

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 5 月
日本原子力発電株式会社

目 次

39 条

39-1 重大事故等対処設備の分類

39-2 設計用地震力

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

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

41 条

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

41-2 火災による損傷の防止を行う重大事故等対処施設の分類について

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

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

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

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

共通

共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について

共-2 類型化区分及び適合内容

共-3 重大事故等対処設備の環境条件について

共-4 可搬型重大事故等対処設備の必要数，予備数及び保有数について

共-5 可搬型重大事故等対処設備の接続口の兼用状況について

共-6 重大事故等対処設備の外部事象に対する防護方針について

共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について

共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について

44 条

44-1 SA 設備基準適合性 一覧表

44-2 単線結線図

44-3 配置図

44-4 系統図

44-5 試験及び検査

44-6 容量設定根拠

44-7 その他設備

44-8 A T W S 緩和設備について

44-9 A T W S 緩和設備に関する健全性について

45 条

45-1 SA 設備基準適合性 一覧表

45-2 単線結線図

45-3 配置図

45-4 系統図

45-5 試験及び検査

45-6 容量設定根拠

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

45-8 原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁（H0 弁）に関する説明書

46 条

46-1 SA 設備基準適合性 一覧表

46-2 単線結線図

46-3 配置図

46-4 系統図

46-5 試験及び検査

46-6 容量設定根拠

46-7 接続図

46-8 保管場所図

46-9 アクセスルート図

46-10 その他設備

46-11 過渡時自動減圧機能について

46-12 過渡時自動減圧機能に関する健全性について

47 条

47-1 SA 設備基準適合性 一覧表

47-2 単線結線図

47-3 配置図

47-4 系統図

47-5 試験及び検査

47-6 容量設定根拠

47-7 接続図

47-8 保管場所図

47-9 アクセスルート図

47-10 その他設備

48 条

48-1 SA 設備基準適合性 一覧表

48-2 単線結線図

48-3 計測制御系統図

48-4 配置図

48-5 系統図

48-6 試験及び検査

48-7 容量設定根拠

48-8 その他の最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備について

49 条

49-1 SA 設備基準適合性 一覧表

49-2 単線結線図

49-3 配置図

49-4 系統図

49-5 試験及び検査

49-6 容量設定根拠

49-7 接続図

49-8 保管場所図

49-9 アクセスルート図

49-10 その他設備

50 条

50-1 SA 設備基準適合性 一覧表

50-2 単線結線図

50-3 計装設備系統図

50-4 配置図

50-5 系統図

50-6 試験及び検査

50-7 容量設定根拠

50-8 接続図

50-9 保管場所図

50-10 アクセスルート図

50-11 その他設備

51 条

51-1 SA 設備基準適合性 一覧表

51-2 単線結線図

51-3 配置図

51-4 系統図

51-5 試験及び検査

51-6 容量設定根拠

51-7 接続図

51-8 保管場所図

51-9 アクセスルート図

51-10 ペデスタル（ドライウェル部）底部の構造変更について

51-11 その他設備

52 条

52-1 SA 設備基準適合性 一覧表

52-2 単線結線図

52-3 配置図

52-4 系統図

52-5 試験及び検査

52-6 容量設定根拠

52-7 計装設備の測定原理

52-8 水素及び酸素発生時の対応について

53 条

53-1 SA 設備基準適合性 一覧表

53-2 単線結線図

53-3 配置図

53-4 系統図

53-5 試験及び検査

53-6 容量設定根拠

53-7 その他設備

54 条

54-1 SA 設備基準適合性 一覧表

- 54-2 単線結線図
- 54-3 配置図
- 54-4 系統図
- 54-5 試験及び検査
- 54-6 容量設定根拠
- 54-7 接続図
- 54-8 保管場所図
- 54-9 アクセスルート図
- 54-10 その他の燃料プール代替注水設備について
- 54-11 使用済燃料プール監視設備
- 54-12 使用済燃料プールサイフォンブレーカの健全性について
- 54-13 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価

55 条

- 55-1 SA 設備基準適合性 一覧表
- 55-2 配置図
- 55-3 系統図
- 55-4 試験及び検査
- 55-5 容量設定根拠
- 55-6 接続図
- 55-7 保管場所図
- 55-8 アクセスルート図
- 55-9 その他設備

56 条

56-1 SA 設備基準適合性 一覧表

56-2 配置図

56-3 系統図

56-4 試験及び検査

56-5 容量設定根拠

56-6 接続図

56-7 保管場所図

56-8 アクセスルート図

56-9 その他設備

57 条

57-1 SA設備基準適合性一覧表

57-2 配置図

57-3 系統図

57-4 試験及び検査

57-5 容量設定根拠

57-6 アクセスルート図

57-7 設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備のバウンダリ系統図

57-8 可搬型代替低圧電源車接続に関する説明書

57-9 代替電源設備について

57-10 全交流動力電源喪失対策設備について

58 条

58-1 SA 設備基準適合性 一覧表

58-2 単線結線図

58-3 配置図

58-4 系統図

58-5 試験及び検査

58-6 容量設定根拠

58-7 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について

58-8 可搬型計測器について

58-9 主要パラメータの耐環境性について

58-10 パラメータの抽出について

59 条

59-1 SA 設備基準適合性一覧

59-2 単線結線図

59-3 配置図

59-4 系統図

59-5 試験及び検査性

59-6 容量設定根拠

59-7 保管場所図

59-8 アクセスルート図

59-9 原子炉制御室について（被ばく評価除く）

59-10 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について

60 条

60-1 SA 設備基準適合性一覧表

60-2 単線結線図

60-3 配置図

60-4 試験及び検査

60-5 容量設定根拠

60-6 保管場所図

60-7 アクセスルート図

60-8 監視測定設備について

61 条

61-1 SA 設備基準適合性 一覧表

61-2 単線結線図

61-3 配置図

61-4 系統図

61-5 試験及び検査性

61-6 容量設定根拠

61-7 保管場所図

61-8 アクセスルート図

61-9 緊急時対策所について（被ばく評価除く）

61-10 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

62 条

62-1 SA 設備基準適合性 一覧表

62-2 単線結線図

62-3 配置図

62-4 系統図

62-5 試験及び検査

62-6 容量設定根拠

62-7 アクセスルート図

62-8 設備操作及び切替に関する説明書

46-1 SA設備基準適合性 一覧表

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—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	46-3 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）

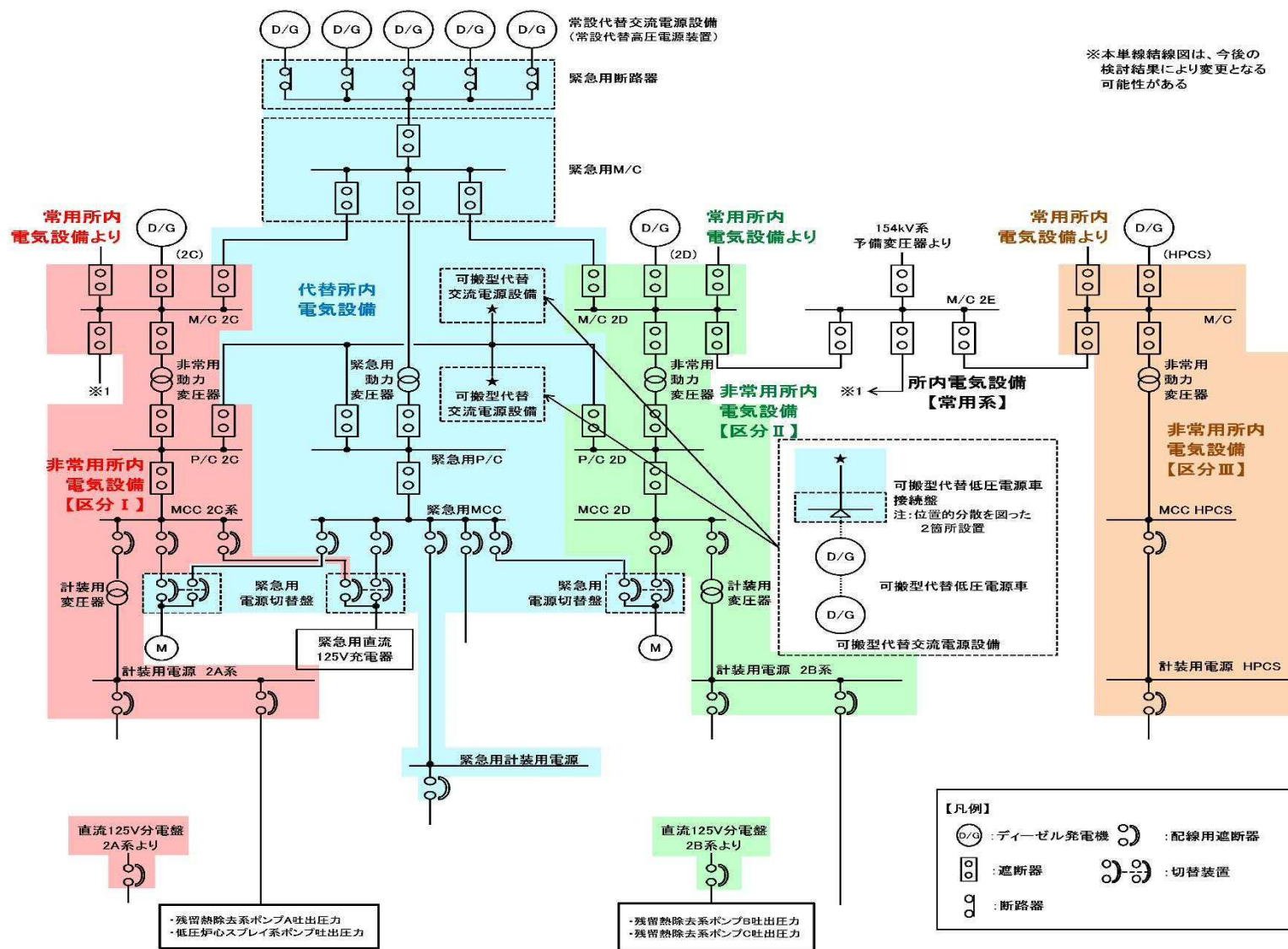
第46条:原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備				逃がし安全弁用可搬型蓄電池		類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線		その他の建屋内		C	
				荷重		(有効に機能を発揮する)		—	
				海水		(海水を通水しない)		対象外	
				他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)		—	
				電磁波による影響		(電磁波により機能は損なわれない)		—	
				関連資料		46-3 配置図			
		第2号	操作性		中央制御室操作		A		
			関連資料		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		防止設備一対象(代替対象D B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

