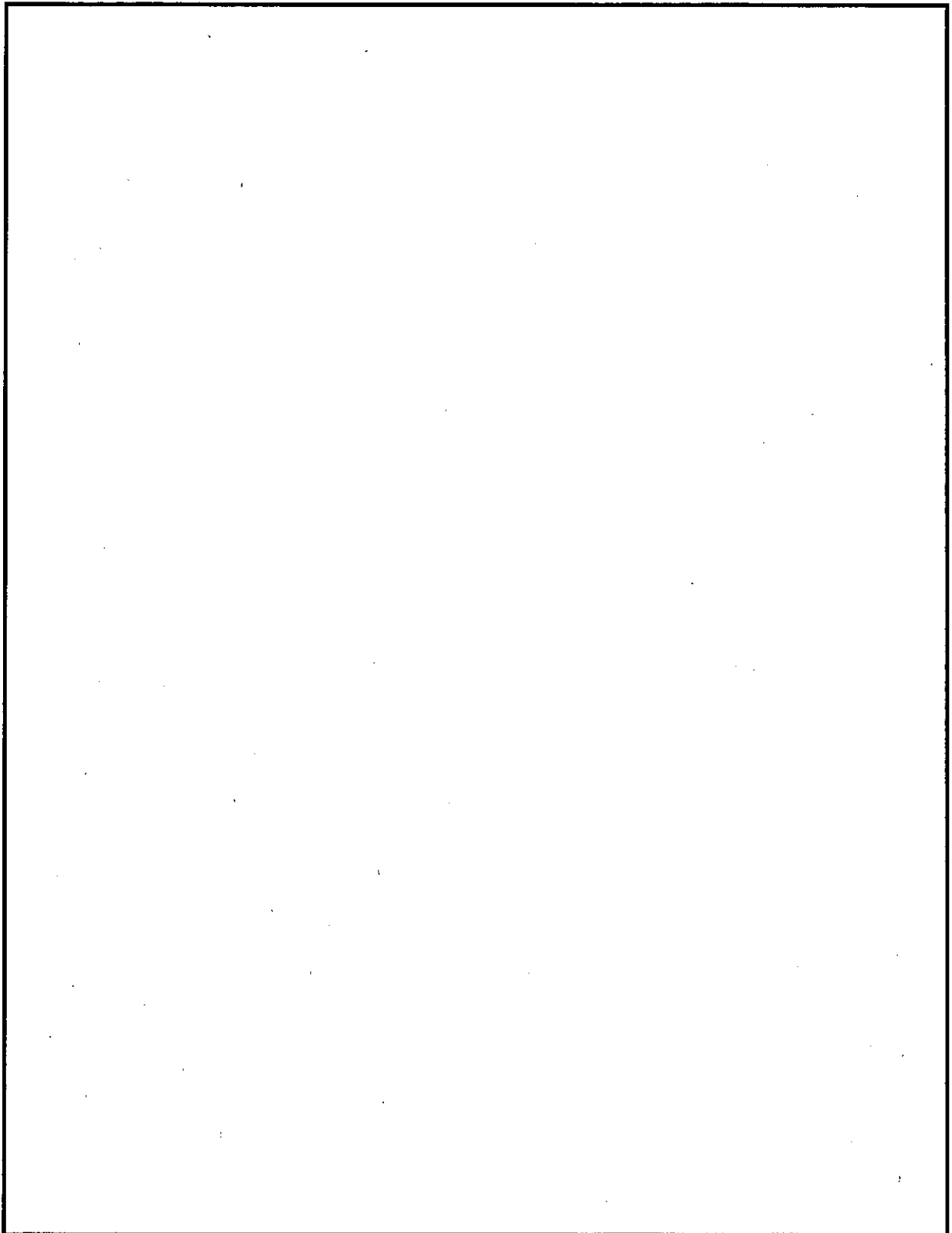
第57-9-(51-5) 図 原子炉建屋 5 階



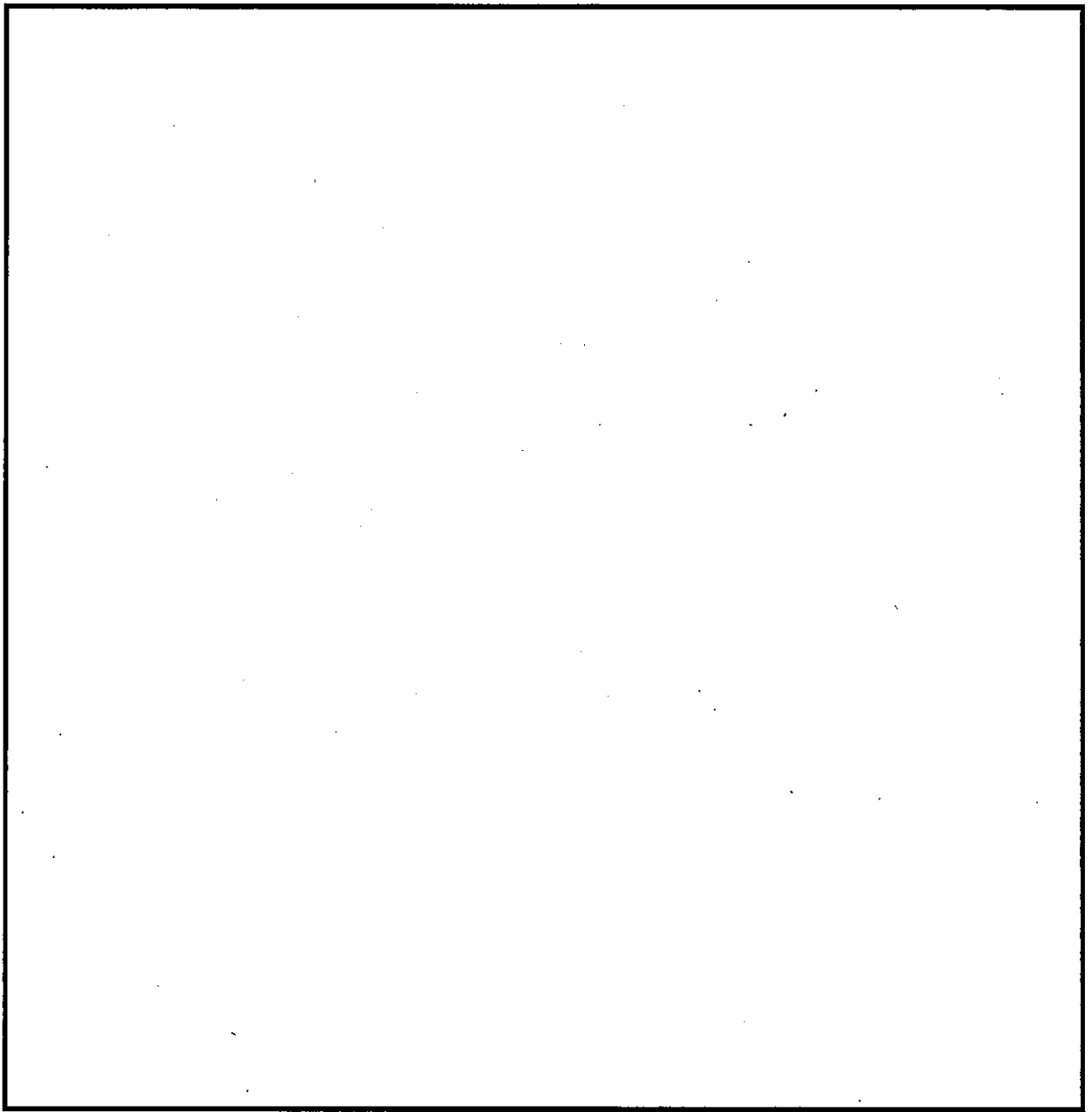
第57-9-(51-6) 図 原子炉建屋南側屋外



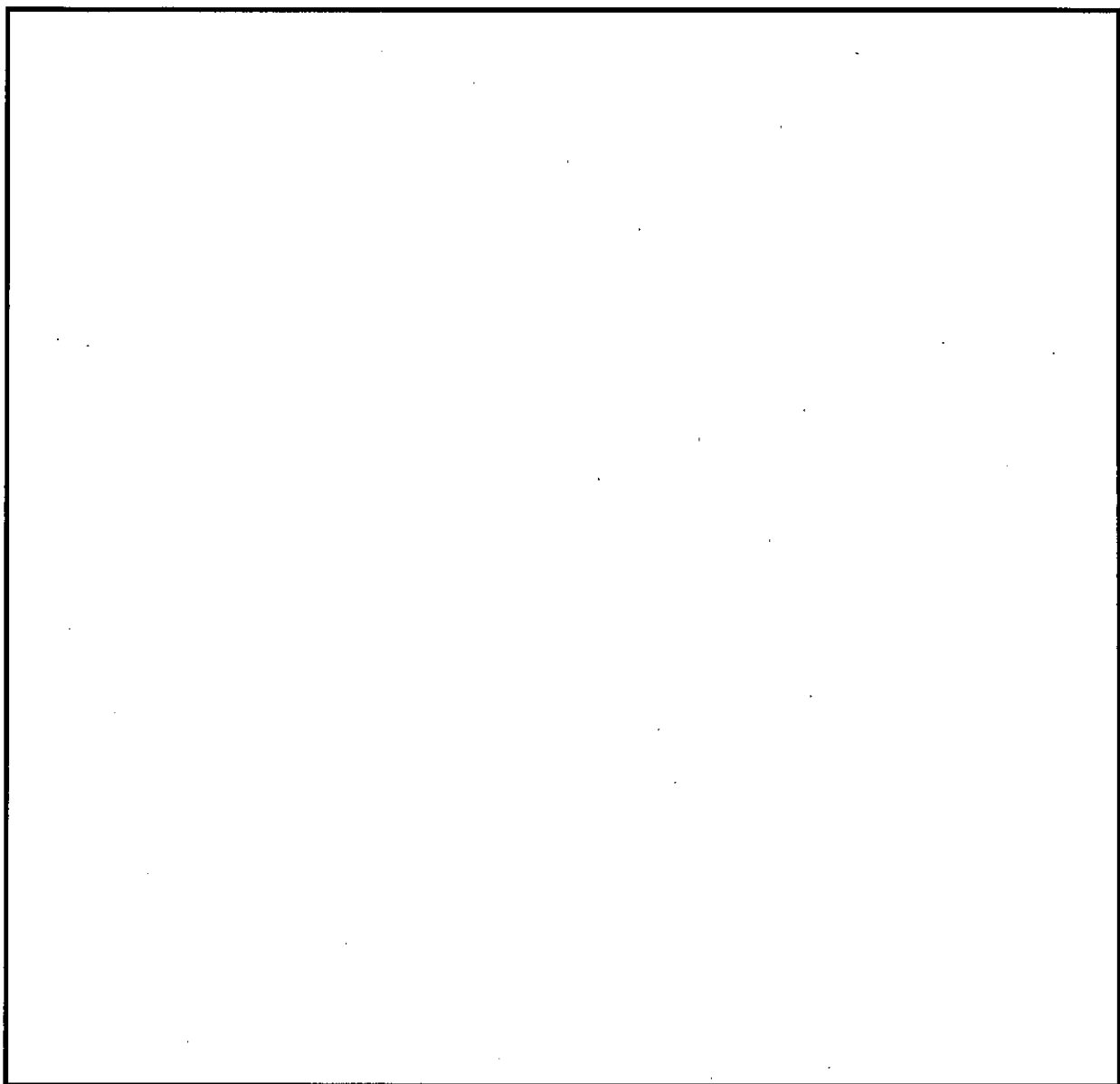
第57-9-(51-7) 図 原子炉建屋 1 階



第57-9-(51-8) 図 原子炉建屋 2 階及び原子炉建屋南側屋外



第57-9-(51-9) 図 原子炉建屋3階



第57-9-(51-10) 図 原子炉建屋 4 階

57-10

全交流動力電源喪失対策設備について
(直流電源設備について)

直流電源設備について（「14条全交流動力電源喪失対策設備」資料の抜粋）

10.1.3.5 直流電源設備

非常用の直流電源設備は、第10.1-3図に示すように、125V 3系統及び±24V 2系統の蓄電池、充電器、直流主母線盤等で構成し、いずれの1系統が故障しても残りの系統で原子炉の安全性は確保できる。

また、これらは、多重性及び独立性を確保することにより、共通要因により同時に機能が喪失することのない設計とする。直流母線は125V及び±24Vであり、非常用5組の電源の負荷は、工学的安全施設等の制御装置、電磁弁等である。

蓄電池（非常用）は125V A系蓄電池及び中性子モニタ用蓄電池A系（区分Ⅰ）、125V B系蓄電池及び中性子モニタ用蓄電池B系（区分Ⅱ）及び125V H P C S系蓄電池（区分Ⅲ）の5組で構成し、据置型蓄電池で独立したものであり、非常用低圧母線に接続された充電器で浮動充電する。

また、蓄電池（非常用）の容量はそれぞれ約6,000Ah(125V A系蓄電池及び125V B系蓄電池)、約500Ah(125V H P C S系蓄電池)、約150Ah(中性子モニタ用蓄電池A系及びB系)であり、原子炉を安全に停止し、かつ、原子炉の停止後に炉心を一定時間冷却するための設備の動作に必要な容量を有している。

この容量は、例えば、原子炉が停止した際に遮断器の開放動作を行うメタルクラッド開閉装置、原子炉停止後の炉心冷却のための原子炉隔離時冷却系、原子炉の停止、停止後の冷却、格納容器の健全性を確認できる計器に電源供給を行う制御盤へ電源供給を行った場合においても、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの約90分を包絡した約8時間以上電源供給が可能な容量であ

る。

蓄電池室内の水素蓄積防止のため換気設備を設置する。

直流電源設備の設備仕様を第10.1-4表に示す。

【説明資料（2.1:14条-15～21）（2.3.1:14条-50～65）】

10.1.3.6 計測制御用電源設備

非常用の計測制御用電源設備は、第10.1-4図に示すように、計装用交流母線5母線で構成し、母線電圧は120V／240Vである。

非常用の計測制御用電源設備は、非常用低圧母線と非常用直流母線に接続する無停電電源装置及び計装用交流主母線盤等で構成する。

無停電電源装置は、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源から開始されるまでの約90分においても、直流電源設備である蓄電池（非常用）から直流電源が供給し、無停電電源装置内の変換器を介し直流を交流へ変換されることにより、非常用の計装用交流母線に対し電源供給を確保する。

そのため、核計装の監視※による原子炉停止確認を可能とする。

※ 平均出力領域計装による原子炉停止確認は、全交流動力電源喪失直後に行うため、全交流動力電源喪失から60分以内に負荷を切り離しても問題ない。

計測制御用電源設備の設備仕様を第10.1-5表に示す。

【説明資料（2.1:14条-15～21）（2.2:14条-22～49）（2.3.1:14条-50～65）】

10.1.5 試験検査

10.1.5.2 蓄電池（非常用）

蓄電池（非常用）は、定期的に巡視点検を行い、機器の健全性や、浮動充電状態にあること等を確認する。

第10.1-4表 直流電源設備の設備仕様

(1) 蓄電池

型 式	鉛蓄電池
個 数	6組（1組当たり24個，58個又は116個）
容 量	約6,000Ah（1組当たり）×2組 約500Ah（1組当たり）×1組 約150Ah（1組当たり）×2組 （安全上重要な設備に供給） 約2,000Ah（1組当たり）×1組 （安全上重要な設備以外の設備に供給）
電 圧	約125V×3組（浮動充電時） 約±24V×2組（浮動充電時） （安全上重要な設備に供給） 約250V×1組（浮動充電時） （安全上重要な設備以外の設備に供給）

(2) 充電器

型 式	シリコン整流器
充電方式	浮動
冷却方式	自然通風
交流入力	3相 50Hz 480V×7台 単相 50Hz 120V×4台
直流出力電圧	約125V（浮動充電時）×5 約±24V（浮動充電時）×4 （安全上重要な設備に供給）