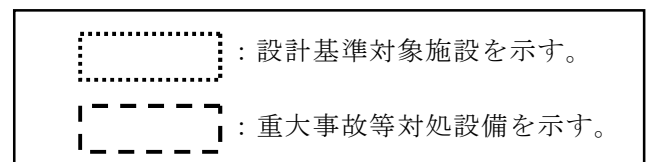


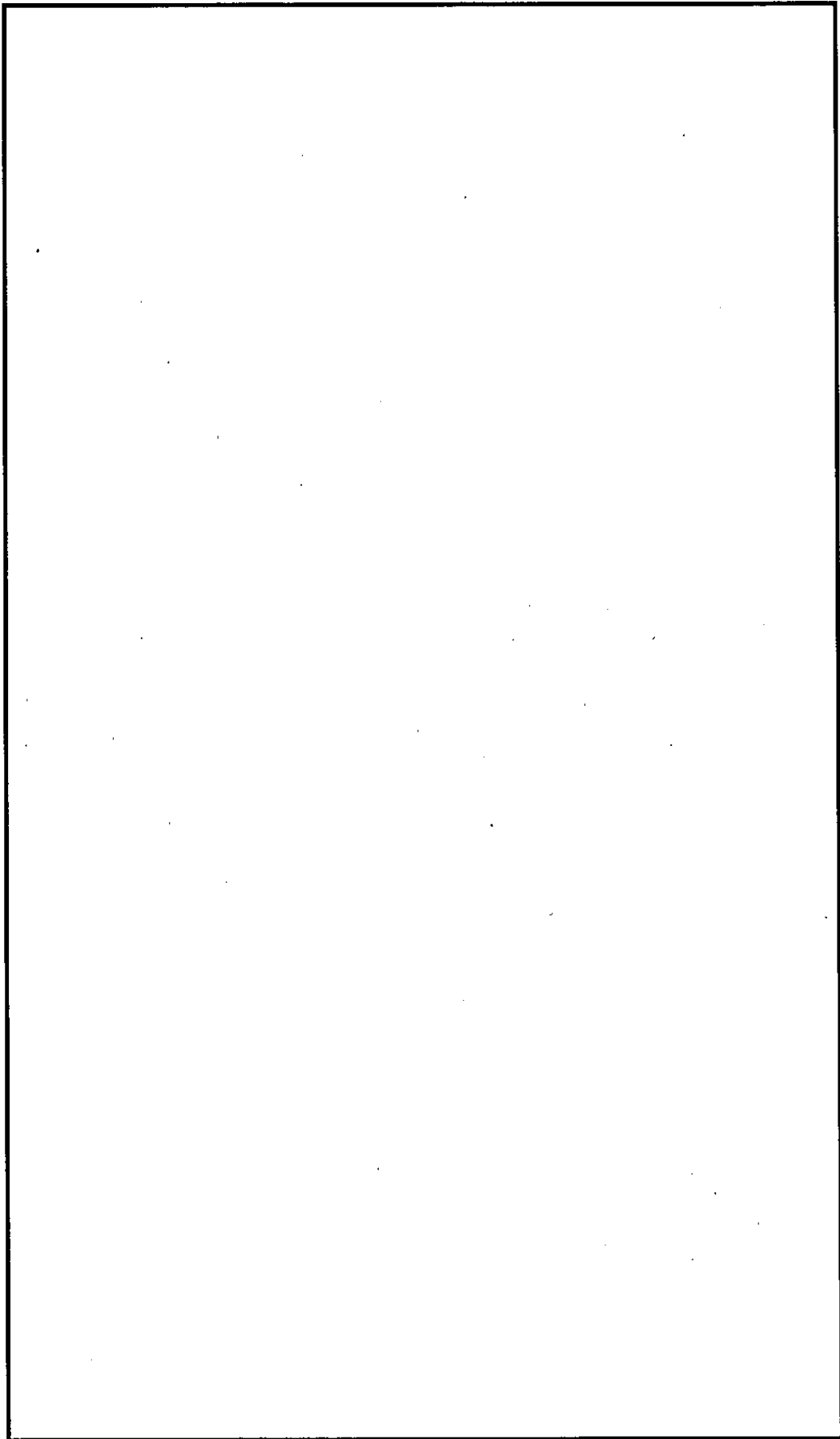


第 46-2-2 図 単線結線図

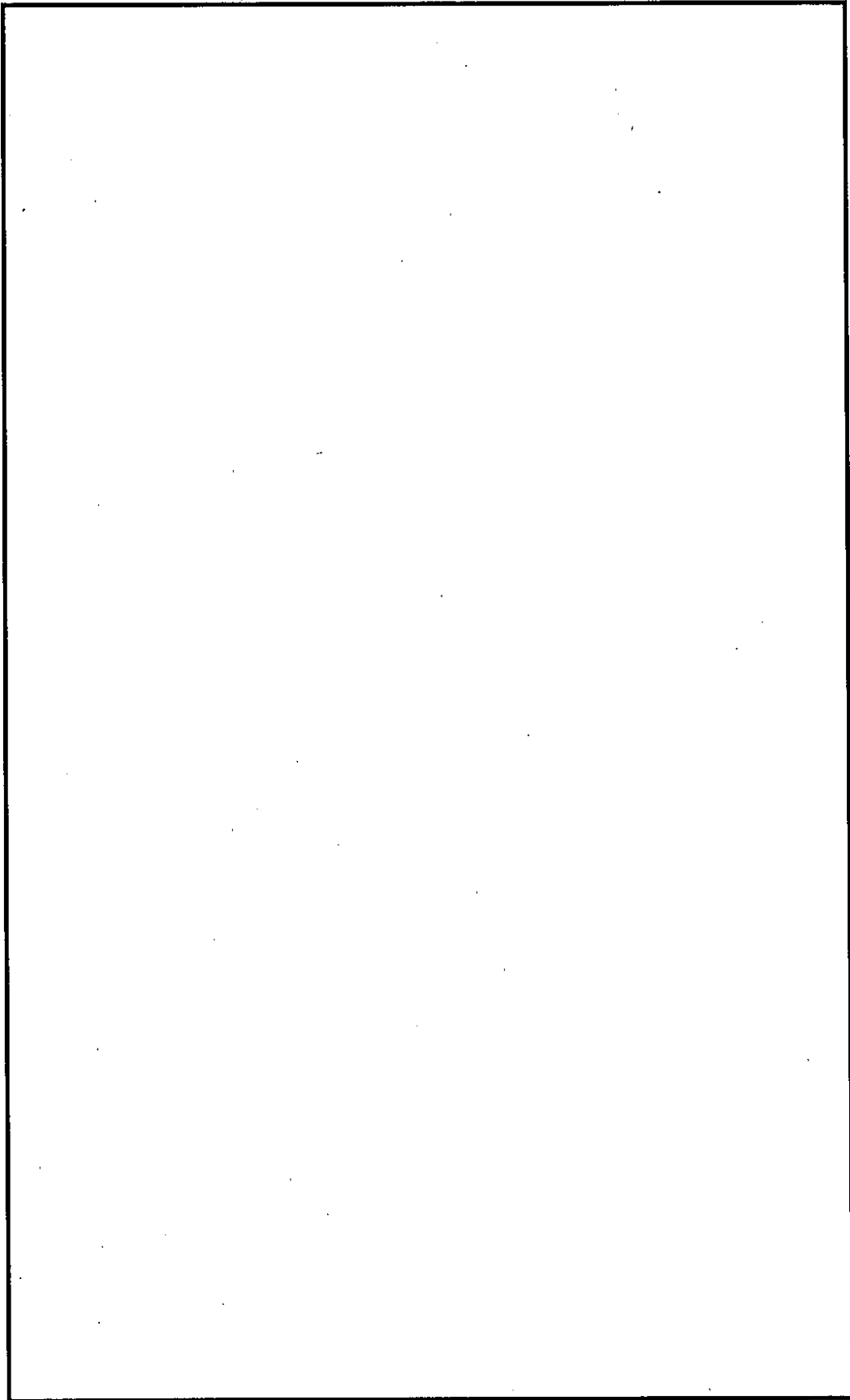


46-3 配置図

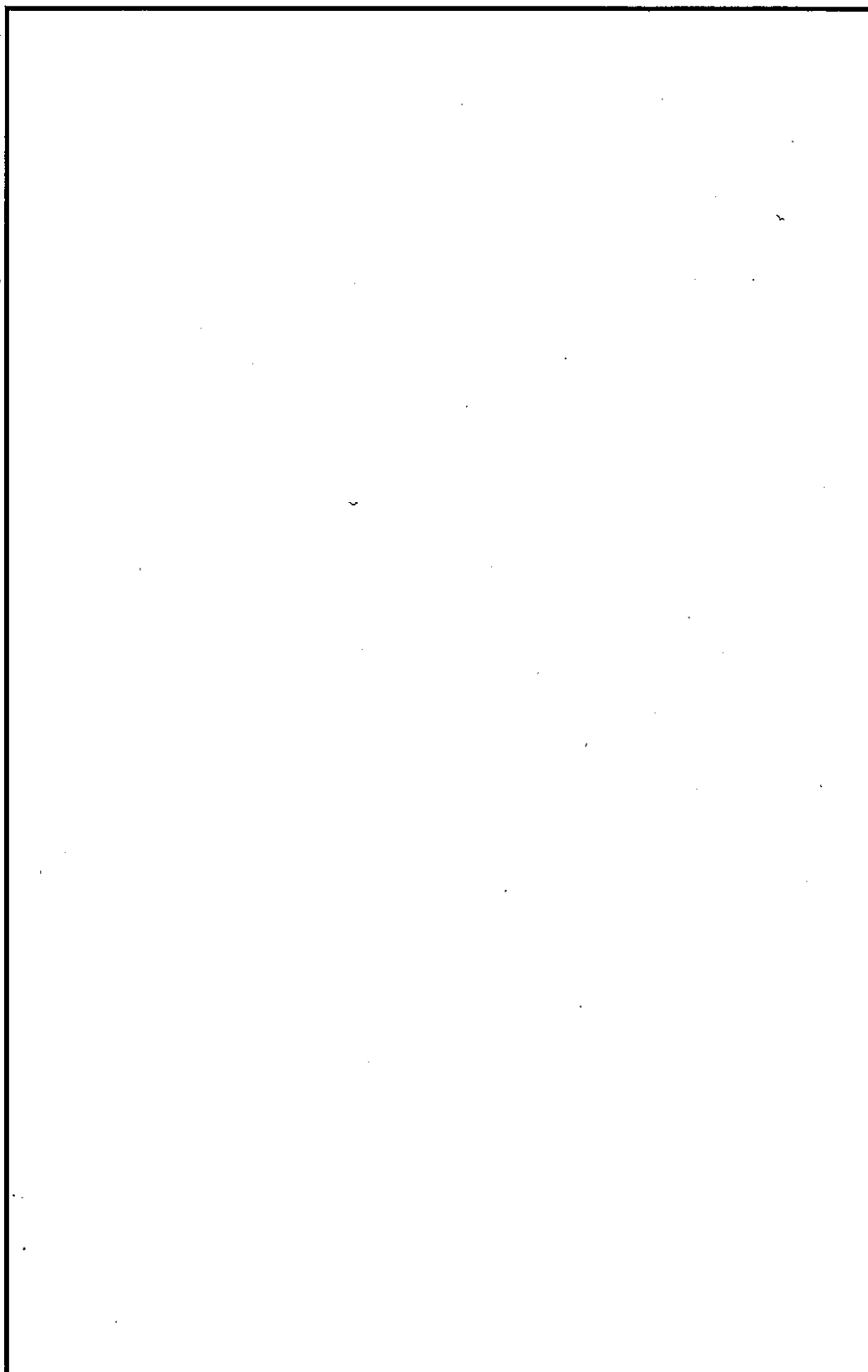




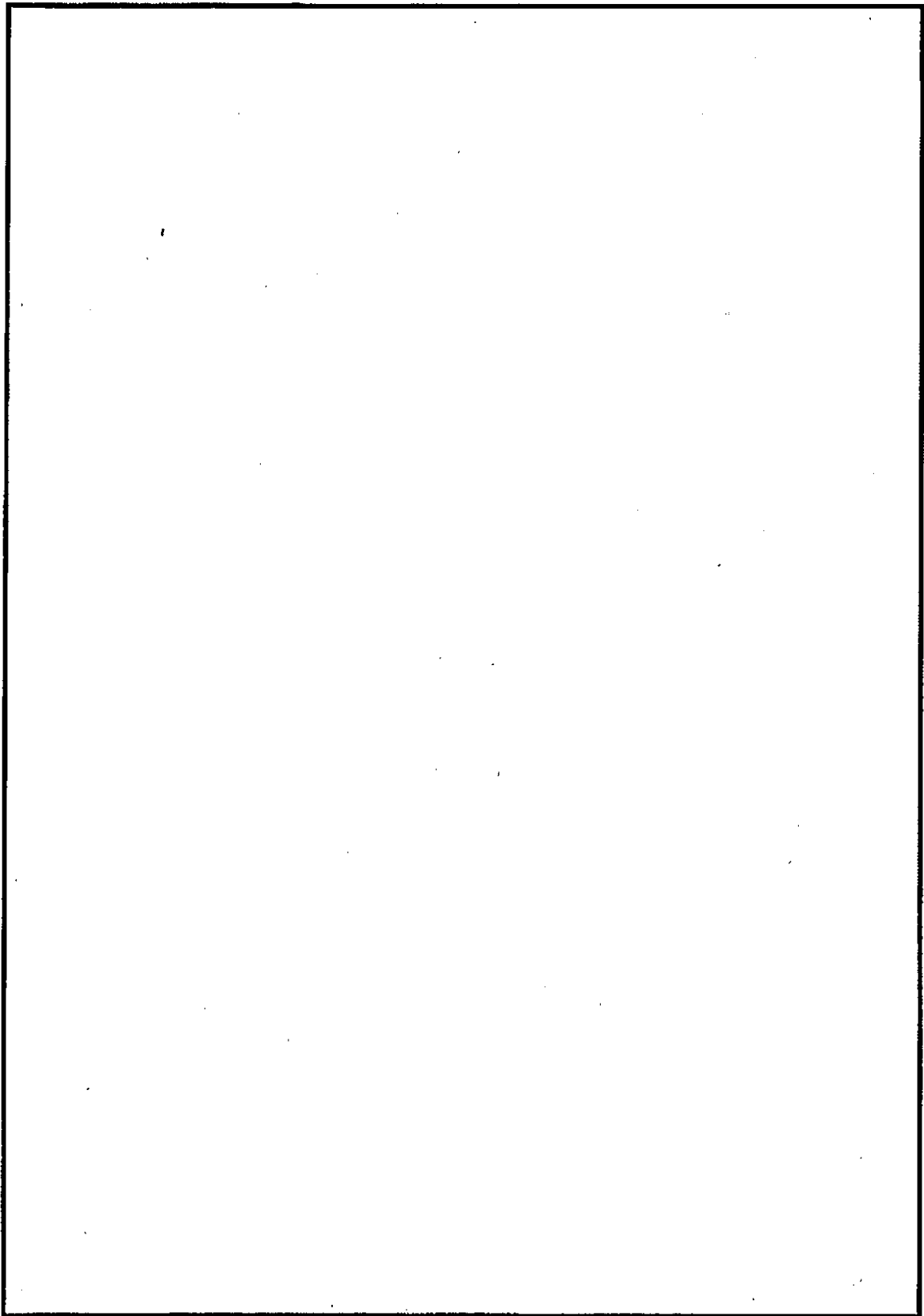
第 46-3-1 図 過渡時自動減圧機能（計器）の配置図



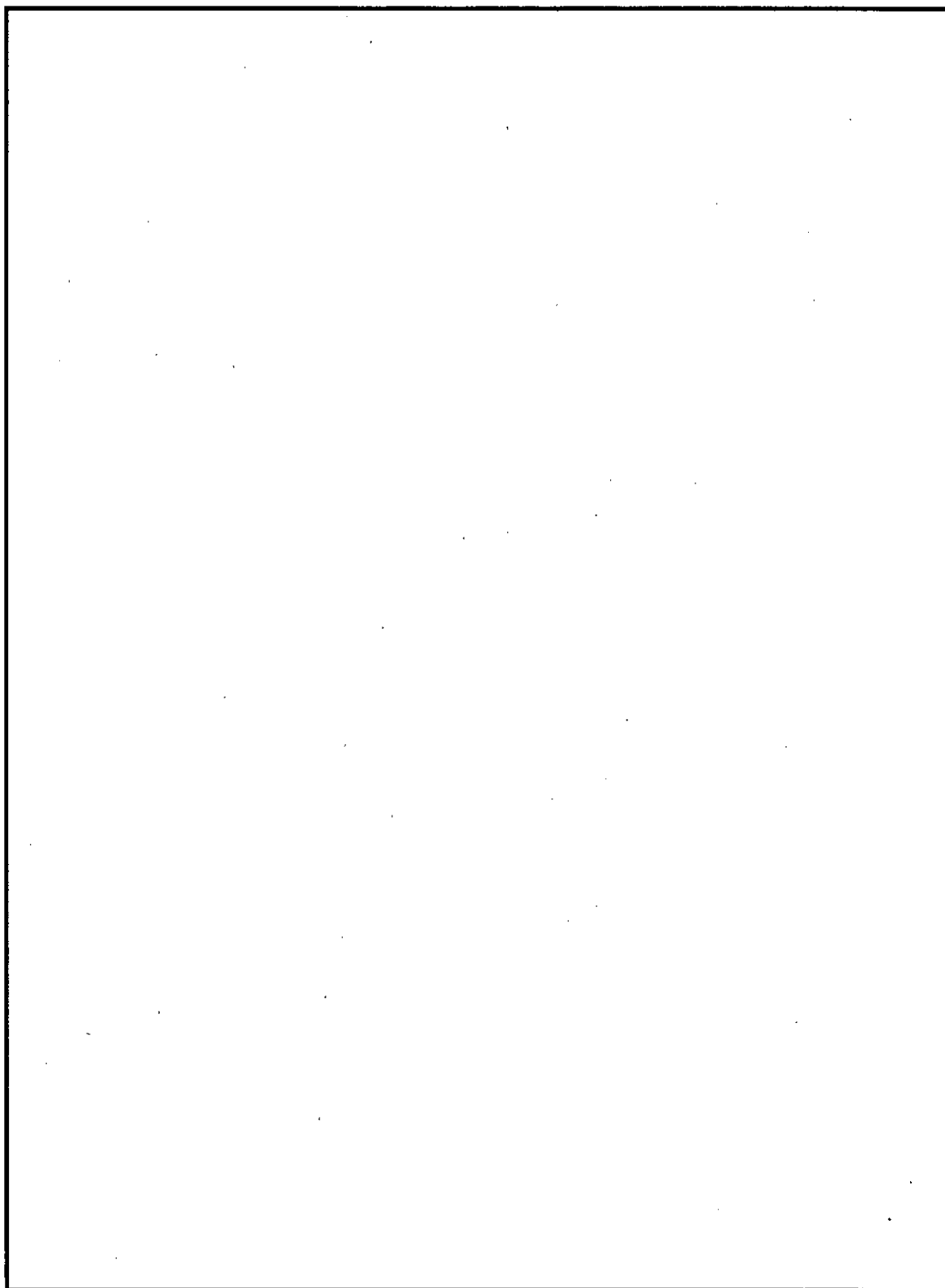
第 46-3-2 図 過渡時自動減圧機能に係る中央制御室操作盤の配置図
(原子炉建屋附属棟 3階)



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



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

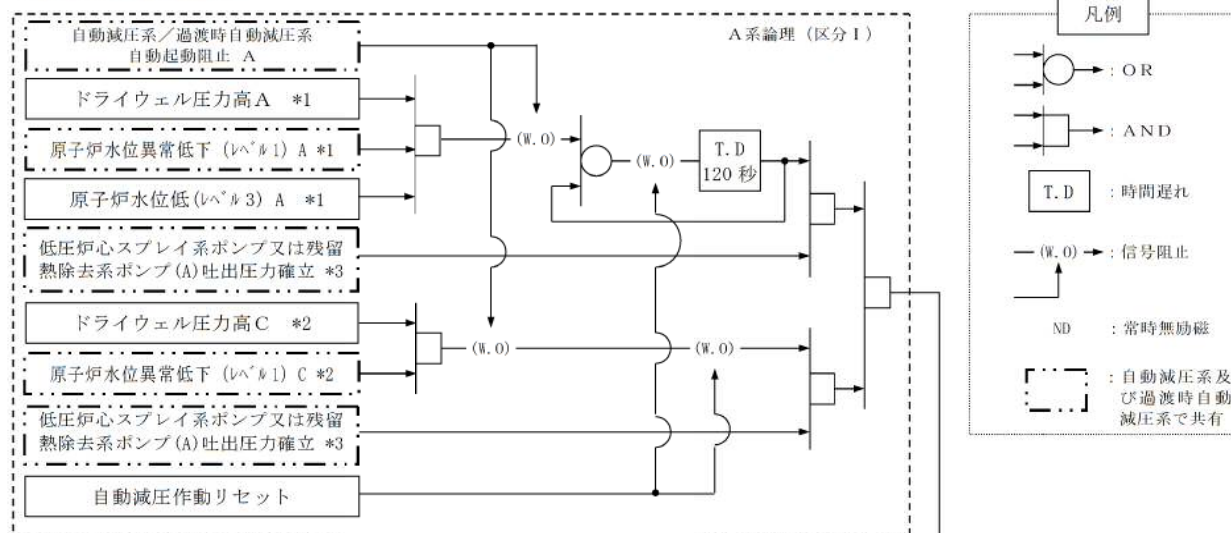


第 46-3-5 図 主蒸気逃がし安全弁の配置図
(格納容器内)