約250V（浮動充電時）×2

（安全上重要な設備以外の設備に供給）

直流出力電流 約420A×2

約320A×1

約100A×2

約30A×4

（安全上重要な設備に供給）

約350A×1

約50A×1

（安全上重要な設備以外の設備に供給）

個 数 9（安全上重要な設備に供給）

2（安全上重要な設備以外の設備に供給）

(3) 直流主母線盤

個 数 3（安全上重要な設備に供給）

1（安全上重要な設備以外の設備に供給）

定格電流 約1,200A×2

約800A×1

（安全上重要な設備に供給）

約800A×1

（安全上重要な設備以外の設備に供給）

電 圧 約125V×3（安全上重要な設備に供給）

約250V×1（安全上重要な設備以外の設備に供給）

第10.1-5表 計測制御用電源設備の設備仕様

(1) 非常用

a. 無停電電源装置

個 数	2
容 量	約35kVA
出力電圧	約120V／約240V

b. 計装用交流主母線盤

個 数	2
定格電流	約1,200A
電 圧	約120V／約240V

(2) 常用

a. 無停電電源装置

個 数	1
容 量	約50kVA
出力電圧	約120V／約240V

b. 原子炉保護系用M-G装置

電動機

形 式	3相誘導電動機
個 数	2
定格容量	約45kW
電 圧	約440V

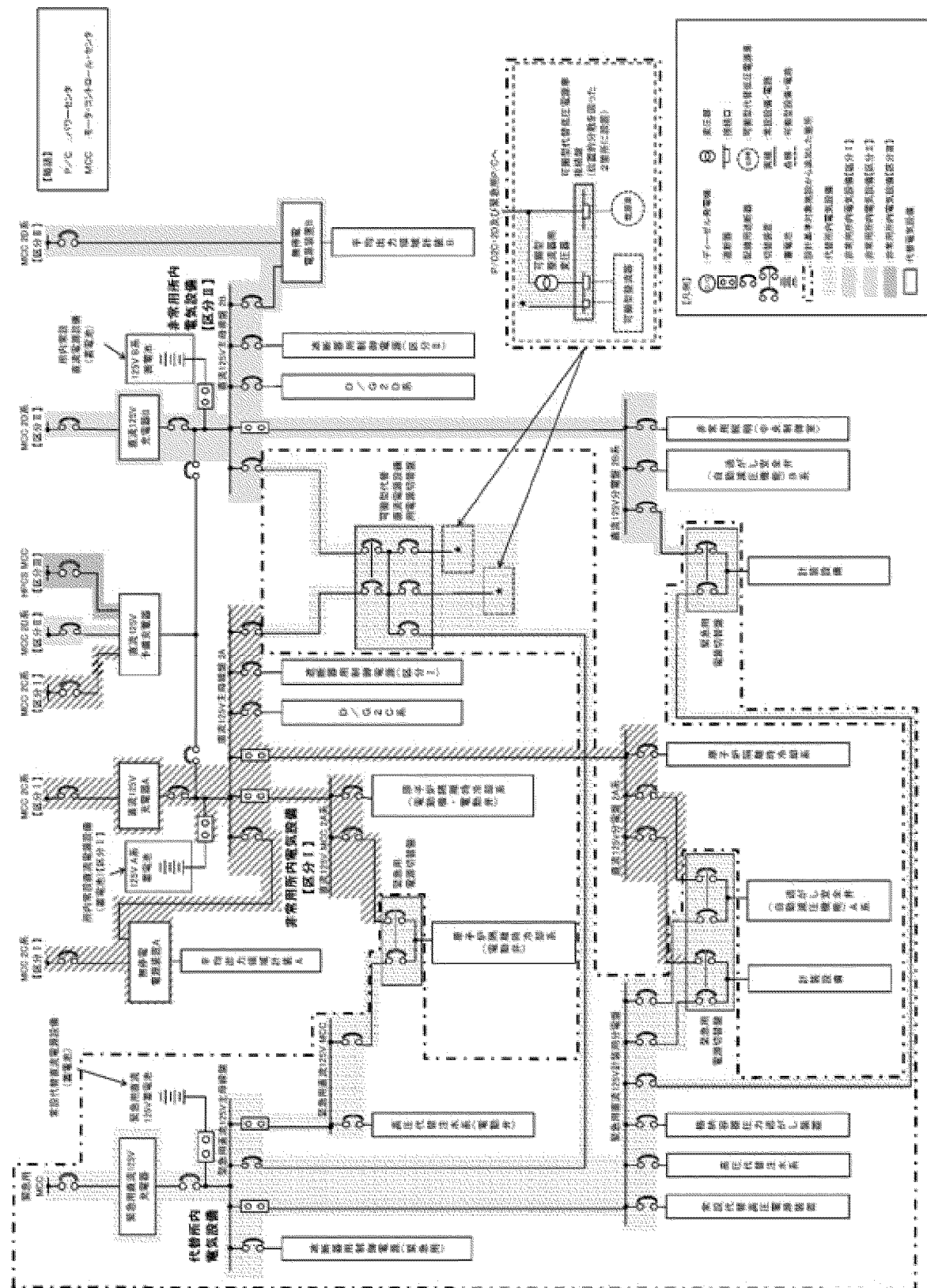
発電機

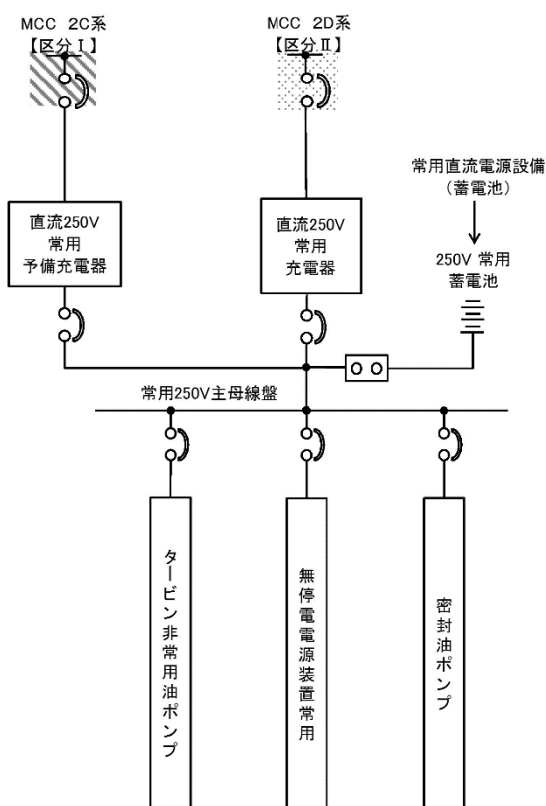
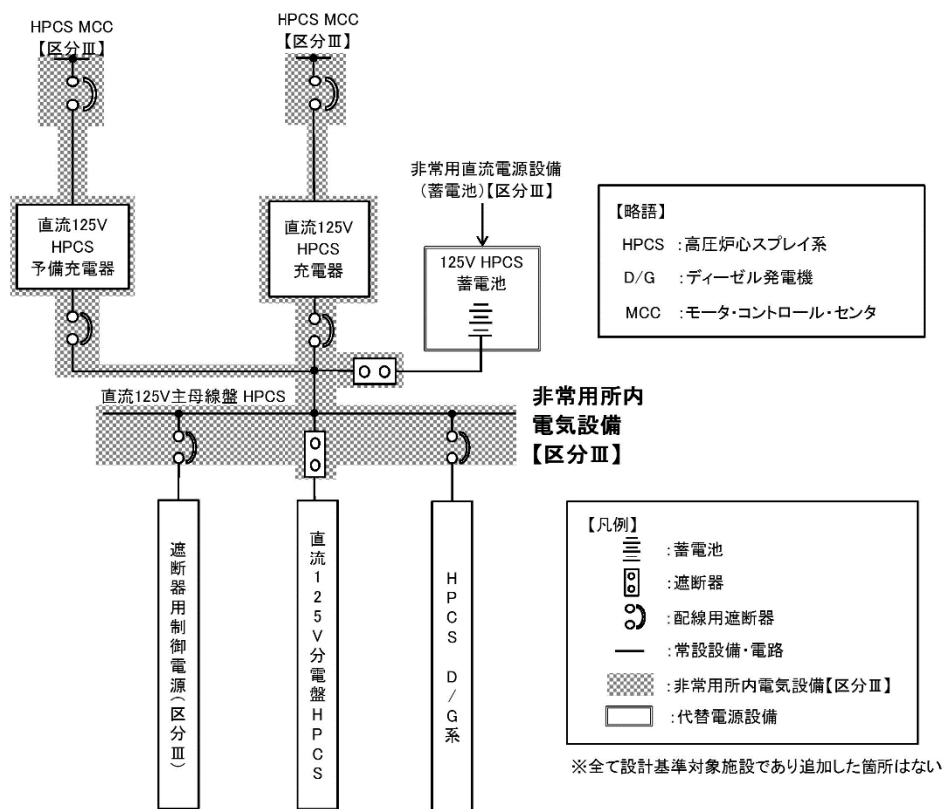
形 式	単相同期発電機
個 数	2

定格容量 約18.75kVA

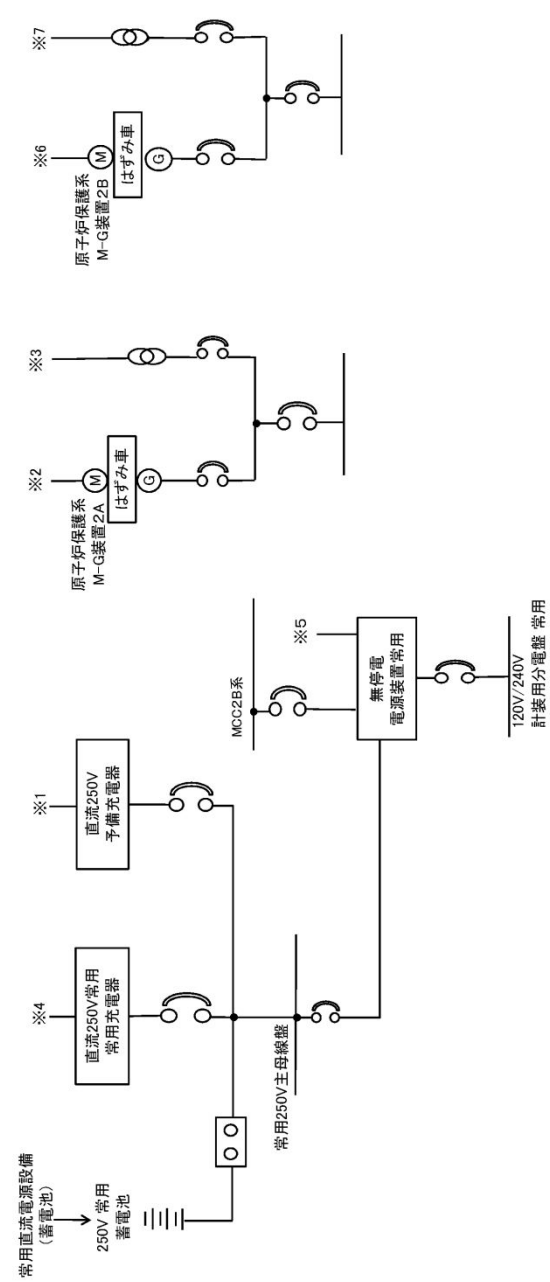
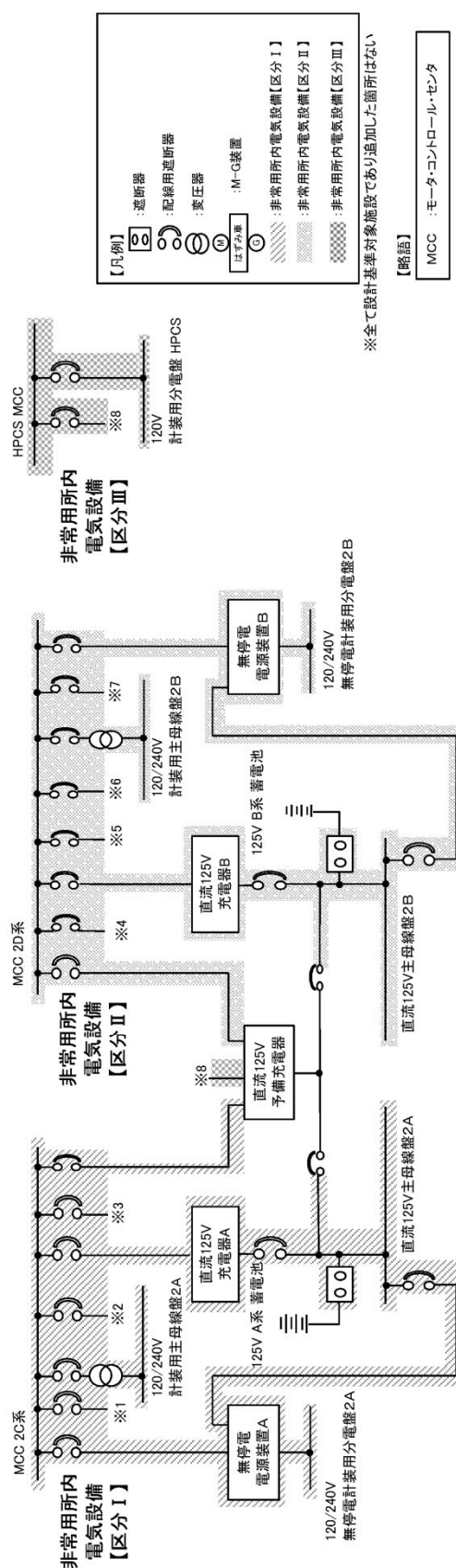
電 圧 約120V

周波数 50Hz





第 10.1-3 図 直流電源単線結線図 (3/3)



第 10.1-4 図 計測制御用電源単線結線図

2. 全交流動力電源喪失対策設備

2.1 重大事故等に対処するために必要な電力の供給開始までに要する時間

(1) 概要

非常用所内電気設備は外部電源から受電可能な設計としているが、外部電源が喪失した場合においても、設計基準事故に対処するために必要な設備への給電が可能となるよう、非常用交流電源設備として非常用ディーゼル発電機 2 系統（区分Ⅰ，区分Ⅱ）及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 1 系統（区分Ⅲ）を設置する。また、非常用の直流電源設備として、それぞれ独立した蓄電池，充電器，及び分電盤等で構成する 3 系統 5 組の直流電源設備を設置する。なお，非常用の直流電源設備のうち，直流母線電圧が 125V の 3 系統 3 組（区分Ⅰ，区分Ⅱ，区分Ⅲ）は直流 125V 蓄電池で構成し，主要な負荷は，ディーゼル発電機初期励磁，メタクラ（以下「M／C」という），パワーセンタ（以下「P／C」という）遮断器の制御回路，計測制御系統設備等であり，直流母線電圧が±24V の 2 系統 2 組（区分Ⅰ，区分Ⅱ）は中性子モニタ用蓄電池で構成し，主要な負荷は起動領域計装等である。非常用の直流電源設備は，いずれの 1 区分が故障しても，残りの区分で非常用ディーゼル発電機もしくは高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を起動し，設計基準事故に対処するために必要な設備へ電力を供給することにより，原子炉の安全が確保できる設計とする。

また，外部電源が喪失し，更に 3 系統のディーゼル発電機が同時に機能喪失して全交流動力電源喪失が発生した場合においても，重大事故等に対処するために必要な電力を常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）から供給開始するまでの間，非常用の直流電源設備によって原子炉を安全に停止し，原子炉の停止後の原子炉冷却を行うために，必要な電力を供給できる設置とする。

非常用の直流電源設備の主要機器仕様を第 2.1-1 表に、単線結線図を第 2.1-1 図に示す。蓄電池（非常用）は鉛蓄電池で、非常用低圧母線にそれぞれ接続された充電器により浮動充電される設計とする。

また、計測制御用電源単線結線図について第 2.1-2 図に示す。

(2) 蓄電池からの電源供給時間

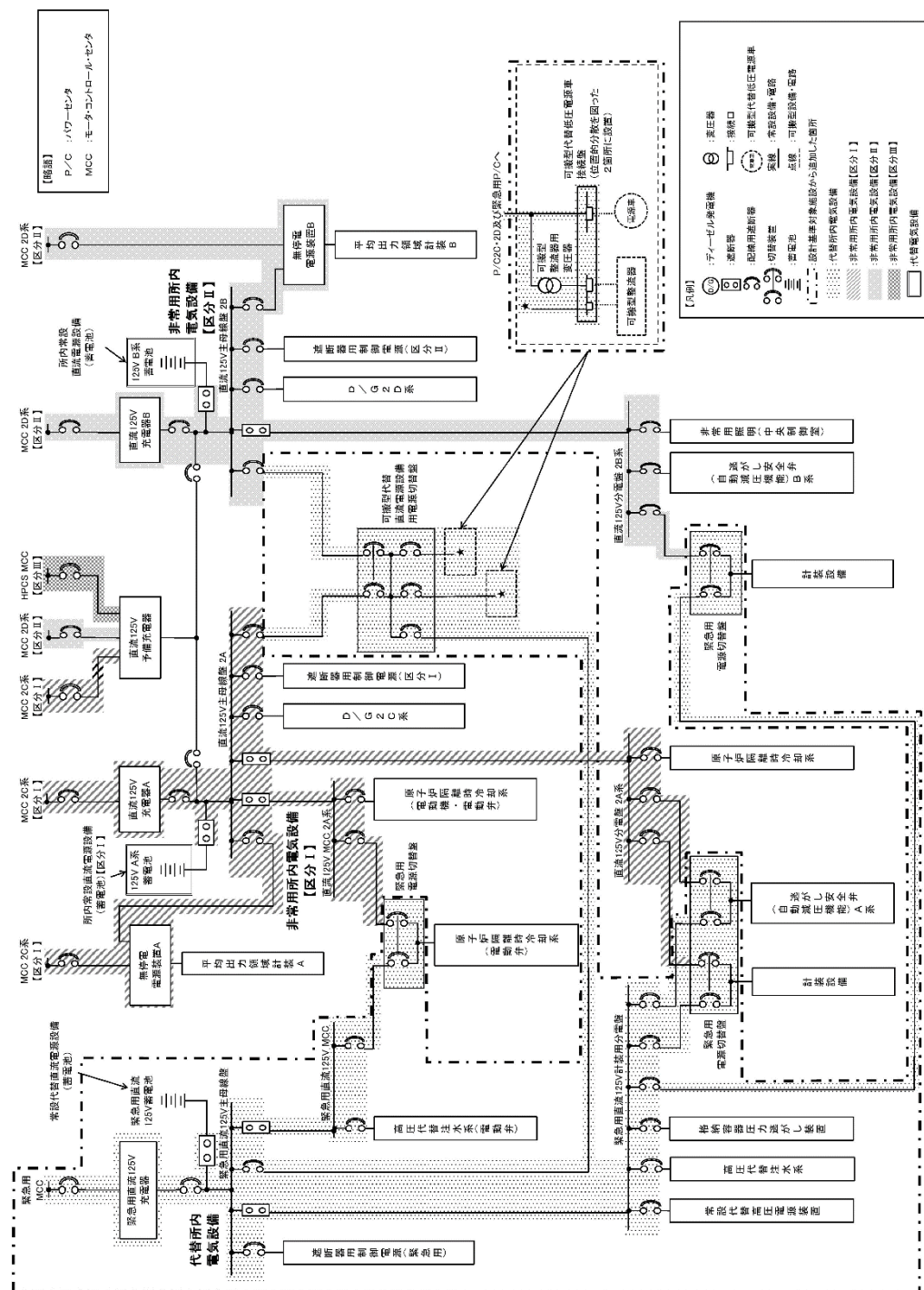
全交流動力電源喪失に備えて、非常用の直流電源設備は原子炉の安全停止、停止後の冷却に必要な電源を一定時間給電できる蓄電池容量を確保する設計とする。

全交流動力電源喪失後、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）から約 90 分以内（別紙 1 に示す）に給電を行うが、万一、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）が使用できない場合は、可搬型代替交流電源設備（可搬型代替低圧電源車）から 210 分以内（全交流動力電源喪失後 300 分以内）に非常用所内電気設備へ給電を行う。（可搬型代替低圧電源設備から電源供給を開始する時間については別紙 2 に示す）

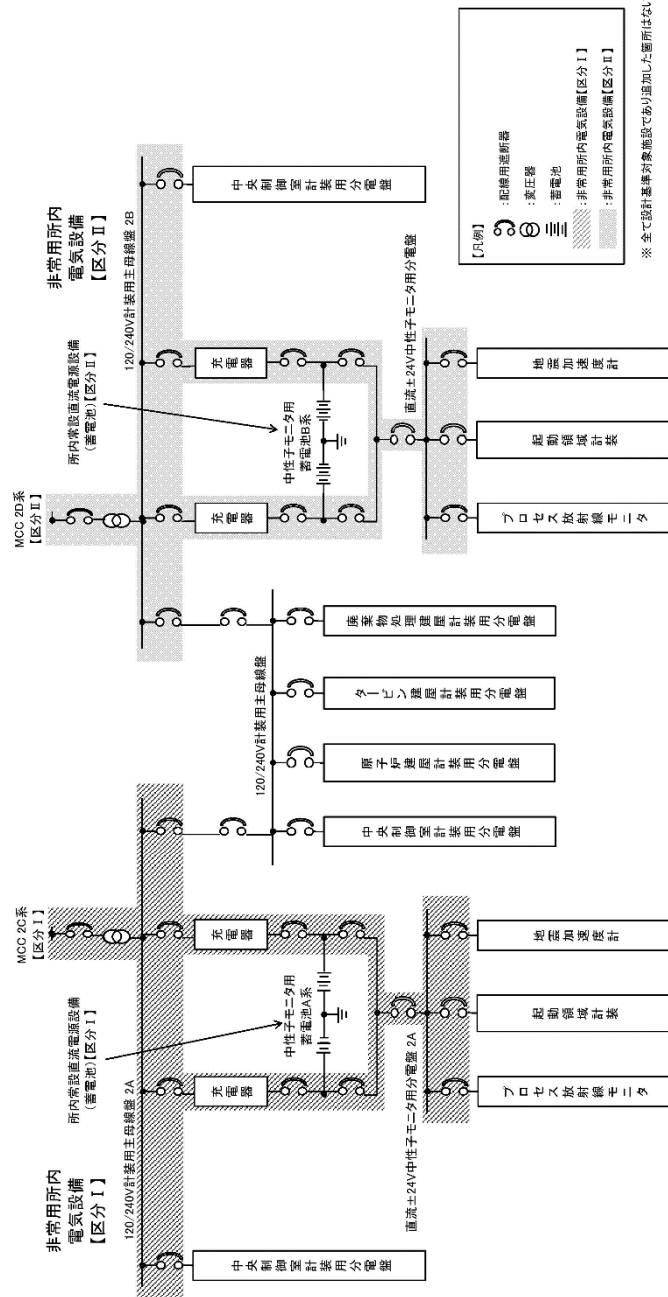
蓄電池（非常用）は、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）が使用できない場合も考慮し、電源が必要な設備に約 8 時間電源供給できる設計とする。

第 2.1-1 表 非常用の直流電源設備の主要機器仕様

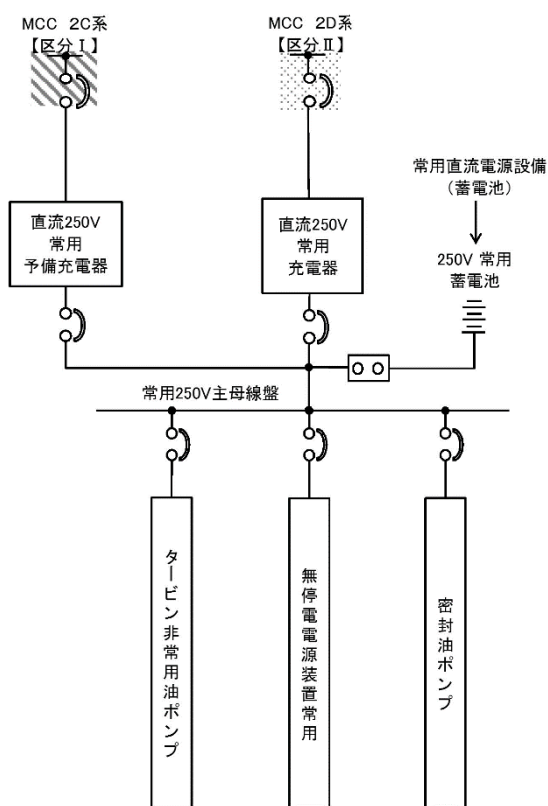
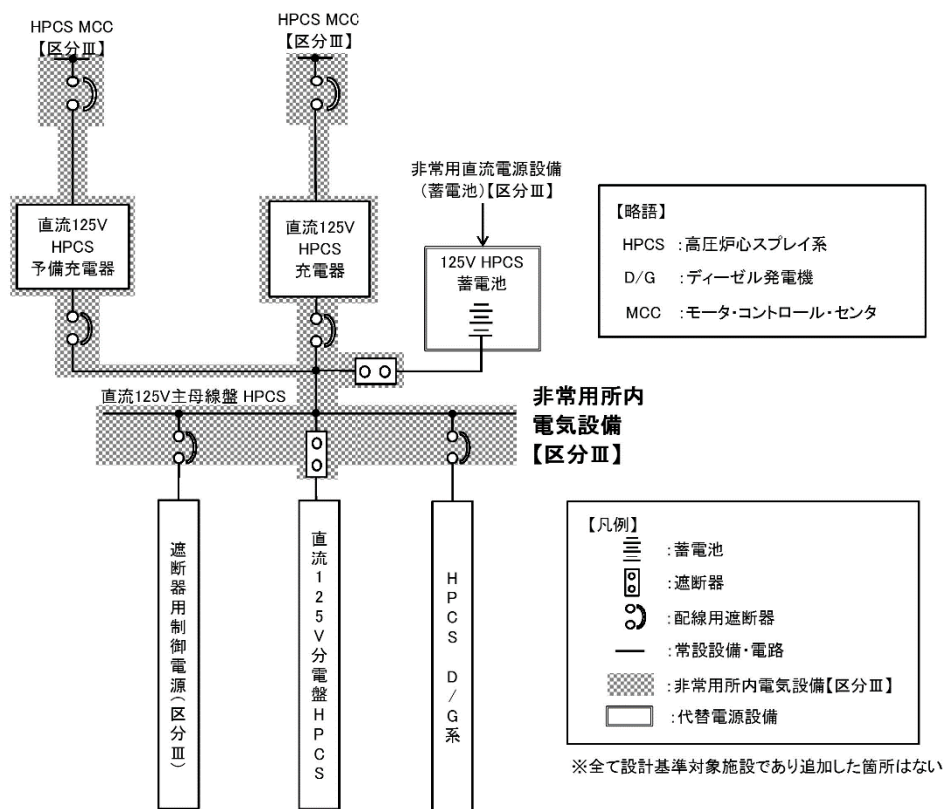
	設計基準事故対処設備 (D B)					(参考) 重大事故等 対処設備 (S A)
	125V A 系蓄電池 (区分 I) (S A 兼ねる)	125V B 系蓄電池 (区分 II) (S A 兼ね る)	125V H P C S 系蓄電池 (区分 III) (S A 兼ねる)	中性子 モニタ用 蓄電池 A 系 (区分 I)	中性子 モニタ用 蓄電池 B 系 (区分 II)	
蓄電池 電 圧 容 量	約 125V 約 6,000Ah	約 125V 約 6,000Ah	約 125V 約 500Ah	約 ±24V 約 150Ah	約 ±24V 約 150Ah	約 125V 約 6,000Ah
充電器 個 数 充電方式	3 個 (うち 1 個は予備) 浮動 (常時)	2 個 (うち 1 個は予備) 浮動 (常時)			2 個 浮動 (常時)	1 個 浮動 (常時)