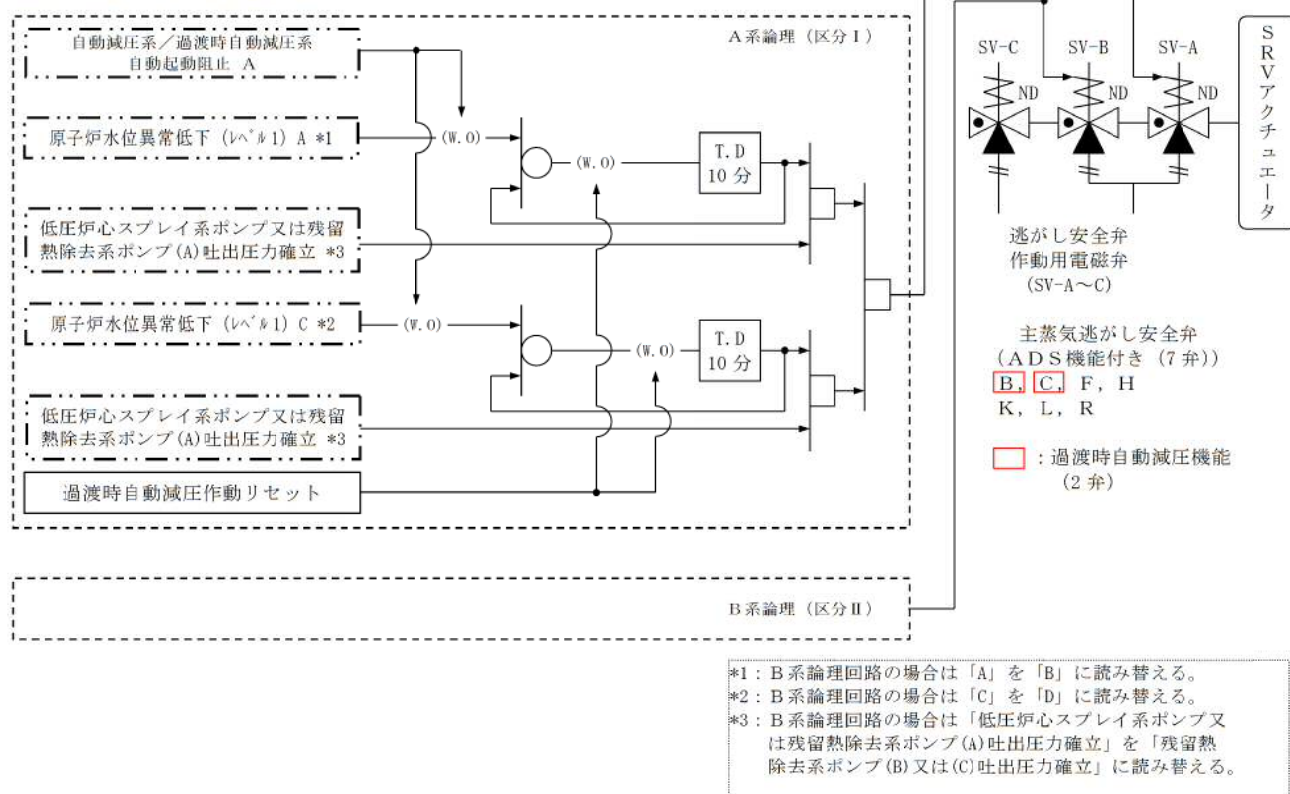
46-3-6

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

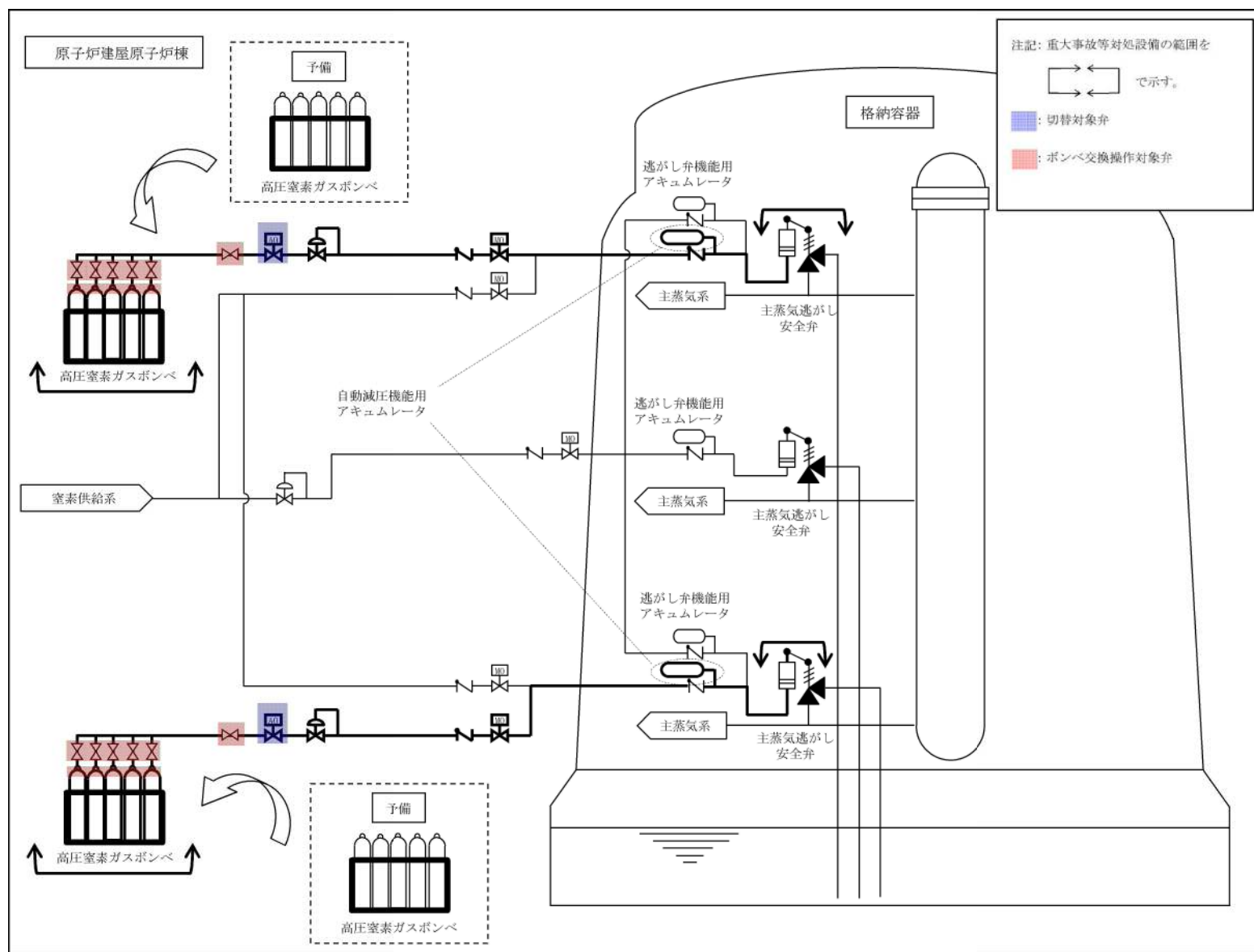


図 46-4-2 高圧窒素ガス供給系（非常用） 系統概要図

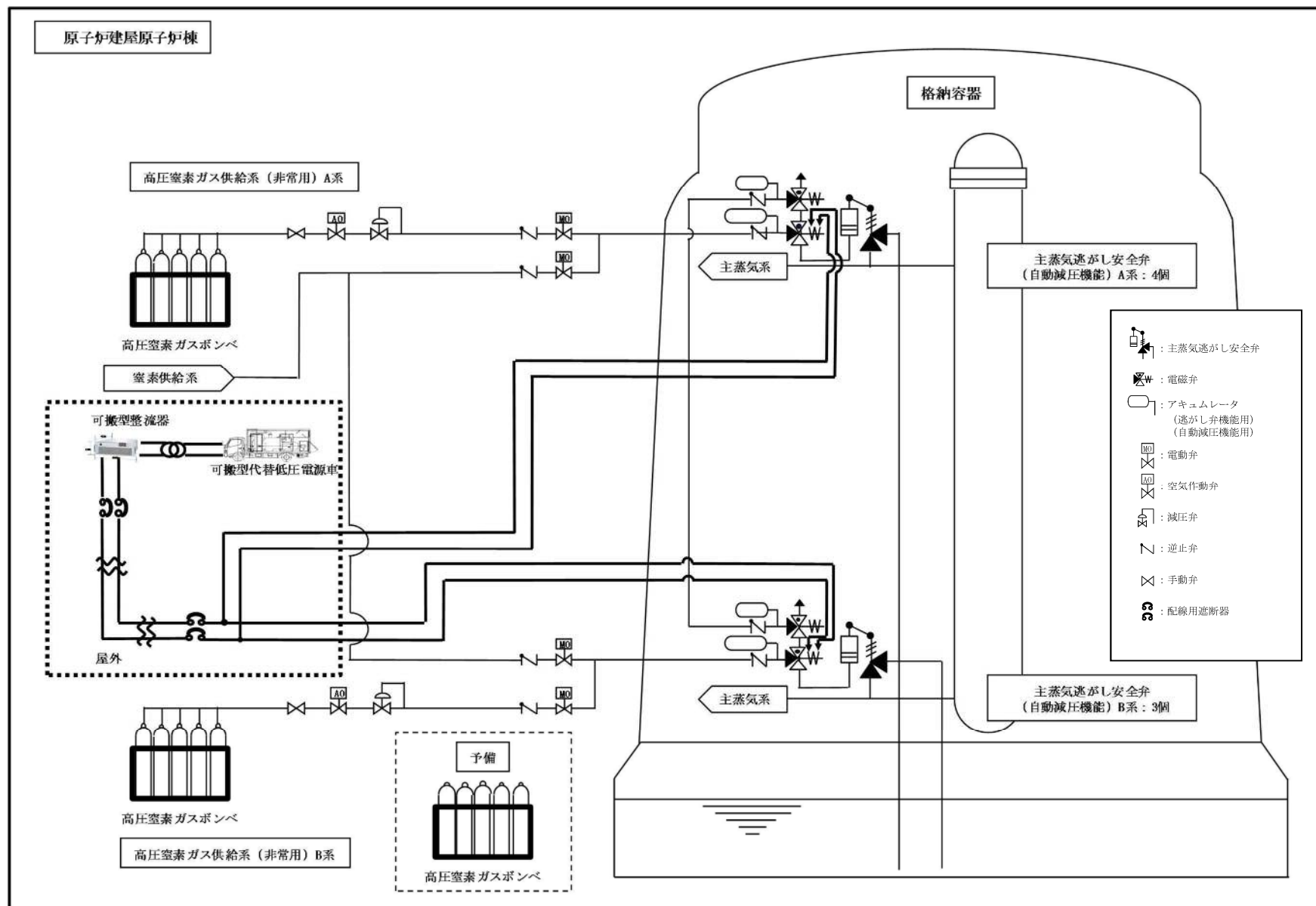


図 46-4-3 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)開放 概略図

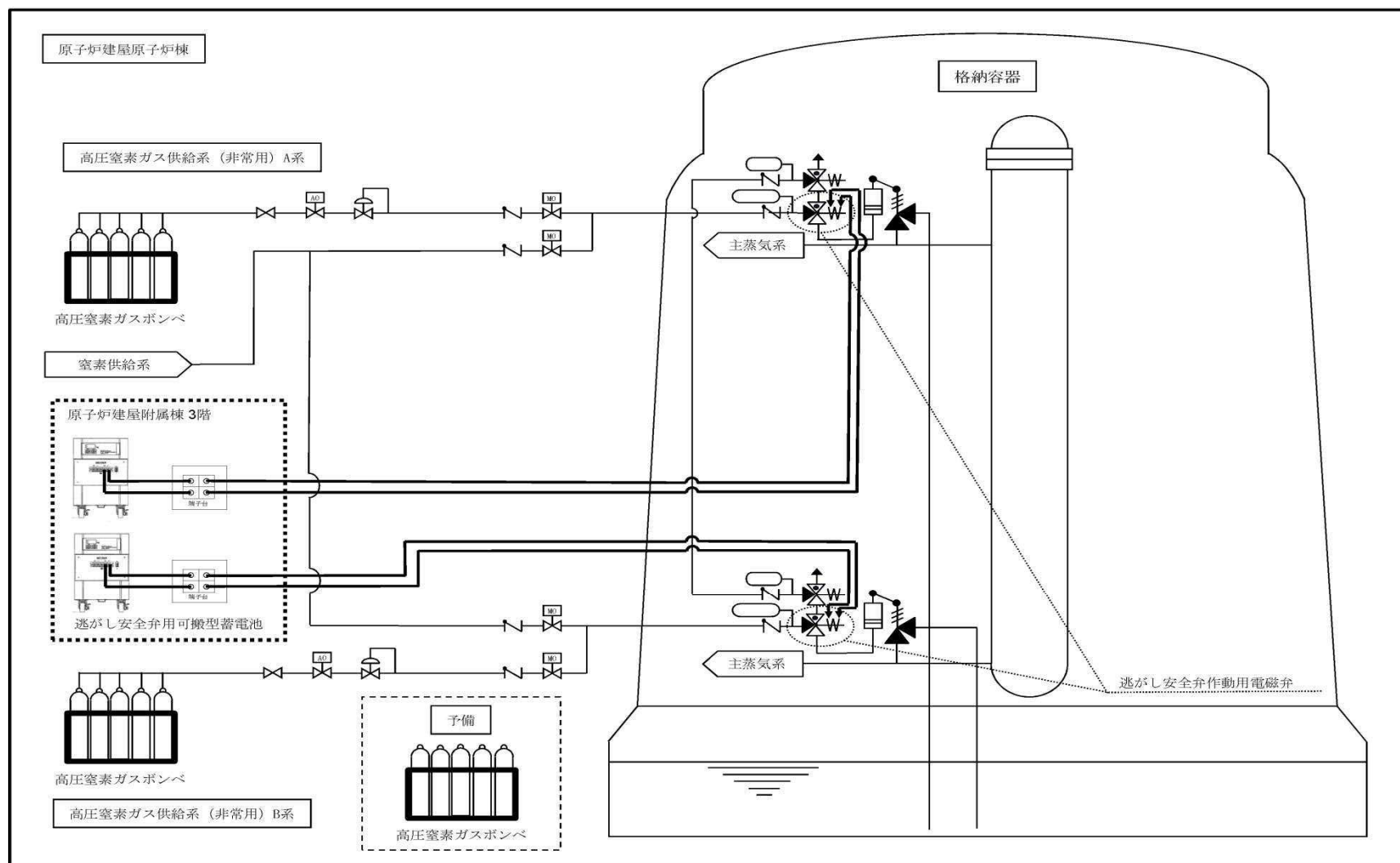


図 46-4-4 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付)開放 概要図

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	実施数(機器名)	点検及び試験 ・検査の項目	保全の 重要度	保全方式 又は頻度	検査名	備 考
原子炉系	主蒸気隔離弁第2弁用アキュムレータ 一式	外観点検	C	10Y	耐震健全性検査(原子炉設備)	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第2弁用アキュムレータ 一式	漏えい試験	C	10Y	構造健全性検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気送がい安全弁B	分解点検	B	7Y	クラス1機器供用期間中検査	定検停止中、プラント運転中(定期 点検検査は定検停止中) ISIプログラムによる。
原子炉系	主蒸気送がい安全弁 一式	分解点検	B	13M	-	定検停止中
原子炉系	主蒸気送がい安全弁 一式	機能・性能試験	B	1C	通断停止系機能検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気送がい安全弁 一式	機能・性能試験	B	1C	自動圧入系機能検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気送がい安全弁 一式	機能・性能試験	B	1C	主蒸気送がい安全弁・送がい弁機能検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気送がい安全弁(予備弁) 一式	分解点検	B	13M	主蒸気送がい安全弁分解検査 主蒸気送がい安全弁・安全弁機能検査	定検停止中、プラント運転中(定期 点検検査は定検停止中) ISIプログラムによる。
原子炉系	主蒸気送がい安全弁(予備弁) 一式	簡易点検	B	13M	-	定検停止中
原子炉系	主蒸気送がい安全弁排気管真空度監視弁 一式	機能・性能試験	C	10Y	原子炉排気管真空度監視弁検査(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車検査	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(安全設備系機能検査)	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車検査	定検停止中
原子炉系	主蒸気隔離弁第2弁(駆動部) 一式	分解点検	A, B	13~26M	-	定検停止中

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

設 備 名：原子炉冷却系統設備

検 査 名：主蒸気逃がし安全弁分解検査

要領書番号：T2-Bc-06

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

設 備 名 : 原子炉冷却系統設備

検 査 名 : 自動減圧系機能検査

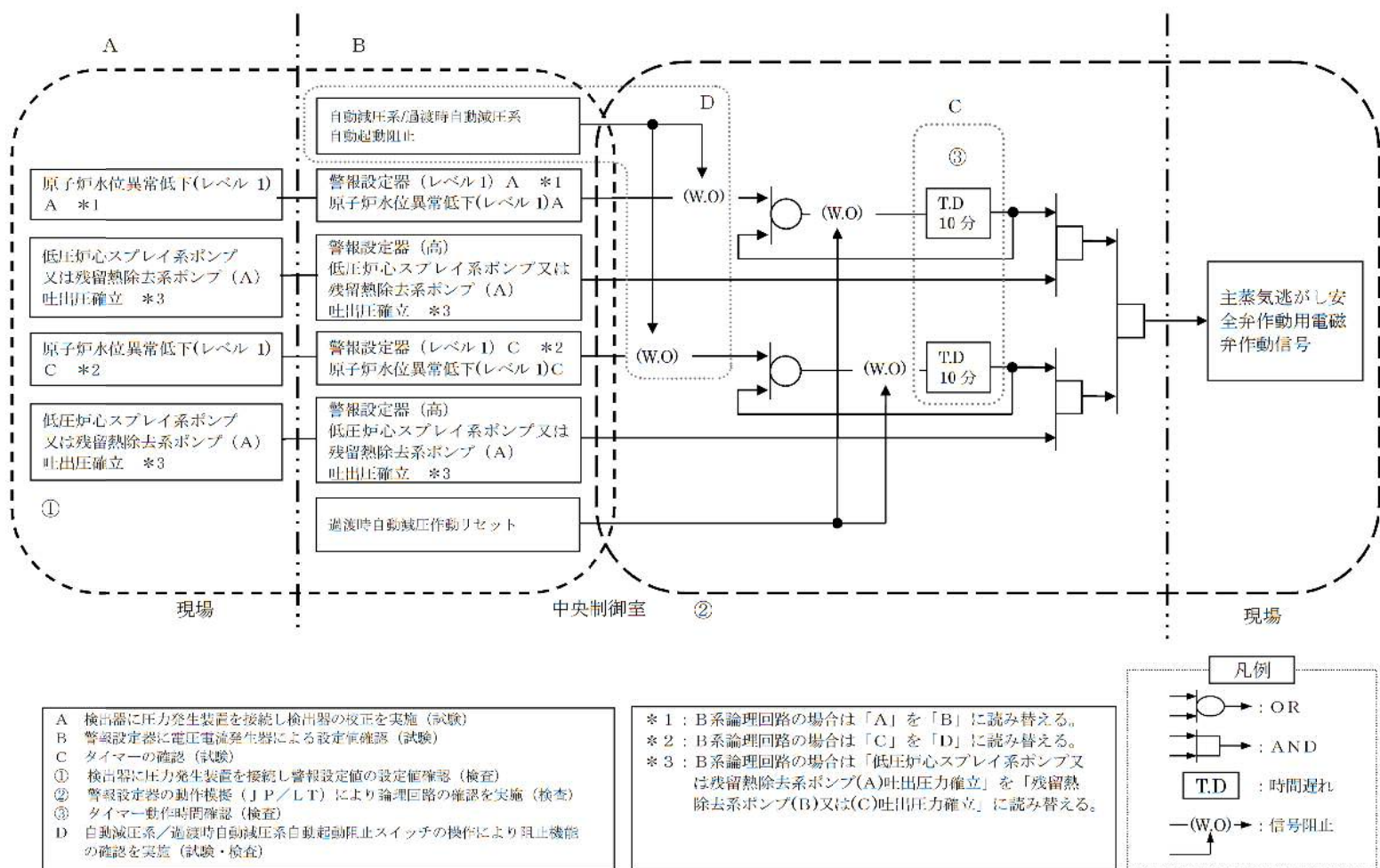
要領書番号 : T2-Aa-06

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

設 備 名 : 原子炉冷却系統設備

検 査 名 : 主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査

要領書番号 : T2-Bb-04



第 46-5-1 図 過渡時自動減圧機能の試験及び検査

過渡時自動減圧機能の試験に対する考え方について

1. 概要

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

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

2. 第 12 条第 4 項の要求に対する適合性の整理

第 12 条第 4 項の要求

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

表 46-5-1 第 12 条第 4 項の解釈の要求事項

第 12 条 解釈	要求事項	適合性の整理
7	第 4 項に規定する「発電用原子炉の運転又は停止中に試験又は検査ができる」とは、実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。