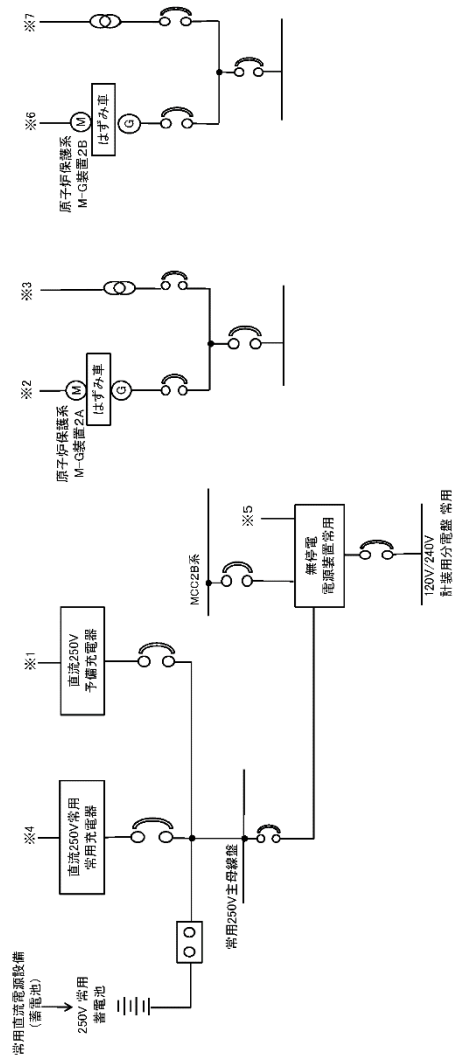
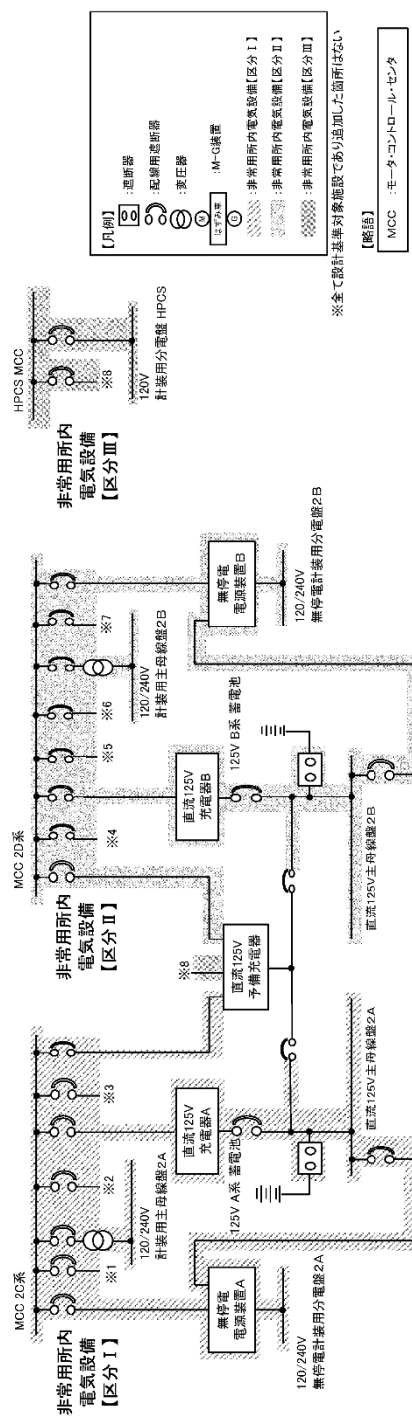
第 2.1-1 図 直流電源単線結線図 (1/3)



第 2.1-1 図 直流電源単線結線図 (2/3)



第 2.1-1 図 直流電源単線結線図 (3/3)



第 2.1-2 図 計測制御用電源単線結線図

2.2 全交流動力電源喪失時に電源供給が必要な直流設備について

(1) 基本的な考え方

全交流動力電源喪失時に，重大事故等に対処するための交流動力電源設備から電力が供給されるまでの間，事象緩和に直接的に期待する設備，事象緩和に直接的には期待しないが，事故対応において必要となる設備及び事故対応に必要なはないが安定した電源供給を行う必要がある設備に直流電源からの供給を行う設計とする。

(2) 直流電源からの供給を考慮する設備の選定方針

直流電源からの供給を考慮する設備のうち，全交流動力電源喪失時の対応上必要となる設備は，原子炉の停止，原子炉停止後の冷却，格納容器の健全性確認を担う設備であり，その有効性を確認している全交流動力電源喪失を考慮する有効性評価で期待する設備の中から選定することとする。

また，全交流動力電源喪失の有効性評価において，事象緩和に直接的には期待しないが，事故対応において必要となる通信連絡設備等についても選定することとする。

(3) 直流電源を供給する設備の分類

全交流動力電源喪失時に直流電源設備に接続する設備については，以下の分類とする。

A-1 全交流動力電源喪失時の対応において必要となる既設の非常用の直流電源設備に接続する設備

A-2 全交流動力電源喪失時の対応において必要ではないが安定した電源供給のために既設の非常用の直流電源設備に接続する設備

B-1 全交流動力電源喪失時の対応において必要となる緊急用の直流電源

設備に接続する設備

B-2 全交流動力電源喪失時の対応において必要ではないが、安定した電源供給のために緊急用の直流電源設備に接続する設備

分類に際しては、以下の点に着目している。

- ・ 全交流動力電源喪失の有効性評価で直接的に事象緩和に期待する設備については、直流電源設備に接続
- ・ 全交流動力電源喪失の有効性評価では直接的には事象緩和に期待していないが、事故対応上期待する設備については、直流電源設備に接続
- ・ 全交流動力電源喪失の事故対応上必要ないが、安定した電源供給が必要な設備については、直流電源設備に接続
- ・ 上記設備のうち、設計基準事故対処設備については、既設の非常用の直流電源設備に接続
- ・ 上記設備のうち、重大事故等対処設備については、緊急用直流電源設備に接続
- ・ その他設備については、交流電源設備に接続

上記設備分類のフロー図を、第 2.2-1 図に示す。また、上記設備分類によって抽出した設備のうち、全交流動力電源喪失時に必要となる設備を第 2.2-1 表に示す。

また、全交流動力電源喪失時に期待する重大事故等対処設備と設置許可基準規則との整理を第 2.2-2 表に、有効性評価の事故シーケンスグループ等と期待する設備の整理を第 2.2-3 表に示す。

(4) 直流電源からの供給を要求する時間の設定方針及び対象設備

全交流動力電源喪失時に期待する設備は、用途に応じて機能維持すべき時間が異なる。このため、（３）で分類した非常用の直流電源設備から給電される設備の要求時間設定方針を整理する。また、設定した要求時間及び設備の詳細を第 2.2-1 表に示す。

蓄電池の容量設定における要求時間設定においては、包絡的に設定する観点から、蓄電池負荷としては最大となる全交流動力電源喪失が長時間継続する有効性評価「全交流動力電源喪失（長期 T B）」及び同時発生することが想定される使用済燃料プールの冷却機能喪失状態を想定する。

a. 外部電源喪失から 1 分まで

全交流動力電源喪失が発生する起因として、外部電源喪失が考えられる。この場合、交流動力電源を確保するためにディーゼル発電機が自動起動する。ディーゼル発電機からの交流動力電源供給には、直流電源が必要となるが、この動作は 10 秒以内に完了する。

このため、ディーゼル発電機からの交流動力電源供給に係る要求時間を、保守的に 1 分間と設定する。

この要求時間を適用する具体的な設備は、以下のとおりである。

非常用ディーゼル発電機初期励磁

高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機初期励磁

M/C 及び P/C 遮断器の制御回路

（下線部：建設時、直流電源の供給を必要とした設備）

b. 全交流動力電源喪失（外部電源喪失）から 60 分まで

ディーゼル発電機から電源供給に失敗（全交流動力電源喪失）した場合、（２）及び（３）で選定した設備によって、事故対応を行う。このうち、原子炉停止状態の確認は、原子炉スクラム後数分以内に完了するた

め、原子炉停止及びその状態の確認に係る設備は、以降事故対応上必須ではなくなる。

このため、これら設備に係る要求時間を、未臨界状態が維持されていることの確認時間も含めて保守的に 60 分間と設定する。

この要求時間を適用する具体的な設備は、以下のとおりである。

なお、これら設備のうち、中央制御室にて簡易な操作で負荷切り離しが可能な設備については、60 分以内に切り離しを行う。

平均出力領域計装

(下線部：建設時、直流電源の供給を必要とした設備)

c. 全交流動力電源喪失 60 分後から 8 時間まで

全交流動力電源喪失から 90 分後には、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）から電源供給が可能であり、蓄電池からの電源供給は不要となる。

このため、基本的に要求時間は 90 分と設定する。なお、有効性評価の全交流動力電源喪失では、常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）からの給電に期待していないことを考慮し、この場合の重大事故等対応に係る設備については 90 分以降も蓄電池からの給電を行うものとする。このうち、原子炉隔離時冷却系等 8 時間までの作動に期待する設備については、要求時間を 8 時間と設定する。また、蓄電池（非常用）2 区分からの給電によって多重性確保する計装設備の一部については、全交流動力電源喪失では設計基準事故対処設備の多重性が要求されないこと、同様の計装設備が重大事故等対処設備で確保していることを考慮し、設計基準事故対処設備のうち 1 系統については、要求時間を 8 時間と設定する。