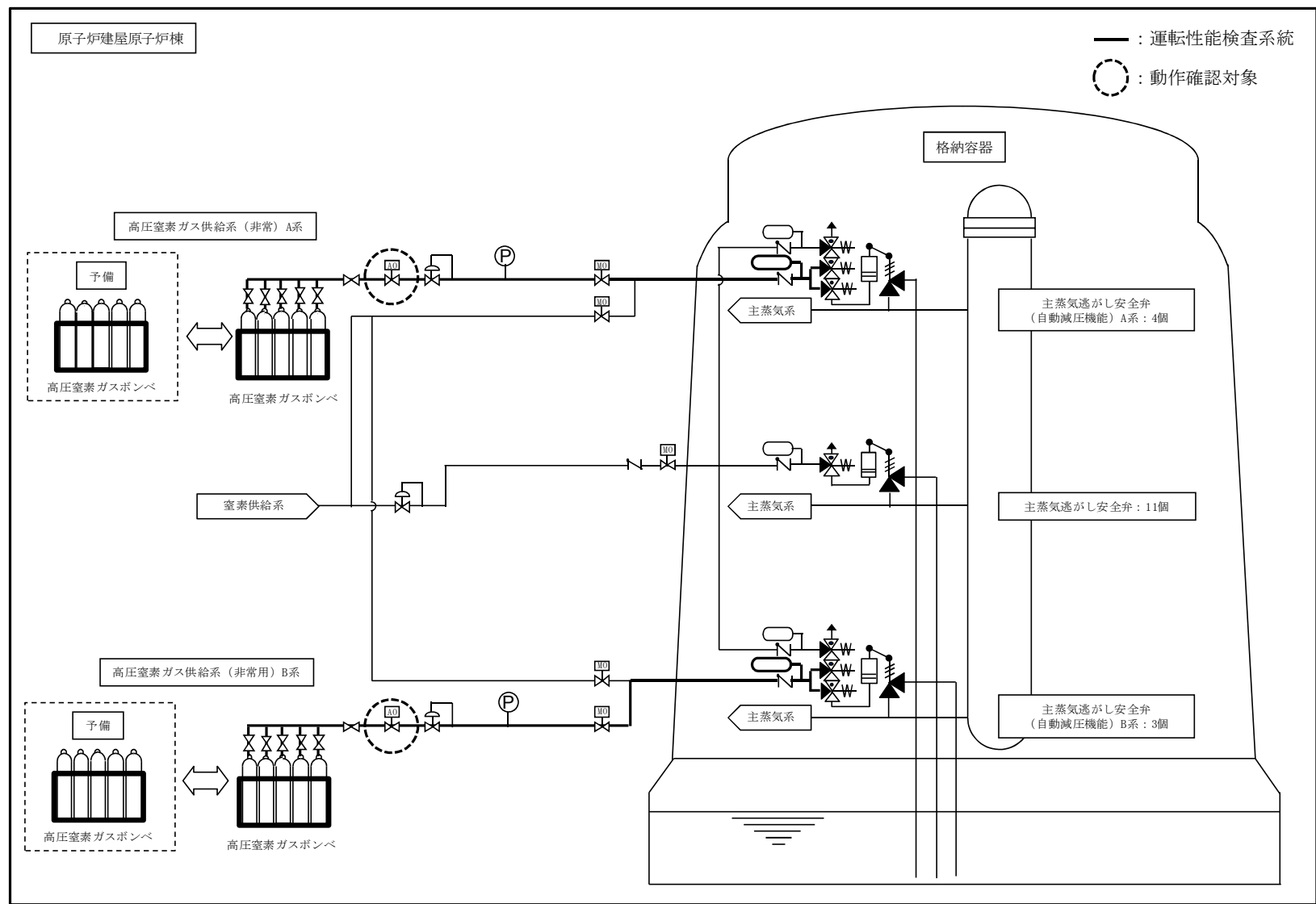
3. 過渡時自動減圧機能の試験間隔の検討

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

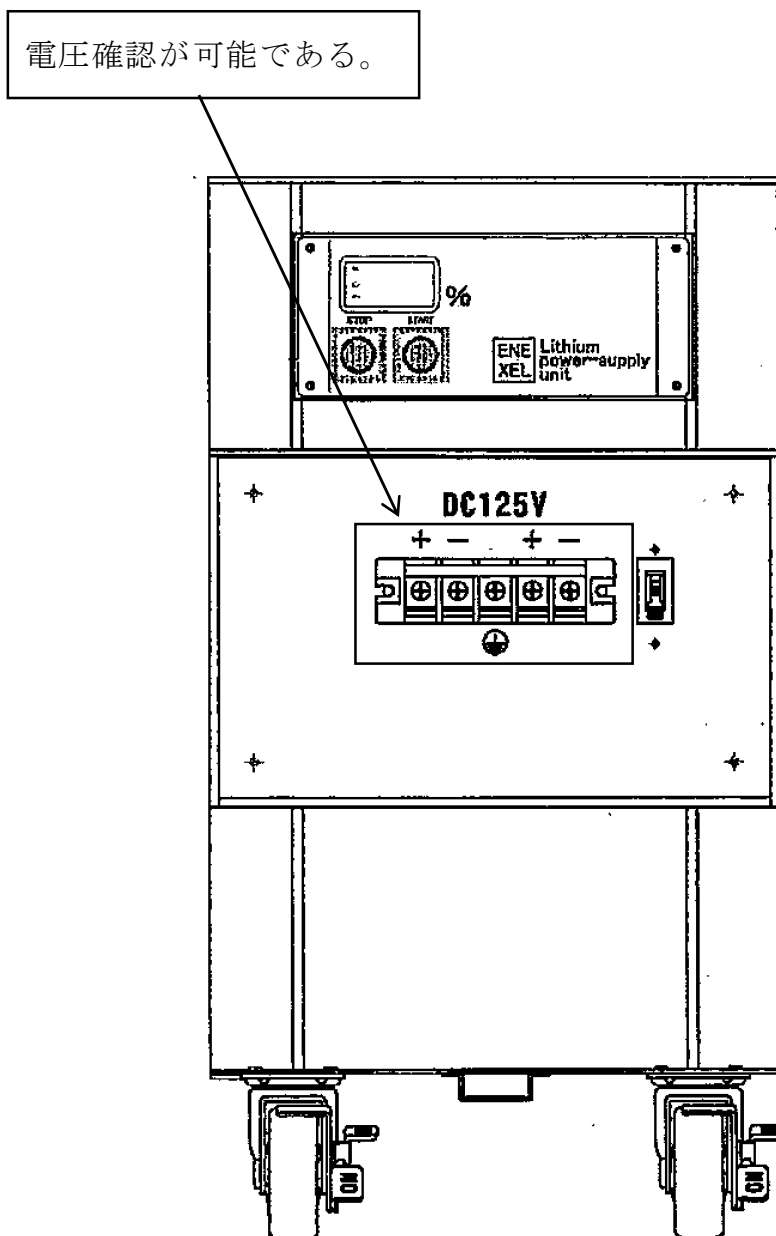
態が発生する頻度※は [] 又は []
[] に低いことを確認しており、施設定期検査毎の
試験頻度としても信頼性は十分確保できる。

※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

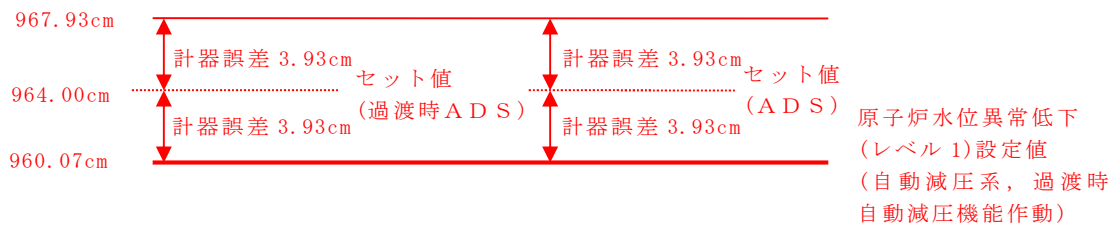
46-6 容量設定根拠

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。		

高圧窒素ガスポンペ

名称		高圧窒素ガスポンペ
容量	L/本	約 47
最高使用圧力	MPa [gage]	約 15 注 1
【設定根拠】 高圧窒素ガスポンペは、可搬型重大事故等対処設備として設置する。 高圧窒素ガスポンペは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために設置する。 1. 容量 高圧窒素ガスポンペの容量は、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を7日間開保持するために必要な窒素ガス量を確保している。確保量の根拠は以下のとおり。 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。

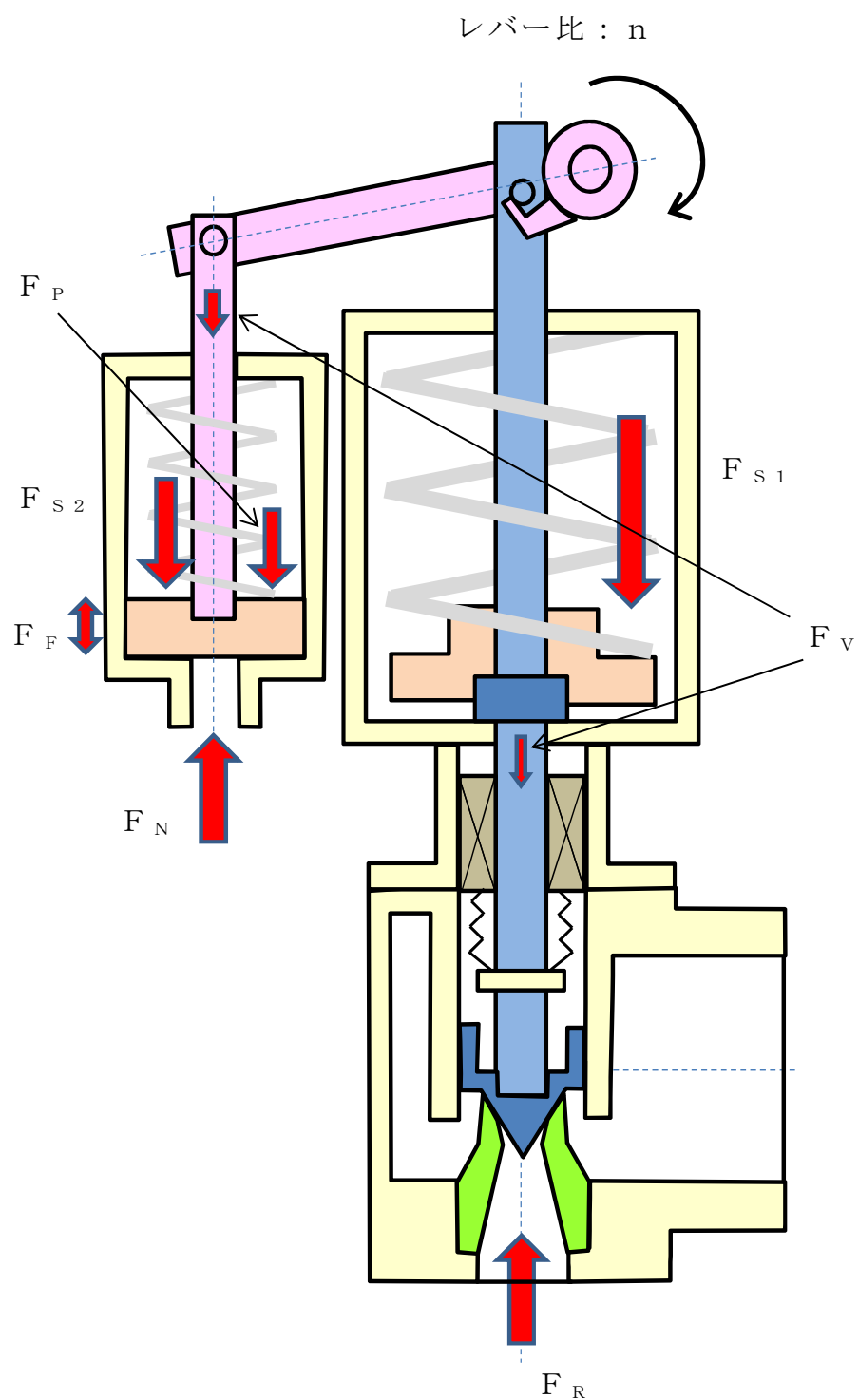
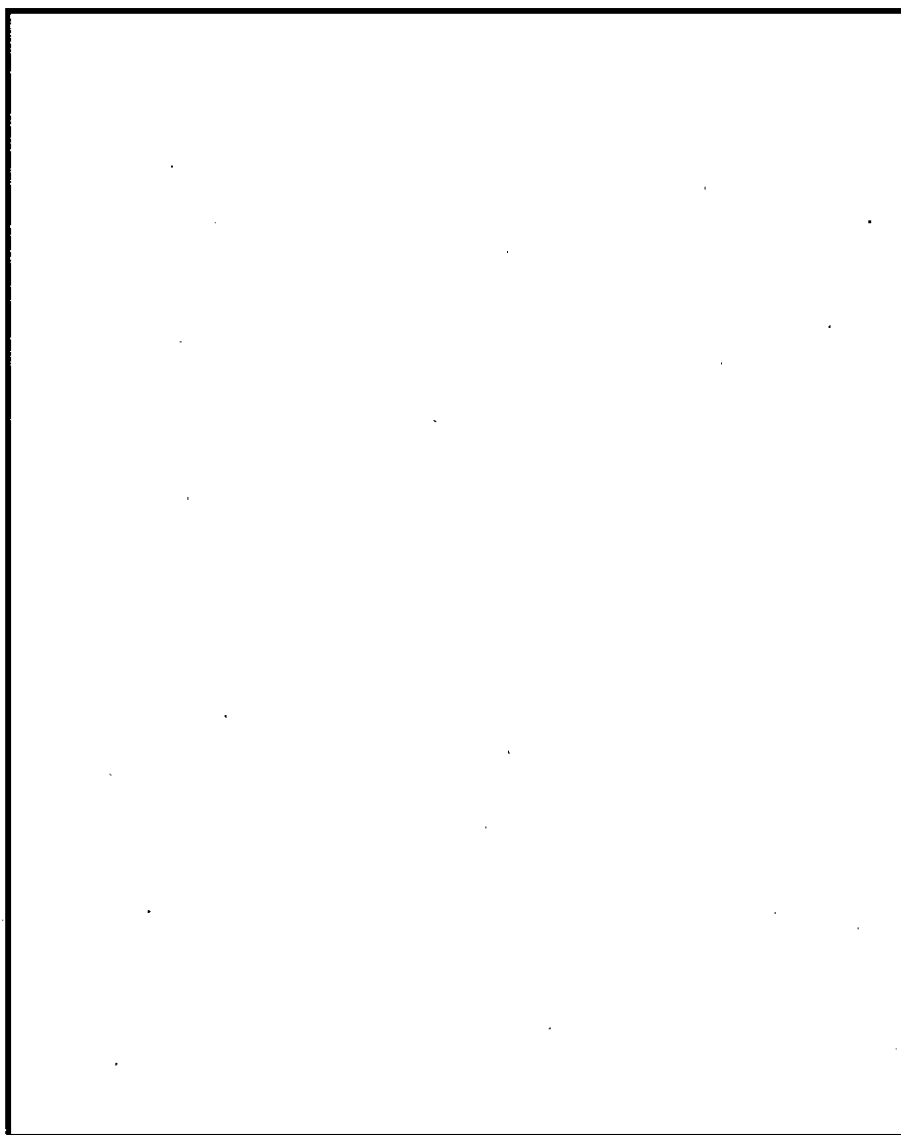