なお，8 時間以降に不要となる設備のうち，容易な操作で負荷削減に効果がある負荷については，切り離しを行うこととする。

この要求時間を適用する具体的な設備は，以下のとおりである。

原子炉隔離時冷却系

直流非常灯

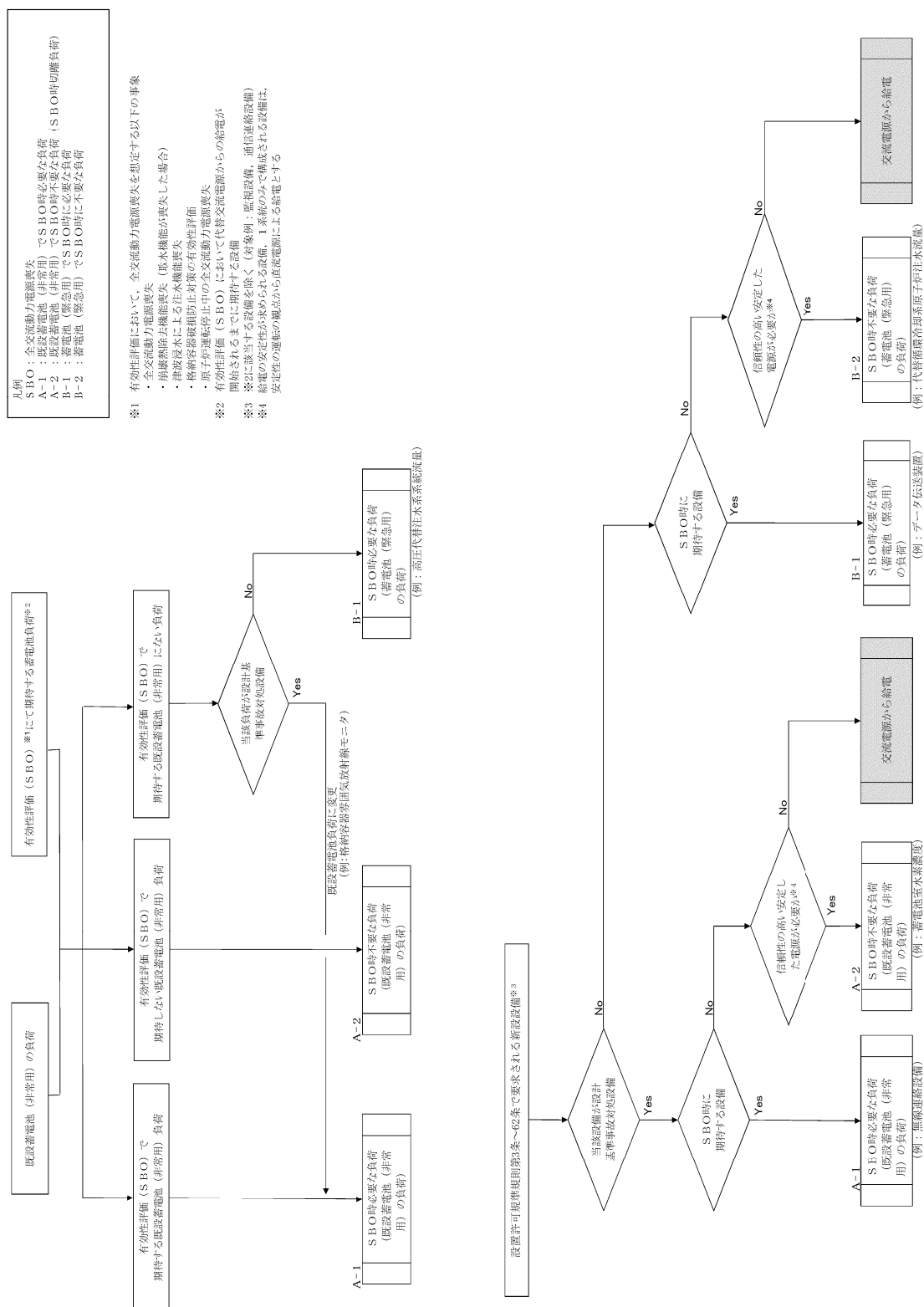
原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉圧力

（下線部：建設時，直流電源の供給を必要とした設備）

d．全交流動力電源喪失 8 時間後から 24 時間まで

c．の給電対象設備のうち，8 時間以降に不要となる設備については切り離しを行うこととし，残りの設備を給電継続対象設備とする。

ここでの要求時間は，有効性評価の全交流動力電源喪失では 24 時間交流動力電源設備からの給電に期待していないこと，設置許可基準規則第 57 条では 24 時間蓄電池からの給電を要求していることを考慮し，24 時間を設定する。



第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電源供給する設備（1/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電源供給する設備	機能※1	蓄電池（非常用）				蓄電池（緊急用）			要求 時間	蓄電池からの電源供給時間			
						A-1	A-2	B-1	B-2					区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子 モニター 蓄電池
						注必 要負 荷	注必 要負 荷	注必 要負 荷	注必 要負 荷								
3 条	設計基準対象施設の地盤	無	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
4 条	地震による損傷の防止	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
5 条	津波による損傷の防止	有	5-1	津波監視カメラ	DB	●	—	—	—	—	—	—	90 分	9 時間	—	—	—
			5-2	潮位計	DB	●	—	—	—	—	—	—	90 分	9 時間	—	—	—
			5-3	取水ビット水位計	DB	●	—	—	—	—	—	—	90 分	9 時間	—	—	—
6 条	外部からの衝撃による損傷の防止	有	—	第 26 条（原子炉制御室等）で抽出した設備により監視を行う	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
7 条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
8 条	火災による損傷の防止	有	8-1	蓄電池室水素濃度	DB	—	●	—	●	—	—	—	90 分	9 時間	9 時間	—	24 時間
9 条	溢水による損傷の防止等	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
10 条	誤操作の防止	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
11 条	安全避難通路等	有	11-1	直流非常灯	DB	●	—	—	—	—	—	—	90 分	9 時間	24 時間	—	—
12 条	安全施設	有	—	蓄電池（非常用）から電源供給する具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
13 条	運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止	無	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
14 条	全交流動力電源喪失対策設備	有	—	蓄電池（非常用）から電源供給する具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

注) ●*：有効性評価の全交流動力電源喪失（SBO）の事故シーケンスにおいて期待している設備

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電源供給する設備（2/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電源供給する設備	機能 ^{※1}	蓄電池（非常用）				蓄電池（緊急用）				蓄電池からの電源供給時間				
						A-1	A-2	B-1	B-2	要求 時間				区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子 モニタ用 蓄電池	(参考) 緊急用 直流 125V 蓄電池
						注) 要 必 S 要 B 要 O 負時 荷時	注) 要 必 S 要 B 要 O 負時 荷時	注) 要 必 S 要 B 要 O 負時 荷時	注) 要 必 S 要 B 要 O 負時 荷時									
15 条	炉心等	無	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
16 条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵 施設	有	16-1	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) (54-1 と同じ)	DB/SA	第 54 条(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)の (54-1) で整理して記載												
			16-2	使用済燃料プーラライナードレン 漏えい検知	DB	—	●	—	—	90 分	24 時間	—	—	—	—	—	—	
			16-3	原子炉建屋燃料取替床換気系排気 ダクト放射線モニタ	DB	—	●	—	—	90 分	9 時間	9 時間	—	—	—	—	—	
			16-4	原子炉建屋換気系排気ダクト放射 線モニタ	DB	—	●	—	—	90 分	9 時間	9 時間	—	—	—	—	—	
17 条	原子炉冷却材圧力バウンダリ	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
18 条	蒸気タービン	無	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
19 条	非常用炉心冷却設備	無	19-1	逃がし安全弁 (21-2、46-1 と同じ)	DB/SA	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)の (46-1) で整理して記載												
20 条	一次冷却材の減少分を補給す る設備	無	20-1	原子炉隔離時冷却系 ^{※2} (21-1、45-2 と同じ)	SA	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)の (45-2) で整理して 記載												
21 条	残留熱を除去することができ る設備	無	21-1	原子炉隔離時冷却系 ^{※2} (20-1、45-2 と同じ)	SA	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)の (45-2) で整理して 記載												
22 条	最終ヒートシンクへ熱を輸送 することができる設備	無	21-2	逃がし安全弁 (19-1、46-1 と同じ)	DB/SA	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)の (46-1) で整理して記載												
23 条	計測制御系統施設	無	23-1	平均出力領域計装 ^{※3} (58-1 と同じ)	DB/SA	●*	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			23-2	起動領域計装 ^{※3} (58-2 と同じ)	DB/SA	●*	—	—	—	—	60 分	60 分	60 分	—	—	—	4 時間	—

注) ●*：有効性評価の全交流動力電源喪失（SBO）の事故シーケンスにおいて期待している設備

第2.2-1表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電源供給する設備（3/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電源供給する設備	機能※1	蓄電池（非常用）		（参考） 蓄電池（緊急用）		要求 時間	蓄電池からの電源供給時間			
						A-1	A-2	B-1	B-2		区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子 モニタ用 蓄電池
						注） 必要 負荷時	注） 必要 負荷時	注） 必要 負荷時	注） 必要 負荷時					
23 条	計測制御系統施設	無	23-3	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） (58-3 と同じ)	DB／SA						第 58 条(計測設備)の (58-3) で整理して記載			
			23-4	原子炉圧力 (58-5 と同じ)	DB／SA						第 58 条(計測設備)の (58-5) で整理して記載			
			23-5	ドライウエル圧力 (DB)	DB	●	－	－	－	90 分	24 時間	24 時間	－	－
			23-6	サブレーション・プール本温度 (DB)	DB	●	－	－	－	90 分	24 時間	24 時間	－	－
			23-7	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) (58-13 と同じ)	DB／SA					第 58 条(計測設備)の (58-13) で整理して記載				
			23-8	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) (58-14 と同じ)	DB／SA					第 58 条(計測設備)の (58-14) で整理して記載				
			23-9	サブレーション・プール水位 (DB)	DB	●	－	－	－	90 分	24 時間	24 時間	－	－
			23-10	原子炉隔離時冷却系統流量 (58-21 と同じ)	SA					第 58 条(計測設備)の (58-21) で整理して記載				
			24-1	安全保護系	DB	●	－	－	－	90 分	24 時間	24 時間	－	－
			25 条	反応度制御系統及び原子炉制 御系統	無	－	－	－	－	－	－	－	－	－
26 条	原子炉制御室等	有	26-1	外の状況を監視する設備 (構内監視カメラ等) ※4	DB	●	－	－	90 分	9 時間	－	－	－	
27 条	放射性廃棄物の処理施設	無	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	
28 条	放射性廃棄物の貯蔵施設	無	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	

注) ●*：有効性評価の全交流動力電源喪失（SBO）の事故シナシスにおいて期待している設備

第2.2-1表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電源供給する設備（4/10）

条文	内 容	追加 要求 事項	番 号	電 源 供 給 す る 設 備	機 能 ^{※1}	蓄電池（非常用）		蓄電池（緊急用）		要求 時間	蓄電池からの電源供給時間						
						A-1 注） 必 要 負 荷 時	A-2 不 要 負 荷 時	B-1 注） 必 要 負 荷 時	B-2 不 要 負 荷 時		区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子 モニタ用 蓄電池	（参考） 緊急用 直流125V 蓄電池		
29 条	工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護	無	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
30 条	放射線からの放射線業務従事者の防護	無	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
31 条	監視設備	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
32 条	原子炉格納施設	無	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
33 条	保安電源設備	有	33-1	M／C、P／C遮断器の制御回路	DB／SA	● [*]	—	—	—	1分	1分	—	—	—	—	—	
			33-2	M／C遮断器の制御回路	SA	● [*]	—	—	—	—	—	—	1分	—	—	—	
			33-3	非常用ディーゼル発電機初期励磁	SA	● [*]	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
			33-4	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機初期励磁	SA	● [*]	—	—	—	—	—	—	1分	—	—	—	
34 条	緊急時対策所	有	34-1	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
35 条	通信連絡設備	有	35-1	無線連絡設備	DB	●	—	—	—	8時間	24時間	—	—	—	—	—	
			35-2	衛星電話設備(62-1と同じ)	DB／SA	第62条(通信連絡を行うために必要な設備)の(62-1)で整理して記載											
			35-3	データ伝送装置(62-2と同じ)	DB／SA	第62条(通信連絡を行うために必要な設備)の(62-2)で整理して記載											
36 条	補助ボイラー	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
37 条	重大事故等の拡大の防止等	有	—	蓄電池（非常用）から電源供給する具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う										—	—	—	—