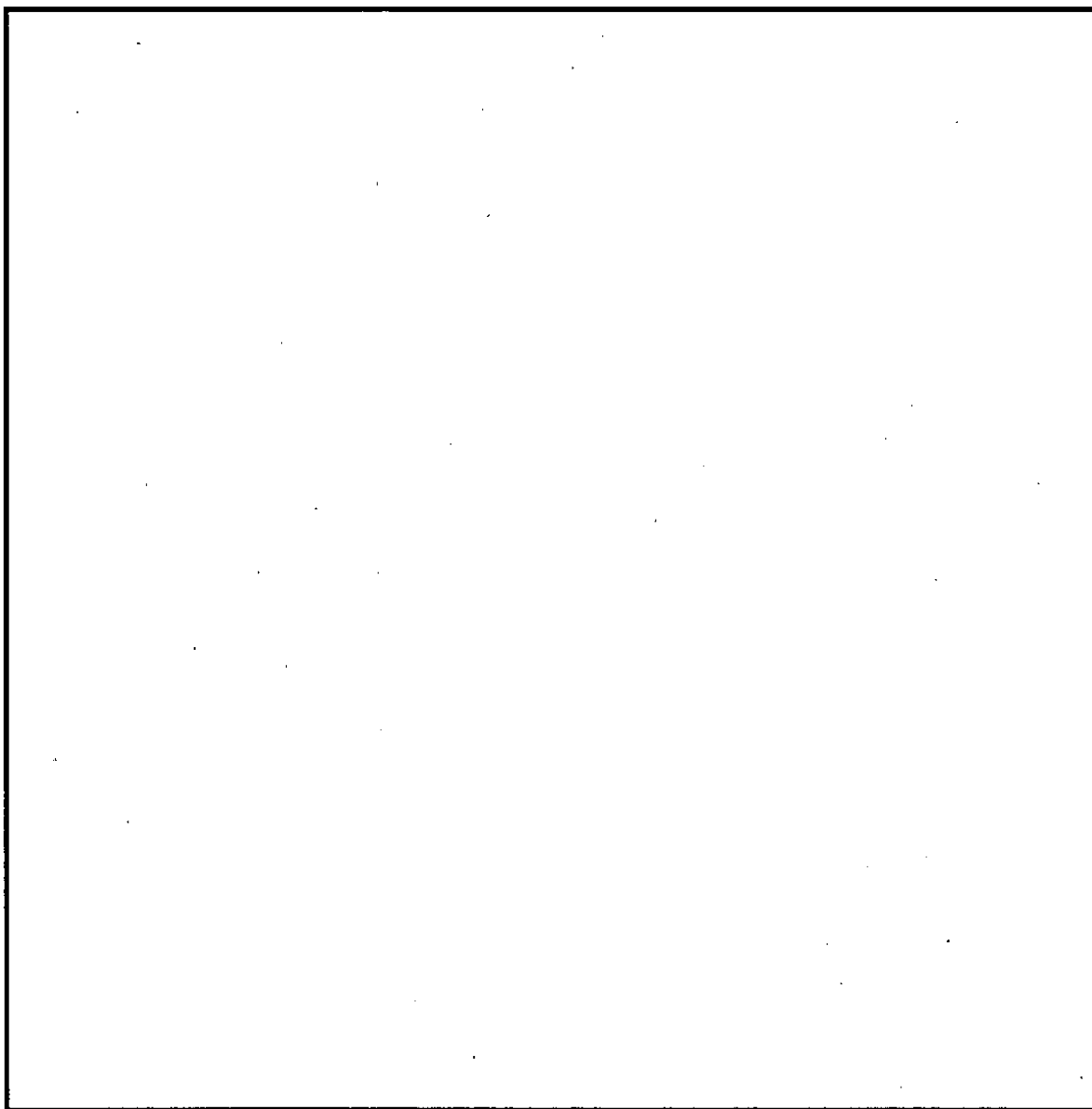
図1 主蒸気逃がし安全弁 機構概要図

46-7 接続図

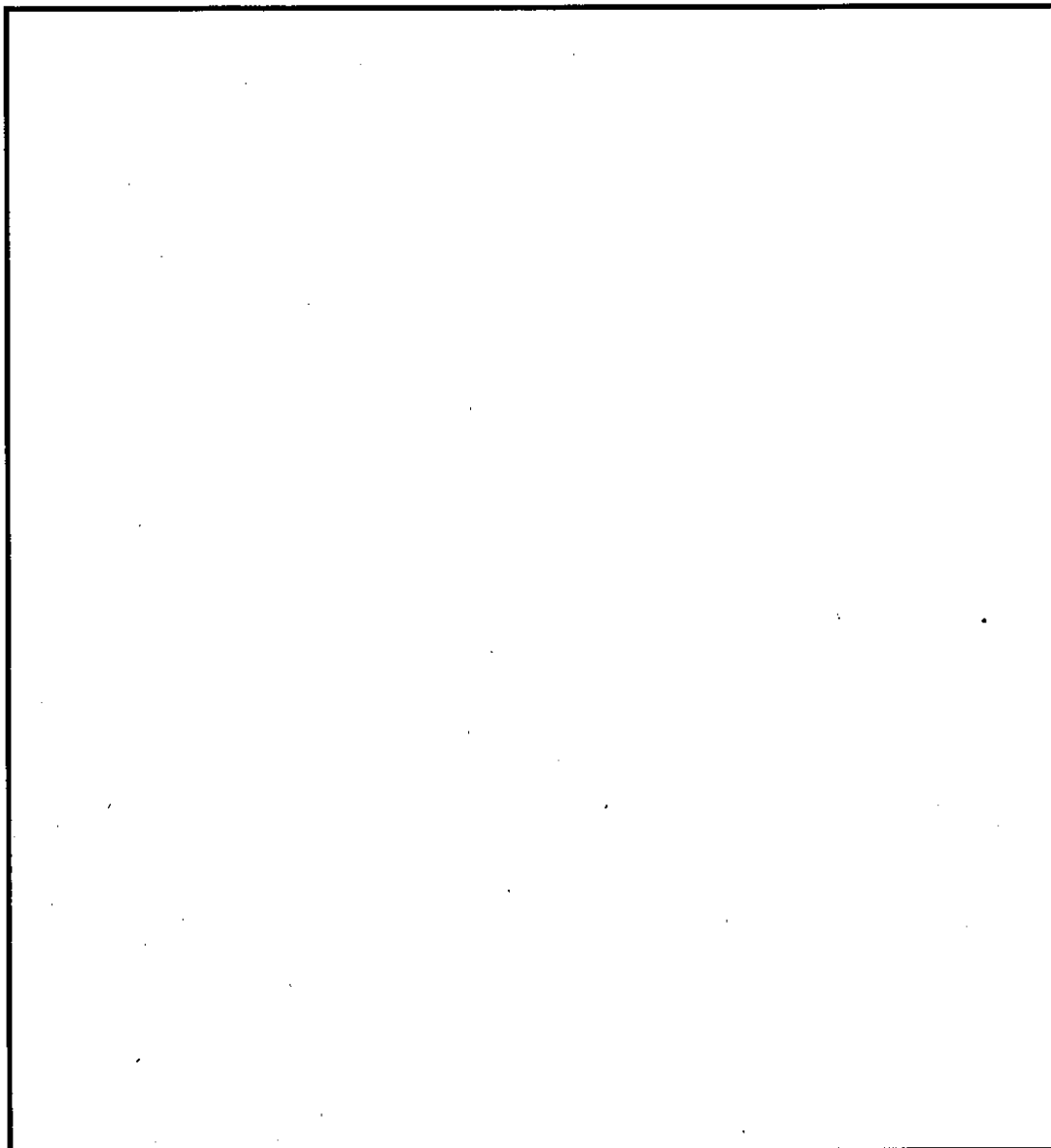


第 46-7-1 図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続図

46-8 保管場所図



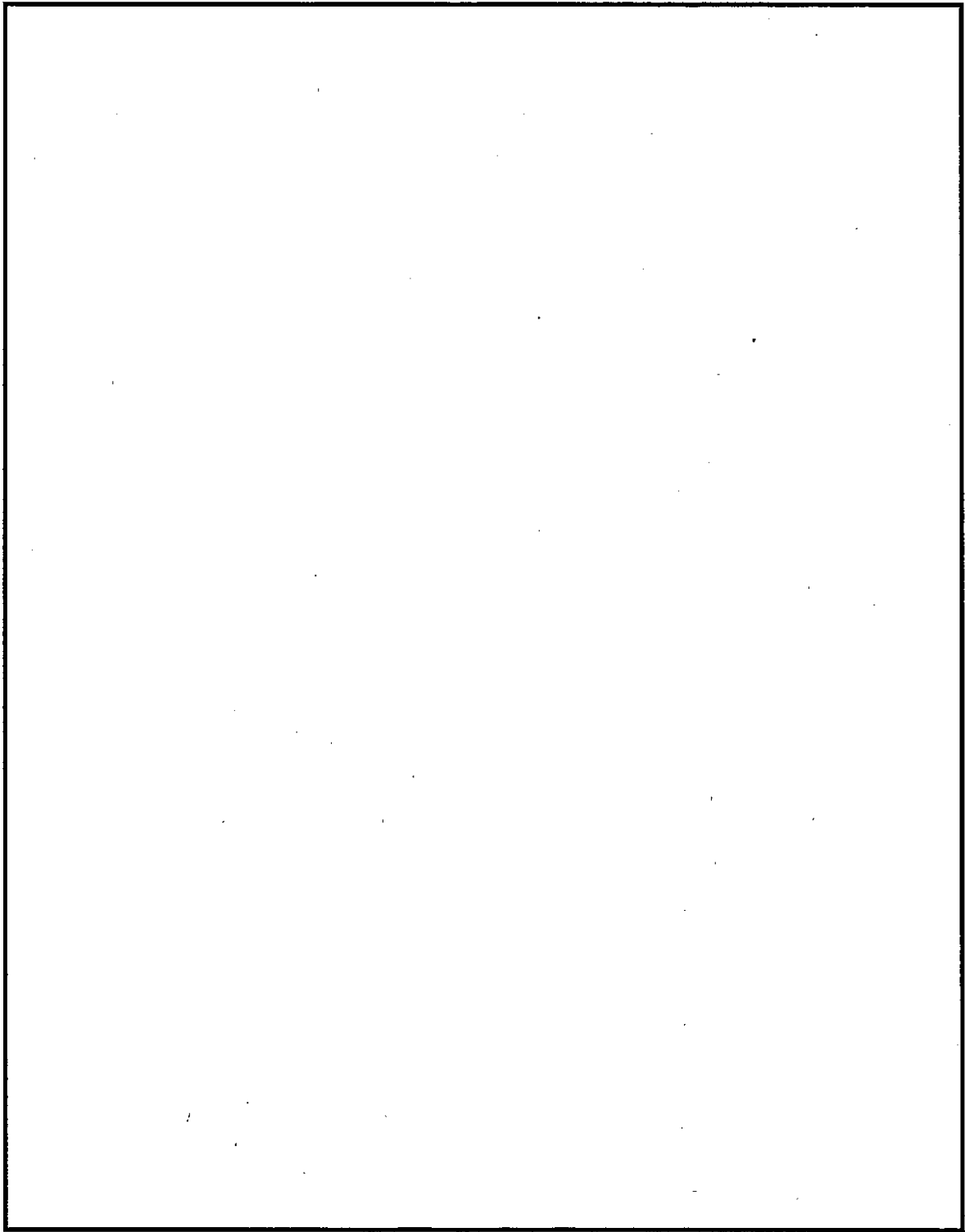
第 46-8-1 図 高圧窒素ガス供給系(非常用)に係る機器(ポンプ)の配置図
(原子炉建屋附属棟 3 階)



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

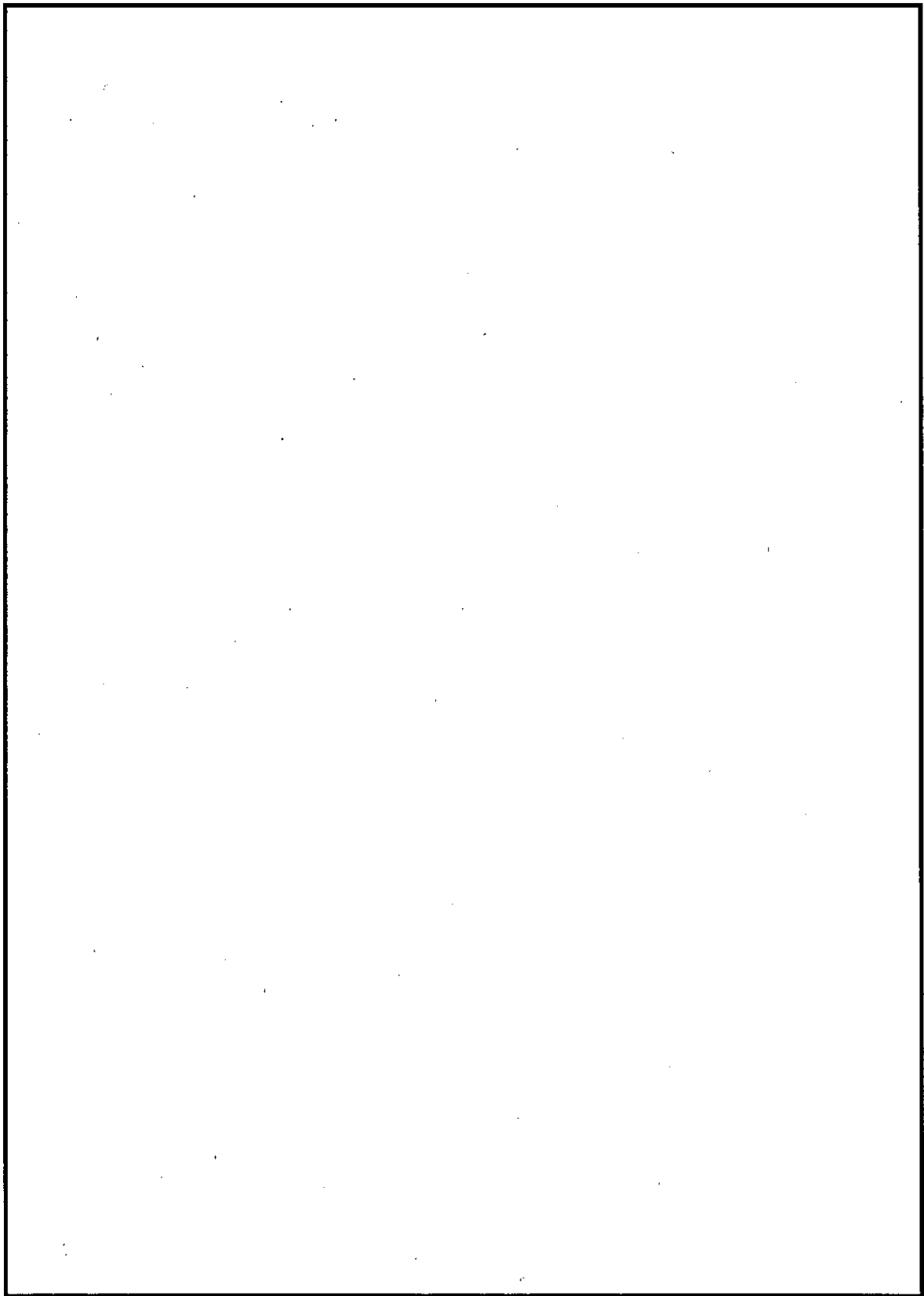
46-9 アクセスルート図

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



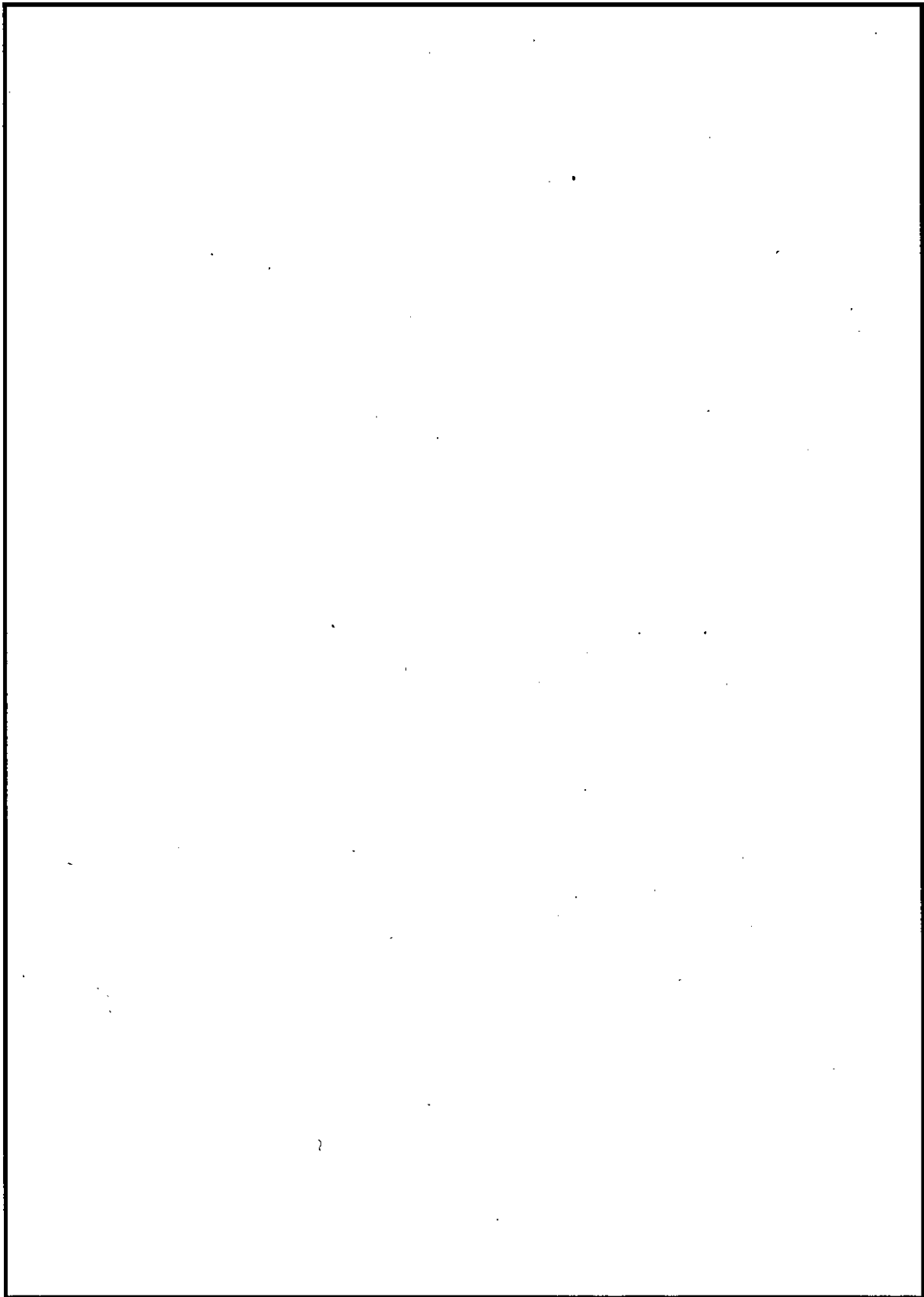
第 46-9-1 図 東海第二発電所の重大事故発生時の屋内アクセスルート
(1/6)