注) ●*：有効性評価の全交流動力電源喪失（SBO）の事故シーケンスにおいて期待している設備

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電源供給する設備（5/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電源供給する設備	機能 ^{※1}	蓄電池（非常用）		蓄電池（緊急用）		要求 時間	蓄電池からの電源供給時間				
						A-1 注必S 要B 負O 荷時	A-2 不S 要B 負O 荷時	B-1 注必S 要B 負O 荷時	B-2 不S 要B 負O 荷時		区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子 モニタ用 蓄電池	(参考) 緊急用 直流125V 蓄電池
38条	重大事故等対処施設の地盤	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
39条	地震による損傷の防止	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
40条	津波による損傷の防止	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
41条	火災による損傷の防止	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
42条	特定重大事故等対処施設	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
43条	重大事故等対処設備	有	—	蓄電池（非常用）から電源供給する具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う											
44条	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	有	44-1	ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）	SA	●	*	—	—	60分	9時間	9時間	—	—	—
			44-2	ATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）	SA	●	*	—	—	60分	9時間	9時間	—	—	—
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	有	45-1	高圧代替注水系 ^{※6} （51-1と同じ）	SA	—	—	—	●	*	8時間	—	—	—	24時間
			45-2	原子炉隔離時冷却系 ^{※2、※6、※11} （20-1、21-1と同じ）	SA	●	*	—	—	8時間	24時間	—	—	—	24時間
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	有	46-1	逃がし安全弁 ^{※11} （19-1、21-2と同じ）	DB/SA	●	*	—	—	24時間	24時間	24時間	—	—	24時間
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	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
48条	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	有	48-1	耐圧強化ベント系 ^{※6}	SA	—	—	—	●	24時間	—	—	—	—	24時間

注) ●*：有効性評価の全交流動力電源喪失（SBO）の事故シーケンスにおいて期待している設備

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電源供給する設備（6/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電源供給する設備	機能 ^{*1}	蓄電池（非常用）			蓄電池（緊急用）			蓄電池からの電源供給時間				
						注） 必要 負荷 時	A-2	不 要 負 荷 時	注） 必要 負荷 時	B-1	要 求 時 間	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子 モニタ用 蓄電池	（参考） 緊急用 直流 125V 蓄電池
48 条	最終ヒートシンクへ熱を輸送 するための設備	有	48-2	格納容器圧力逃がし装置 ^{*7} (50-1, 52-1, 58-25 と同じ)	SA	—	—	●	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間	
49 条	原子炉格納容器内の冷却等の ための設備	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
50 条	原子炉格納容器内の過圧破損 を防止するための設備	有	50-1	格納容器圧力逃がし装置 ^{*7} (48-2, 52-1, 58-25 と同じ)	SA	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
51 条	原子炉格納容器下部の溶融炉 心を冷却するための設備	有	51-1	高圧代替注水系 (45-1 と同じ)	SA	—	—	●	—	8 時間	—	—	—	—	24 時間	
52 条	水素爆発による原子炉格納容 器の破損を防止するための設 備	有	52-1	格納容器圧力逃がし装置 ^{*7} (48-2, 50-1, 58-25 と同じ)	SA	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
53 条	水素爆発による原子炉建屋等 の損傷を防止するための設備	有	53-1	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	SA	—	—	—	●	24 時間	—	—	—	—	24 時間	
			53-2	原子炉建屋水素濃度	SA	—	—	—	●	24 時間	—	—	—	24 時間		
			53-3	原子炉ウエル水位	自主	—	—	●	—	24 時間	—	—	—	24 時間		
			53-4	格納容器頂部注水流量	自主	—	—	●	—	24 時間	—	—	—	24 時間		
54 条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等の ための設備	有	54-1	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) ^{*11} (16-1 と同じ)	DB/SA	●	—	●	—	24 時間	—	24 時間	—	—	24 時間	
			54-2	使用済燃料プール温度 (SA)	SA	—	—	●	—	24 時間	—	—	—	24 時間		
			54-3	使用済燃料プールエリア放射線モ ニタ (高レンジ・低レンジ)	SA	—	—	●	—	24 時間	—	—	—	24 時間		
			54-4	使用済燃料プール監視カメラ	SA	—	—	●	—	24 時間	—	—	—	24 時間		

注) ●*：有効性評価の全交流動力電源喪失（SBO）の事故シーケンスにおいて期待している設備

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電源供給する設備（7/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電源供給する設備	機能※1	蓄電池（非常用）			蓄電池（緊急用）		要求 時間	蓄電池からの電源供給時間					
						A-1	A-2	B-1	B-2	区分Ⅰ		区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子 モニタ用 蓄電池	(参考) 緊急用 直流125V 蓄電池		
55 条	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	有	—	—	—	注) 必要 負荷時	不要 負荷時	注) 必要 負荷時	不要 負荷時	—	—	—	—	—	—	—	
56 条	重大事故等の収束に必要な水の供給設備	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
57 条	電源設備	有	—	蓄電池（非常用）から電源供給する具体的な設備については、各設備の条文にて設備の抽出を行う													
58 条	計装設備	有	58-1	平均出力領域計装※3 (23-1と同じ)	DB/SA	第23条(計測制御系統施設)の(23-1)で整理して記載											
			58-2	起動領域計装※3 (23-2と同じ)	DB/SA	第23条(計測制御系統施設)の(23-2)で整理して記載											
			58-3	原子炉水位(広帯域) 原子炉水位(燃料域) (23-5と同じ)	DB/SA	●*	—	—	—	—	24 時間	24 時間	9 時間	—	—	—	—
			58-4	原子炉水位(SA広帯域) 原子炉水位(SA燃料域)	SA	—	—	—	●*	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間	
			58-5	原子炉圧力(23-4と同じ)	SA	●*	—	—	—	—	24 時間	24 時間	9 時間	—	—	—	
			58-6	原子炉圧力(SA)	SA	—	—	—	●*	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間	
			58-7	原子炉圧力容器温度	SA	—	—	—	●	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間	
			58-8	ドライウエル圧力	SA	—	—	—	●*	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間	
			58-9	サブプレッション・チェンバ圧力	SA	—	—	—	●*	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間	
			58-10	ドライウエル雰囲気温度	SA	—	—	—	●*	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間	
			58-11	サブプレッション・チェンバ雰囲気 温度	SA	—	—	—	●*	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間	

注) ●*：有効性評価の全交流動力電源喪失（SBO）の事故シーケンスにおいて期待している設備

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電源供給する設備（8/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電源供給する設備	機能※1	蓄電池（非常用）			蓄電池（緊急用）			蓄電池からの電源供給時間				
						A-1 注必S 要B 負O 荷時	A-2 不S 要B 負O 荷時	蓄電池（緊急用）	B-1 注必S 要B 負O 荷時	B-2 不S 要B 負O 荷時	要求 時間	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子 モニタ用 蓄電池	(参考) 緊急用 直流125V 蓄電池
58 条	計装設備	有	58-12	サブプレッジョン・プール水温度	SA	—	—	●	*	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間
			58-13	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) (23-7 と同じ) ※11	DB/SA	●	*	—	—	24 時間	24 時間	—	—	24 時間		
			58-14	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) ※11 (23-8 と同じ)	DB/SA	●	*	—	—	24 時間	24 時間	—	—	24 時間		
			58-15	サブプレッジョン・プール水位	SA	—	—	●	*	—	24 時間	—	—	24 時間		
			58-16	格納容器下部水位	SA	—	—	●	—	—	24 時間	—	—	24 時間		
			58-17	代替淡水貯槽水位	SA	—	—	●	*	—	24 時間	—	—	24 時間		
			58-18	高圧代替注水系統流量	SA	—	—	●	*	—	24 時間	—	—	24 時間		
			58-19	低圧代替注水系原子炉注水流量※8	SA	—	—	●	*	—	24 時間	—	—	24 時間		
			58-20	代替循環冷却系原子炉注水流量	SA	—	—	—	—	●	24 時間	—	—	24 時間		
			58-21	原子炉隔離時冷却系系統流量 (23-10 と同じ)	SA	●	*	—	—	—	24 時間	24 時間	—	—		
			58-22	低圧代替注水系格納容器スプレイ 流量※9	SA	—	—	●	*	—	24 時間	—	—	24 時間		
			58-23	低圧代替注水系格納容器下部注水 流量※10	SA	—	—	●	—	—	24 時間	—	—	24 時間		
			58-24	代替循環冷却系格納容器スプレイ 流量	SA	—	—	—	—	●	24 時間	—	—	24 時間		
			58-25	格納容器圧力逃がし装置※7 (48-2, 50-1, 52-1 と同じ)	SA	—	—	—	—	—	24 時間	—	—	24 時間		

第 48 条(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)の (48-2) で整理して記載

第 48 条 (最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備) の (48-2) で整理して記載

注) ●* : 有効性評価の全交流動力電源喪失 (SBO) の事故シーケンスにおいて期待している設備

第2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電源供給する設備（9/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電源供給する設備	機能※1	蓄電池（非常用）			蓄電池（緊急用）		要求 時間	蓄電池からの電源供給時間							
						A-1	A-2	注） 要 B 要 負 荷 時	注） 要 B 要 負 荷 時	B-1		B-2	区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子 モニタ用 蓄電池	（参考） 緊急用 直流125V 蓄電池		
58 条	計装設備	有	58-26	耐圧強化ベント系放射線モニタ	SA	—	—	—	●	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間	—		
			58-27	代替循環冷却系ポンプ入口温度	SA	—	—	—	—	●	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間	—	
			58-28	原子炉建屋水素濃度	SA	—	—	—	—	—	●	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間	—
			58-29	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	SA	●	—	—	—	—	—	—	24 時間	24 時間	—	—	—	—	—
			58-30	常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	SA	—	—	—	—	●	—	—	24 時間	—	—	—	—	24 時間	—
			58-31	低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	SA	—	—	—	—	●	—	—	24 時間	24 時間	—	—	—	—	—
			58-32	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	DB/SA	—	—	—	—	●	—	—	24 時間	24 時間	9 時間	—	—	—	—
			58-33	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	SA	—	—	—	—	—	—	●	24 時間	—	—	—	—	24 時間	—
			58-34	原子炉水位用凝縮槽温度	自主	●	—	—	—	—	●	—	24 時間	24 時間	24 時間	—	—	24 時間	—
			58-35	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）	SA	—	—	—	—	—	—	●	24 時間	—	—	—	—	24 時間	—
58-36	緊急用海水系流量（残留熱除去系捕機）	SA	—	—	—	—	—	—	●	24 時間	—	—	—	—	24 時間	—			
59 条	原子炉制御室	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
60 条	監視測定設備	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
61 条	緊急時対策所	有	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—		

注) ●*：有効性評価の全交流動力電源喪失（SBO）の事故シーケンスにおいて期待している設備

第 2.2-1 表 全交流動力電源喪失時に蓄電池（非常用）から電源供給する設備（10/10）

条文	内容	追加 要求 事項	番号	電源供給する設備	機能 ^{*1}	蓄電池（非常用）				蓄電池（緊急用）		要求 時間	蓄電池からの電源供給時間			
						A-1	A-2	B-1	B-2				区分Ⅰ	区分Ⅱ	区分Ⅲ	中性子 モニタ用 蓄電池
62 条	通信連絡を行うために必要な 設備	有	62-1	衛星電話設備 (35-2 と同じ)	DB/SA	●	—	注 必 注 S B 要 要 負 負 荷 荷 時 時	—	—	—	24 時間	—	24 時間	—	(参考) 緊急用 直流 125V 蓄電池
			62-2	データ伝送装置 (35-3 と同じ)	DB/SA	●	—	注 必 注 S B 要 要 負 負 荷 荷 時 時	—	—	—	24 時間	—	24 時間	—	