46-9-2



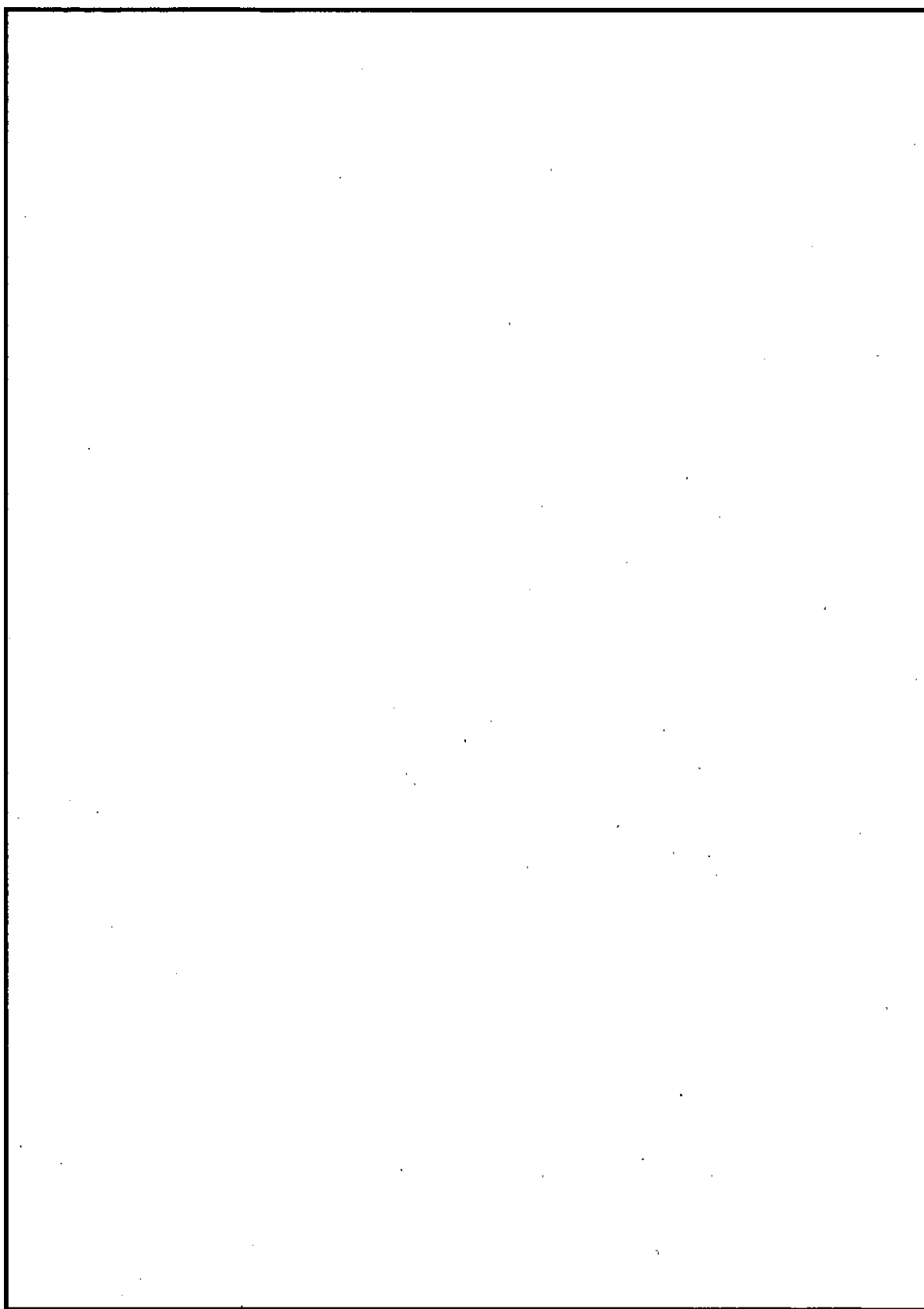
第 46-9-2 図 東海第二発電所の重大事故発生時の屋内アクセスルート
(2/6)

46-9-3



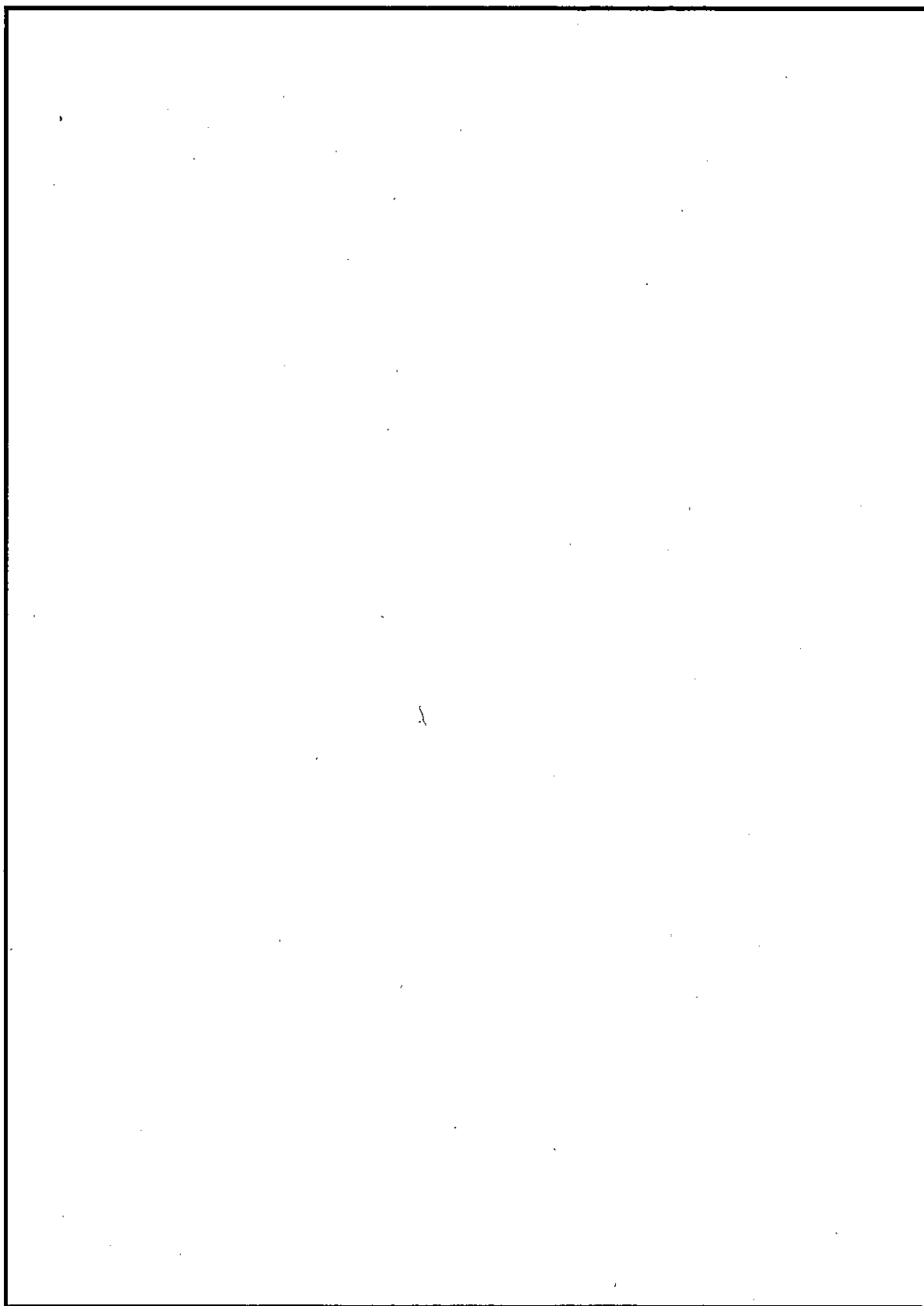
第 46-9-3 図 東海第二発電所の重大事故発生時の屋内アクセスルート
(3/6)

46-9-4



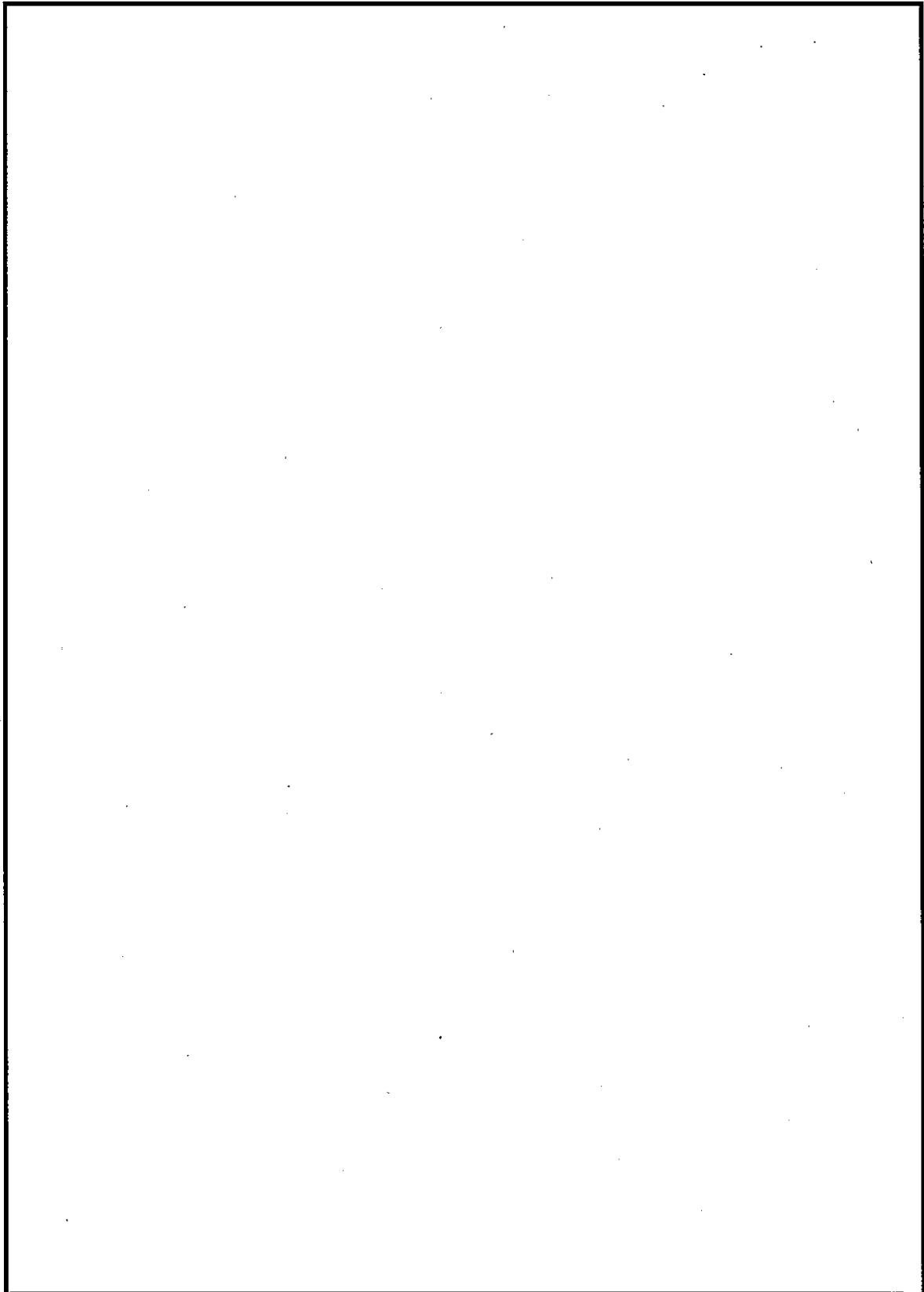
第 46-9-4 図 東海第二発電所の重大事故発生時の屋内アクセスルート
(4/6)

46-9-5



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

46-9-6



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

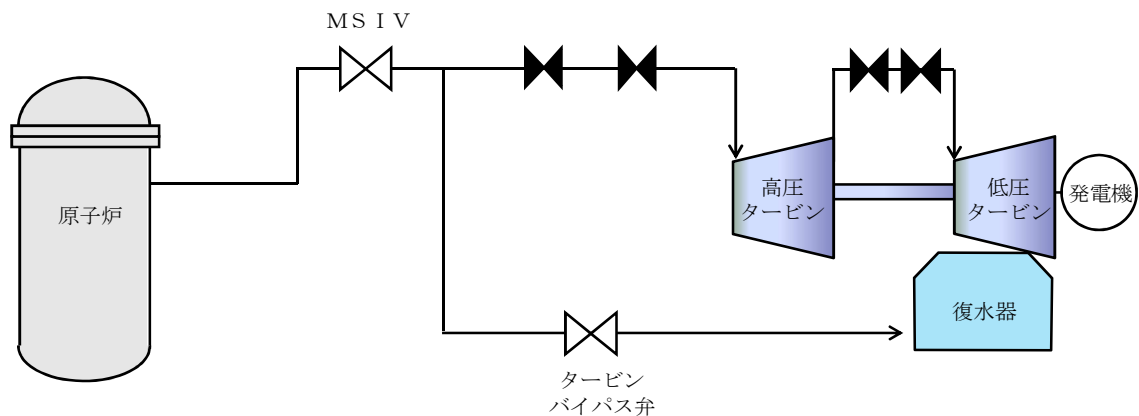
46-9-7

46-10 その他設備

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

(1) タービンバイパス系

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



第 46-10-1 図 タービン制御系 概要図

(2) 可搬型窒素供給装置（小型）

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

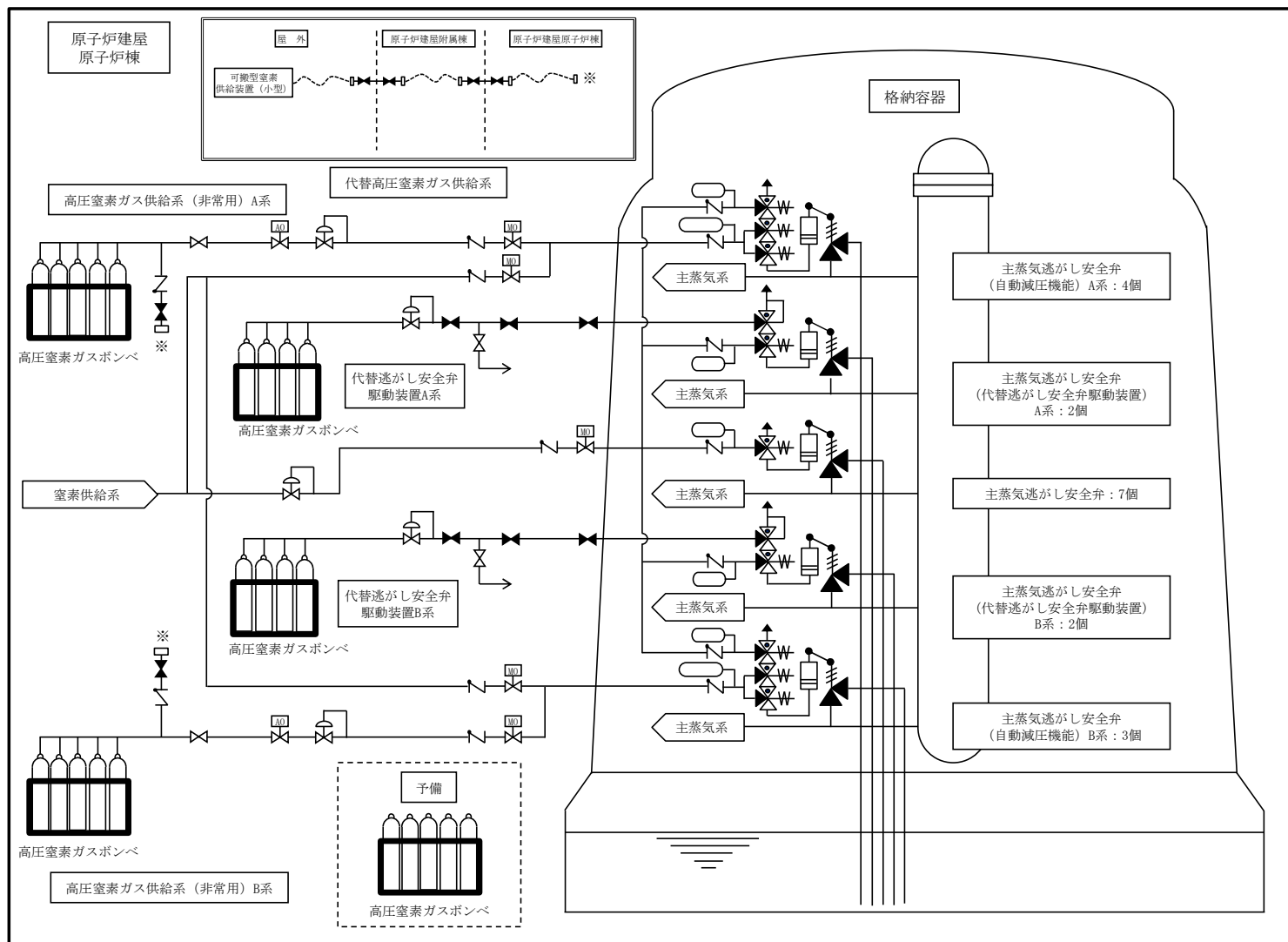
(3) 代替逃がし安全弁駆動装置

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

本系統は、高圧窒素ガスポンベ、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

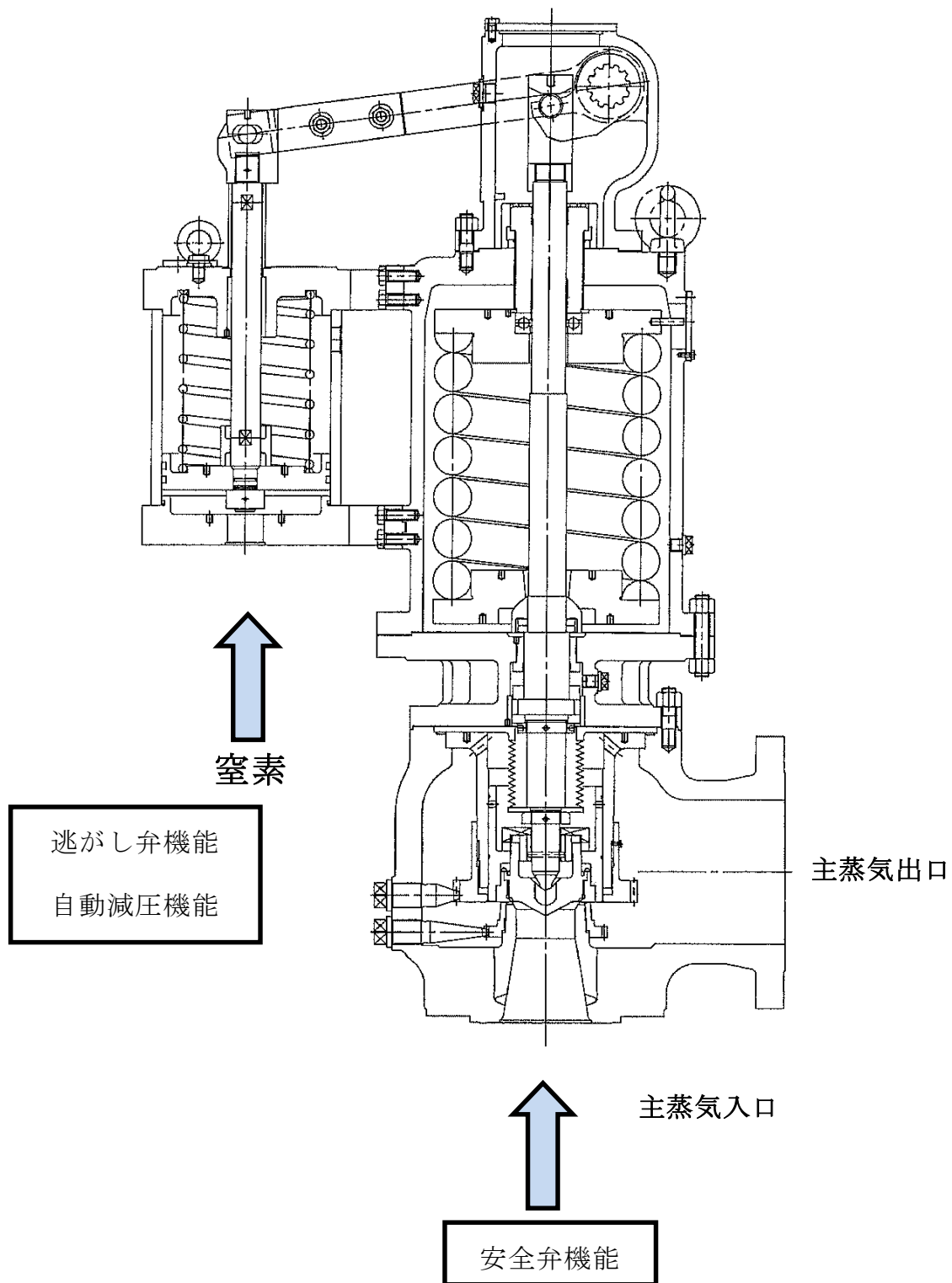
本機能における主蒸気逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、原子炉圧力高の信号によりアクチュエータのピストンを駆動して強制的に開放する。18 個の主蒸気逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