注) ●*：有効性評価の全交流動力電源喪失（SBO）の事故シナシスにおいて期待している設備

(凡例)

■：区分Ⅰの蓄電池（125V A系蓄電池）から電源供給

■：区分Ⅱの蓄電池（125V B系蓄電池）から電源供給

■：区分Ⅲの蓄電池（125V H P C S系蓄電池）から電源供給

■：中性子モニタ用蓄電池A系又は中性子モニタ用蓄電池B系から電源供給

■：緊急用直流 125V 蓄電池から電源供給

—：建設時直流電源の供給を必要としていた設備

(略語)

D/W：ドライウエル

S/C：サプレッション・チェンバ

※1 DB は設計基準事故対処設備を示す。SA は重大事故等対処設備（重大事故等対処設備（設計基準拡張）も含む）を示す。自主は自主対策設備を示す。

※2 重大事故等対処設備である高圧代替注水系と共用している電動弁については、緊急用直流 125V 蓄電池から供給可能な設計とする。

※3 平均出力領域計装及び起動領域計装による原子炉停止確認は全交流動力電源喪失直後に行うため、蓄電池から当該設備への給電時間は、60 分間で設定する。なお、起動領域計装については全交流動力電源喪失後約 4 時間監視可能である。

※4 外の状況を監視する設備は、構内監視カメラ、津波監視カメラ、取水ピット水位計、潮位計、気象観測設備、モニタリング・ポスト等がある。このうち構内監視カメラ、津波監視カメラ、取水ピット水位計、潮位計は、全交流動力電源喪失後約 8 時間監視可能である。

- ※5 全交流動力電源喪失時において、原子炉隔離時冷却系による原子炉への注水に失敗している場合は、重大事故等対処設備である高圧代替注水系により、原子炉への注水が可能な設計とする。
- ※6 耐圧強化ベント系は、耐圧強化ベント系放射線モニタを示す。
- ※7 格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置水位、フィルタ装置圧力、フィルタ装置スクラビング水温度、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及びフィルタ装置入口水素濃度を示す。
- ※8 低圧代替注水系原子炉注水流量は、可搬型代替注水大型ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水流量の監視に用いる。
- ※9 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量は、可搬型代替注水大型ポンプを用いた格納容器へのスプレイ流量の監視に用いる。
- ※10 低圧代替注水系格納容器下部注水流量は、可搬型代替注水大型ポンプを用いた格納容器下部への注水流量の監視に用いる。
- ※11 区分Ⅰ又は区分Ⅱの蓄電池から電源供給ができない場合には、電源切替盤にて電源切替操作することにより、緊急用直流 125V 蓄電池から電源供給が可能である。

第 2. 2-2 表 設置許可基準規則の第 44 条～第 58 条において必要な計装設備

(1/3)

主要設備	設置許可基準規則（条）														
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58
原子炉圧力容器温度	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉圧力	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉圧力（SA）	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉水位（広帯域）	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉水位（燃料域）	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉水位（SA 広帯域）	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
原子炉水位（SA 燃料域）	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
高压代替注水系系統流量	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
低压代替注水系原子炉注水流量	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
代替循環冷却系原子炉注水流量	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	○
低压代替注水系格納容器スプレイ流量	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	○
低压代替注水系格納容器下部注水流量	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	○
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	○
ドライウエル雰囲気温度	－	－	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	○
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	－	－	－	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	○
サブプレッション・プール水温度	○	－	○	－	○	○	○	○	－	－	○	－	－	－	○
ドライウエル圧力	－	－	○	○	○	○	○	－	○	－	－	－	－	－	○
サブプレッション・チェンバ圧力	－	－	－	○	○	○	○	－	○	－	－	－	－	－	○
サブプレッション・プール水位	－	○	○	○	－	○	－	－	－	－	－	－	○	－	○
格納容器下部水位	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	○
格納容器内水素濃度（SA）	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	○
格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）	－	－	○	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	○
格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	－	－	○	－	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	○
起動領域計装	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
平均出力領域計装	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○
フィルタ装置水位	－	－	－	－	○	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○
フィルタ装置圧力	－	－	－	－	○	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○
フィルタ装置スクラビング水温度	－	－	－	－	○	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○
フィルタ装置出口放射線モニタ （高レンジ・低レンジ）	－	－	－	－	○	－	○	－	○	－	－	－	－	－	○

第 2.2-2 表 設置許可基準規則の第 44 条～第 58 条において必要な計装設備

(2/3)

主要設備	設置許可基準規則（条）														
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58
フィルタ装置入口水素濃度	—	—	—	—	○	—	○	—	○	—	—	—	—	—	○
耐圧強化ベント系放射線モニタ	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○
代替循環冷却系ポンプ入口温度	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	○
緊急用海水系流量 （残留熱除去系熱交換器）	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	○	—	—	—	○
緊急用海水系流量 （残留熱除去系補機）	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	○	—	—	—	○
代替淡水貯槽水位	—	—	—	○	—	○	—	○	—	—	○	—	○	—	○
常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○
常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力	—	—	○	○	—	○	—	○	—	—	○	—	—	—	○
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	—	—	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	○
原子炉建屋水素濃度	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	○
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	○
格納容器内酸素濃度（SA）	—	—	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	—	—	○
使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	—	○	—	○
使用済燃料プール温度（SA）	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	○
使用済燃料プールエリア放射線モニタ （高レンジ・低レンジ）	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	○
使用済燃料プール監視カメラ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	—	—	—	○
原子炉隔離時冷却系系統流量	—	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○
高压炉心スプレイ系系統流量	—	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○
残留熱除去系系統流量	○	—	—	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	○
低压炉心スプレイ系系統流量	—	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○
高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	—	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	—	—	○	○	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—	○
低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	—	—	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○
残留熱除去系熱交換器入口温度	○	—	—	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	○

第 2. 2-2 表 設置許可基準規則の第 44 条～第 58 条において必要な計装設備

(3／3)

主要設備	設置許可基準規則（条）														
	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58
残留熱除去系熱交換器出口温度	○	－	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	○
残留熱除去系海水系系統流量	○	－	－	○	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	○

■：交流電源から給電する計装設備（無停電電源装置から給電する計装設備は除く）

第 2.2-3 表 有効性評価の各事故シナリグループ等で期待している計装設備について (1/5)

主要設備	有効性評価																						
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
【動力電源供給対象】																							
原子炉隔離時冷却系	－	－	○	－	○	○	○	○	－	○	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
高圧代替注水系	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
逃がし安全弁	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○			○	○		○			○		○	
【制御電源供給対象】																							
原子炉圧力容器温度	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－
原子炉圧力	○	○	○	－	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	○	○	○	－
原子炉圧力 (SA)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	○	○	○	－
原子炉水位 (広帯域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	○	○	○	－
原子炉水位 (燃料域)	○	○	○	－	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	○	○	○	－
原子炉水位 (SA 広帯域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	○	○	○	－
原子炉水位 (SA 燃料域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	－	○	○	○	－
高圧代替注水系系統流量	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
低圧代替注水系原子炉注水流量	○	－	○	○	○	○	○	－	○	○	○	○	○	－	－	○	－	－	－	－	○	－	－

第 2.2-3 表 有効性評価の各事故シナリオ等グループ等で期待している計装設備について (2/5)

主要設備	有効性評価																						
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
代替循環冷却系原子炉注水流量	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－
低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量	○	－	○	○	○	－	○	－	○	－	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－
低圧代替注水系統格納容器下部注水流量	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－
代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－
ドライウエル雰囲気温度	－	－	－	－	○	－	－	－	－	－	－	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－
サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－
サブプレッション・プール水温度	－	○	○	○	－	○	○	○	－	○	○	○	－	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－
ドライウエル圧力	○	－	○	○	○	○	○	○	○	－	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－
サブプレッション・チェンバ圧力	○	－	○	○	○	○	○	－	○	－	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－
サブプレッション・プール水位	○	－	○	○	○	－	○	－	○	－	○	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	○	－
格納容器下部水位	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	－	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－
格納容器内水素濃度（SA）	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－
格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）	○	－	－	－	○	－	○	－	○	○	－	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－
格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）	○	－	－	－	○	－	○	－	○	○	－	○	○	○	○	○	○	－	－	－	－	－	－

第 2.2-3 表 有効性評価の各事故シナリケンスグループ等で期待している計装設備について (3/5)

主要設備	有効性評価																						
	21	22	23.1	23.2	23.3	24.1	24.2	25	26	27	28	31.2	31.3	32	33	34	35	41	42	51	52	53	54
起動領域計装	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	○
平均出力領域計装	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置水位	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置スクラビング水温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	○	-	-	-	-	-	○	-	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
フィルタ装置入口水素濃度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
耐圧強化ベント系放射線モニタ	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
代替循環冷却系ポンプ入口温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
代替淡水貯槽水位	○	-	○	○	○	○	○	-	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	-	○	○	-	-
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	○	-	-	-	-	○	○	-	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○	○	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-

第 2.2-3 表 有効性評価の各事故シナリケンスグループ等で期待している計装設備について (4/5)

主要設備	有効性評価																						
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	○	○	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
原子炉建屋水素濃度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
静的触媒式水素再結合器動作監視装置	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
格納容器内酸素濃度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-
使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-
使用済燃料プール温度 (SA)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-
使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-
使用済燃料プール監視カメラ	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-	-	-
原子炉隔離時冷却系系統流量	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
高圧炉心スプレイ系系統流量	○	○	-	-	-	-	○	○	○	-	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
残留熱除去系系統流量	-	○	○	○	○	○	-	○	-	○	○	-	-	-	-	-	-	○	○	○	○	○	-
低圧炉心スプレイ系系統流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	○	○	-	-	-	-	○	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	○	○	-	-	-	-	-	○	○	○	-	○	○	○	○	○	○	-	-	-	-	-	-
残留熱除去系熱交換器入口温度	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	○	○	-	-

第 2.2-3 表 有効性評価の各事故シナリオグループ等で期待している計装設備について (5/5)

主要設備	有効性評価																						
	2.1	2.2	2.3.1	2.3.2	2.3.3	2.4.1	2.4.2	2.5	2.6	2.7	2.8	3.1.2	3.1.3	3.2	3.3	3.4	3.5	4.1	4.2	5.1	5.2	5.3	5.4
殘留熱除去系熱交換器出口溫度	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	○	—	—
殘留熱除去系海水系統流量	—	—	○	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	○	○	—	—

(凡例)

□: 有効性評価のうち全交流動力電源喪失を想定している事故シナリオス及び設備

■: 交流電源から給電する計装設備 (無停電電源装置から給電する計装設備は除く)