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。

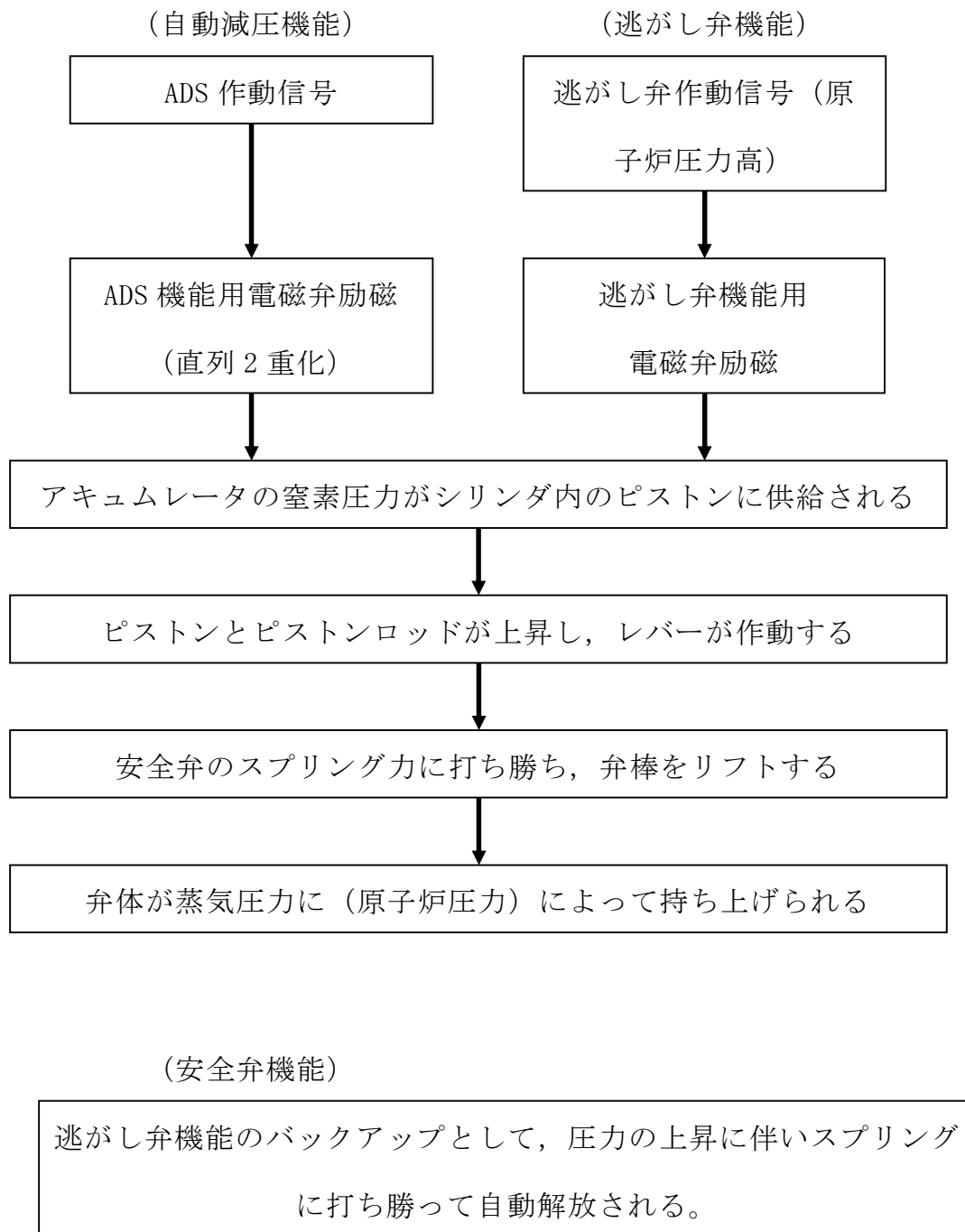
c. 自動減圧機能

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。

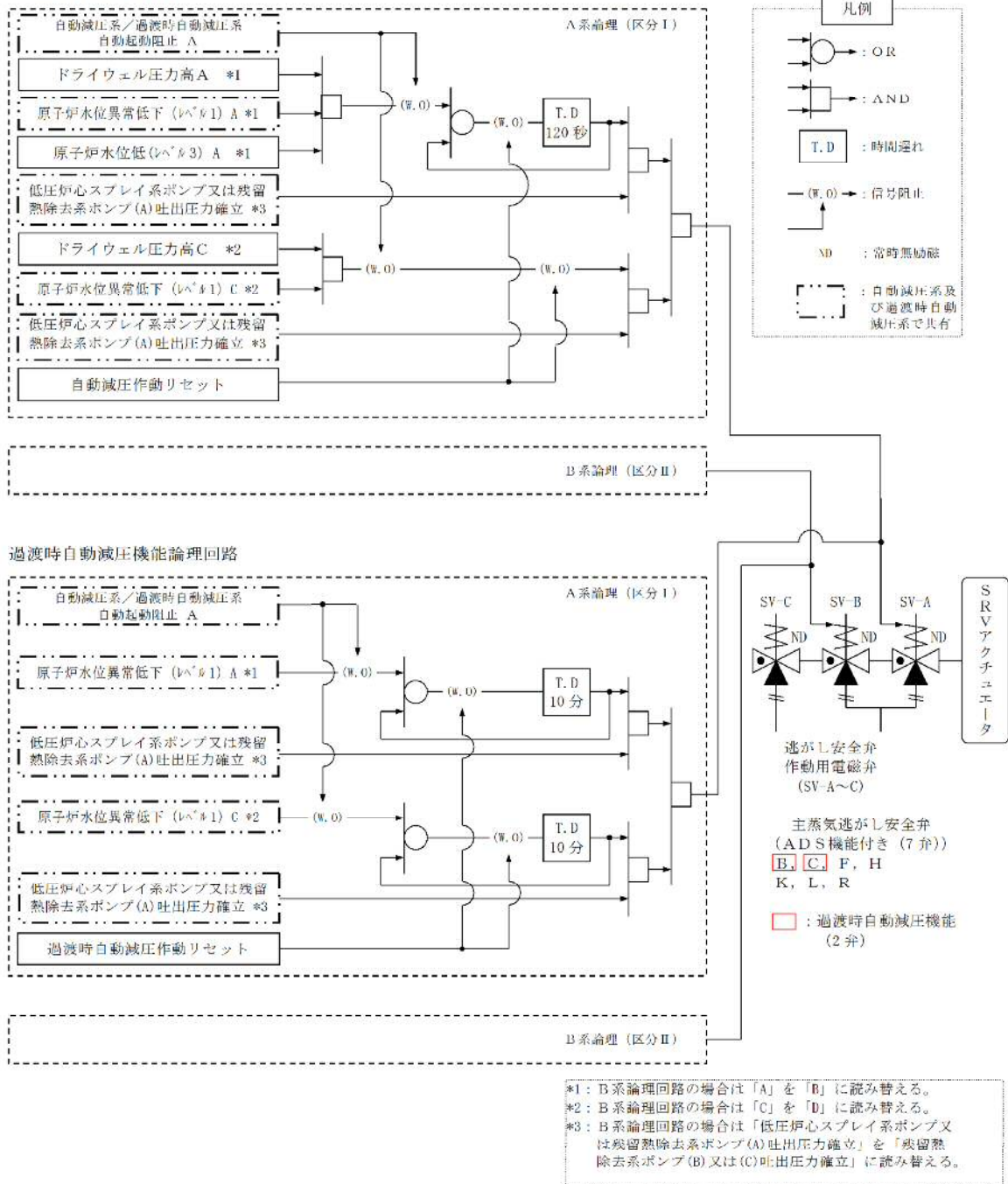
第46-11-2図のとおり検出器（原子炉水位異常低下（レベル1）、残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立又は及び低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力確立）からの入力信号については共有しているが、自動減圧系と隔離装置を用いて信号を分離し、自動減圧系への悪影響を与えない設計とする。また、論理回路からの作動用電磁弁制御信号についても共用しているが、自動減圧系と隔離装置を用いて分離し、自動減圧系への悪影響を与えない設計とする。

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。

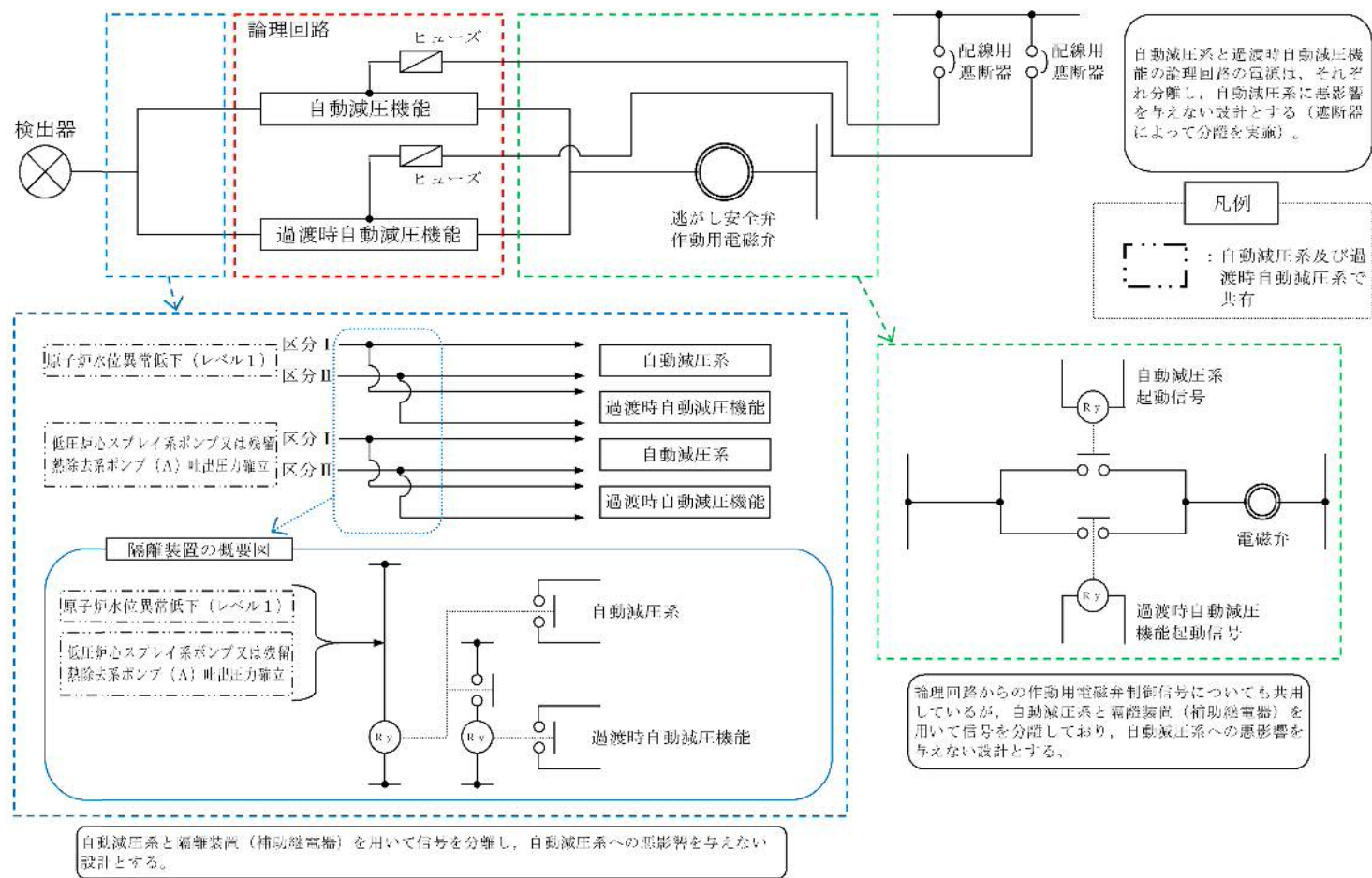
なお、原子炉スクラム失敗時に自動減圧系が自動起動すると、高圧炉心スプレイ系、低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇に繋がるため、自動減圧系及び過渡時自動減圧系の自動起動阻止回路を用いて、自動起動を阻止する設計としている。自動減圧系回路

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

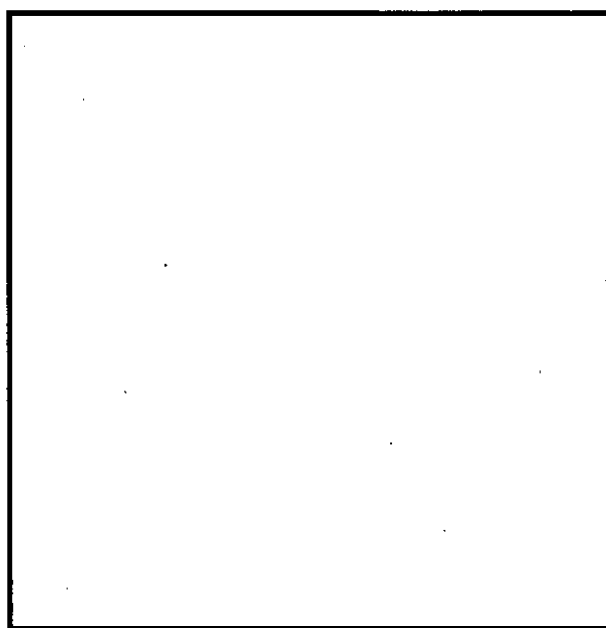


第 46-11-2 図 信号の分離について

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

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

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



第 44-11-3 図 過渡時自動減圧機能及び自動減圧系の設置場所

46-12 過渡時自動減圧機能に関する健全性について

1. 設計方針

(1) 設置目的

過渡時自動減圧機能は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の場合であって、自動減圧系が有する原子炉の減圧機能喪失（以下「原子炉減圧機能喪失」という。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止することを目的とする。

(2) 原子炉減圧機能喪失の発生要因

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

(3) 過渡時自動減圧機能に要求される機能

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

・過渡時自動減圧機能

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

(4) 過渡時自動減圧機能の作動論理回路

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

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

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

(5) 過渡時自動減圧機能の不具合による自動減圧系への影響防止対策

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

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

(6) 過渡時自動減圧機能の信頼性評価

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

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

なお、誤動作率、不動作の発生頻度の評価の詳細は、参考資料に示す。

第 46-12-1 表 過渡時自動減圧機能の信頼性評価結果

	過渡時自動減圧機能
誤動作率	
不動作の発生頻度	

※1：過渡時自動減圧機能が誤動作する頻度

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

2. 設備概要

(1) 機器仕様

a. 過渡時自動減圧機能

取付箇所：中央制御室

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

過渡時自動減圧機能の主な機能・設備

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

b. 過渡時自動減圧機能作動信号

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

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

* 原子炉圧力容器ゼロレベルは、原子炉圧力容器基準点示す。

作動信号：過渡時自動減圧信号

作動信号を発信させない条件：自動減圧起動の阻止スイッチ

(2) 設定根拠

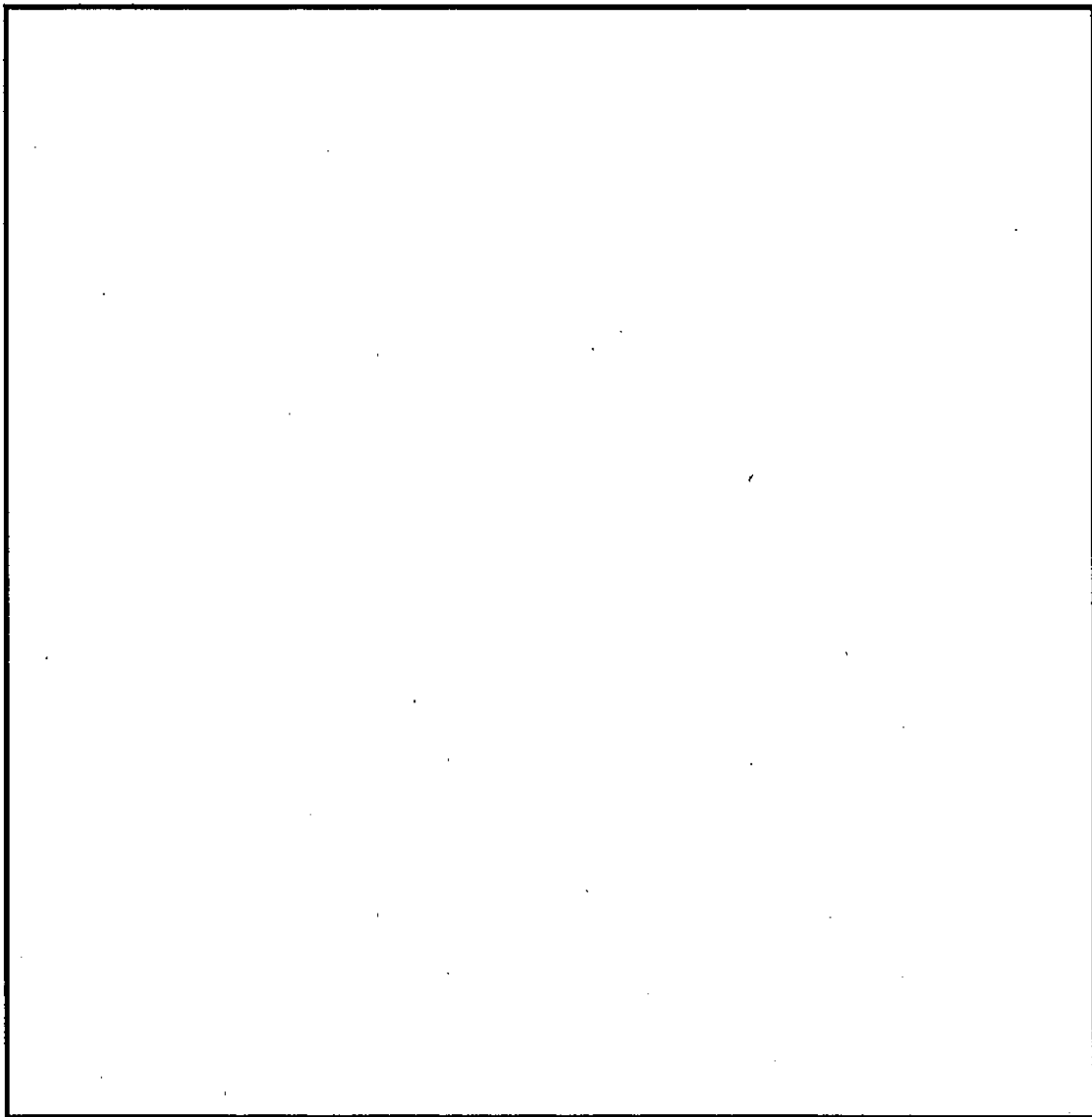
過渡時自動減圧機能作動信号の設定値は以下の事項を考慮して決定する。

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

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

(3) 設備概要

a. 設置場所



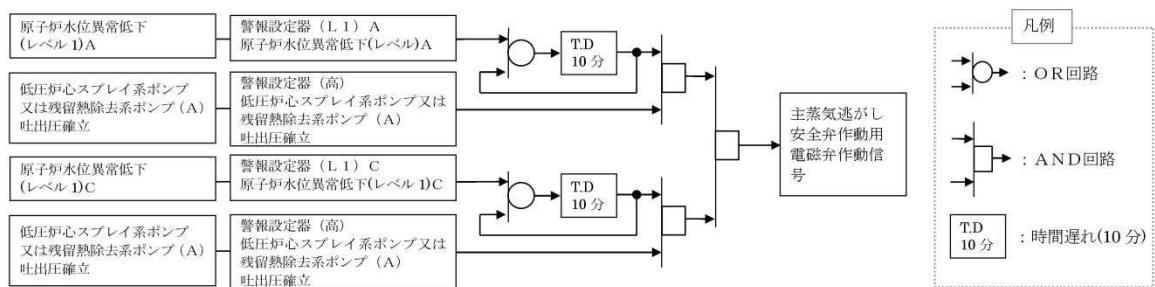
第 46-12-1 図 過渡時自動減圧機能（盤）設置箇所

b. 回路構成

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

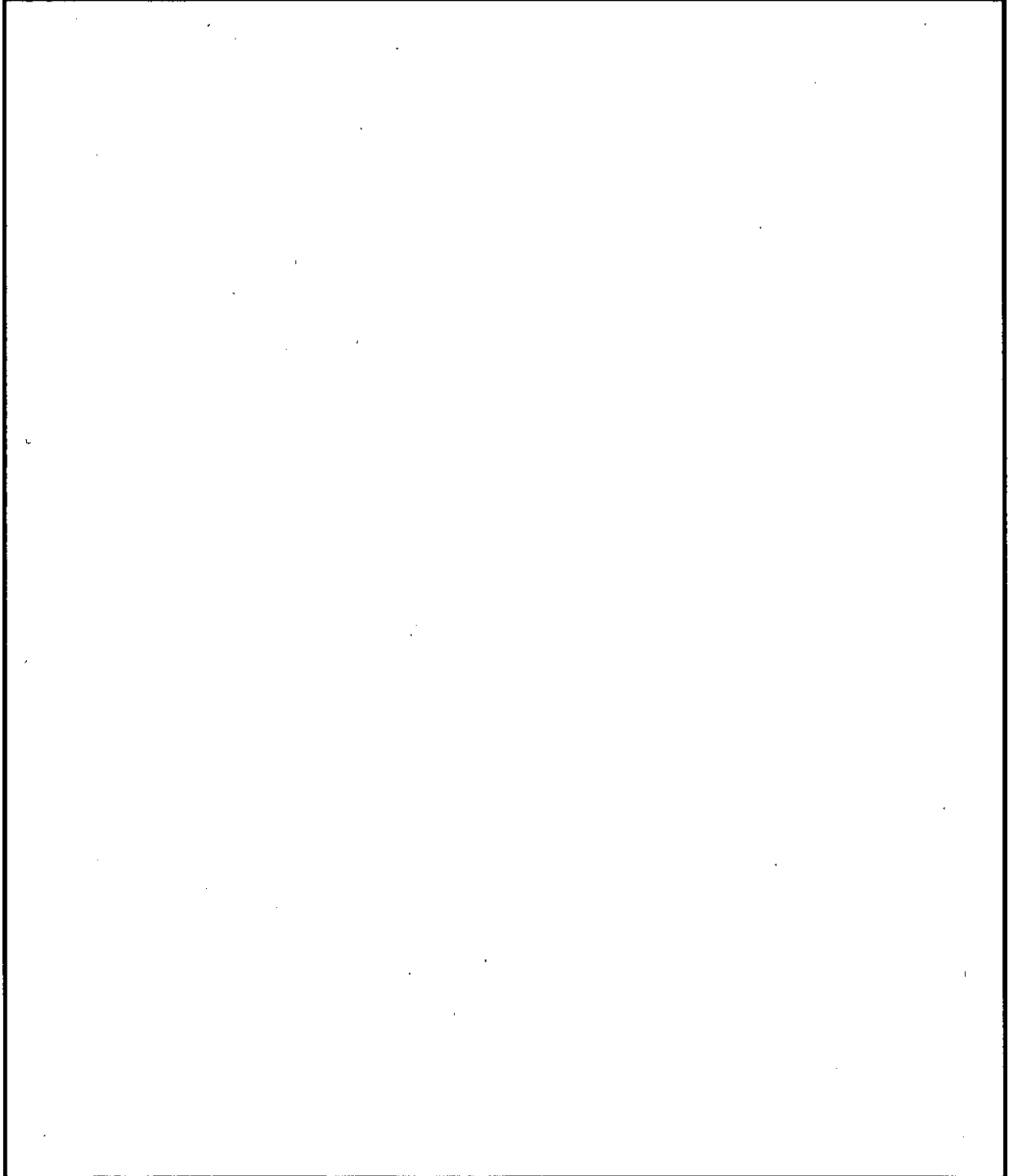
自動減圧系本来の安全機能と干渉しないように，自動減圧系の原子炉水位異常低下（レベル 1）後 120 秒で成立する減圧信号より遅く起動する必要がある。また，過渡時自動減圧機能には，設備誤作動時に原子炉の運転を阻害しないように起動阻止スイッチの判断操作の時間的余裕を考慮し，設備作動までに 10 分の時間遅れを設け

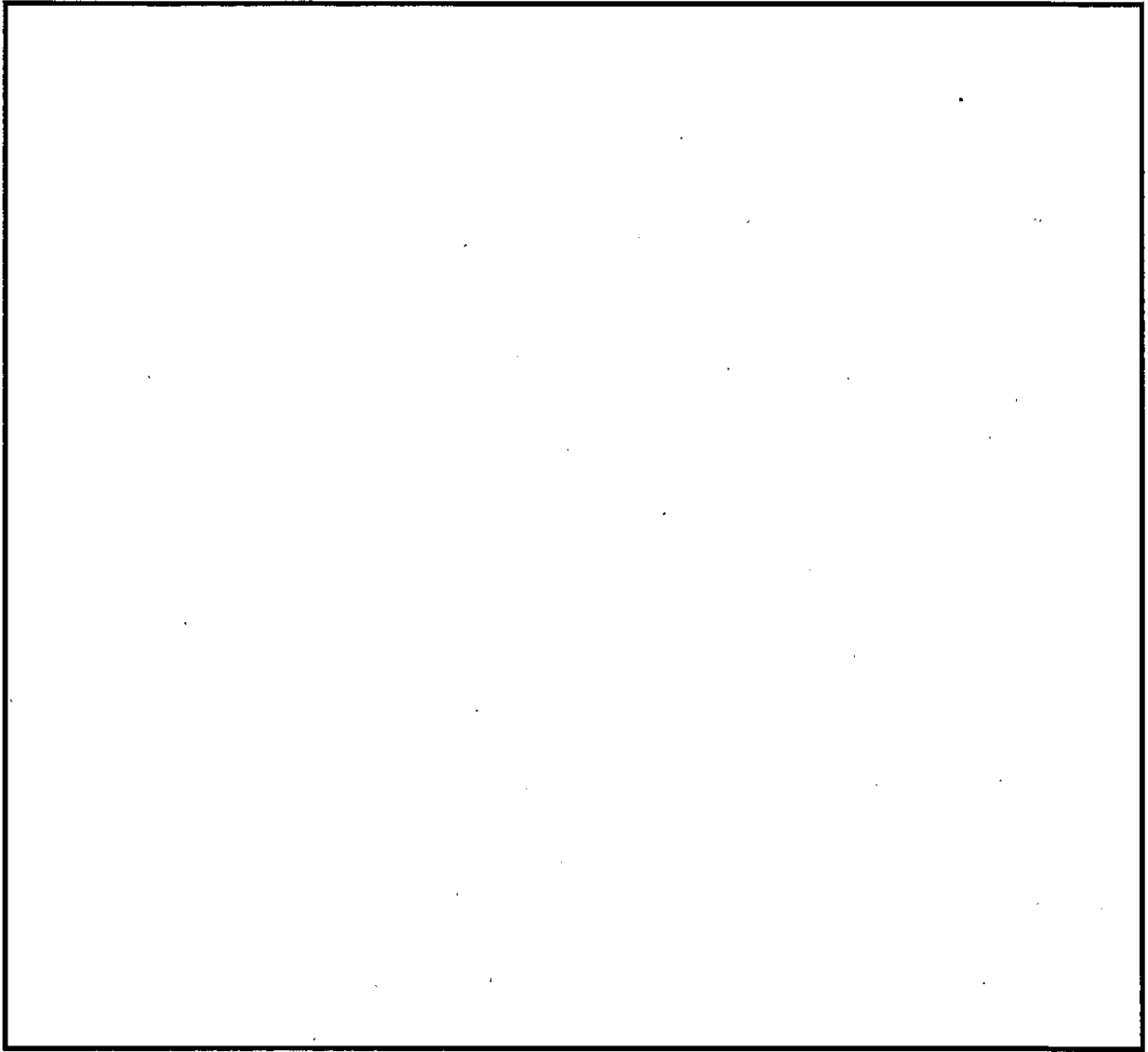
る。これにより，過渡時自動減圧機能論理回路タイマー設定値は 10 分とする。なお，事象発生から 10 分後に過渡時自動減圧機能論理による減圧で低圧注水系等により十分な炉心冷却が可能である。

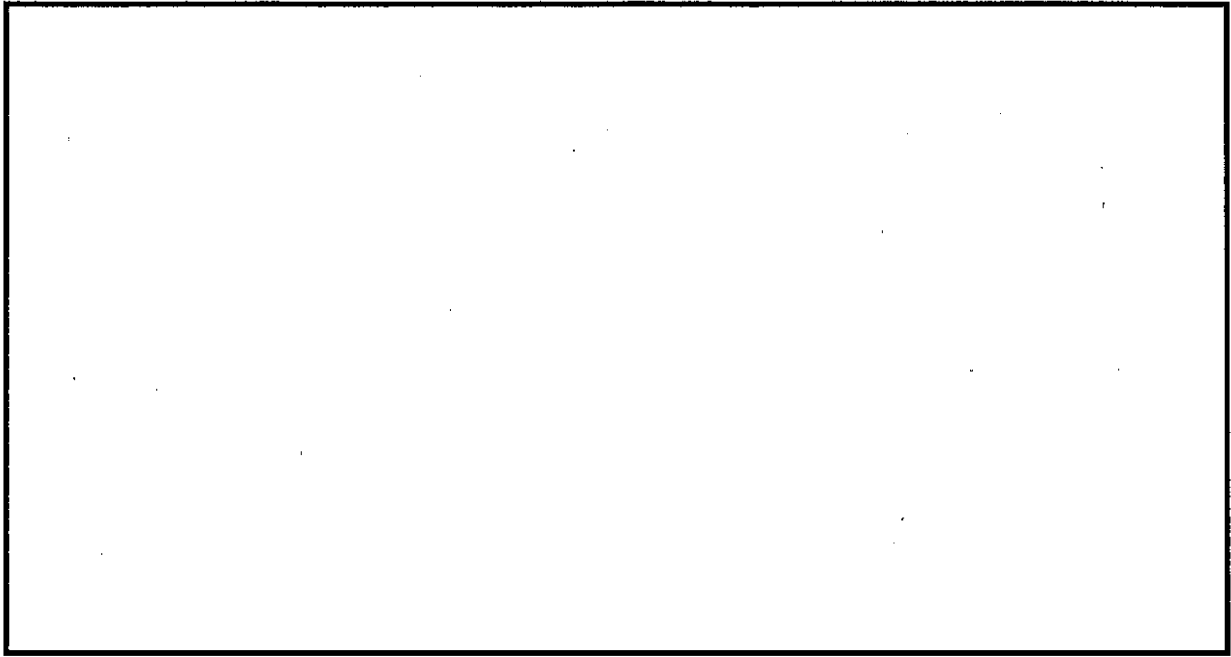
第 46-12-2 表 過渡時自動減圧機能の作動遅れ時間

	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

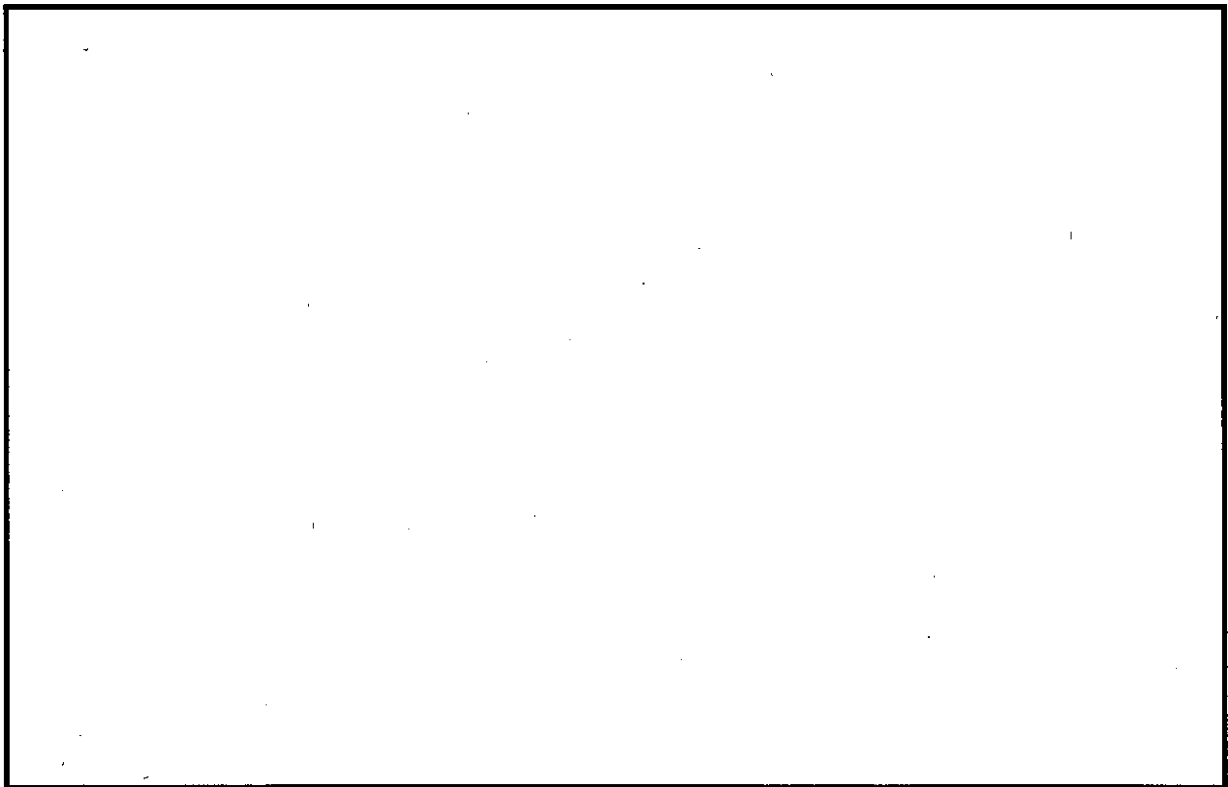
過渡時自動減圧機能の信頼性評価



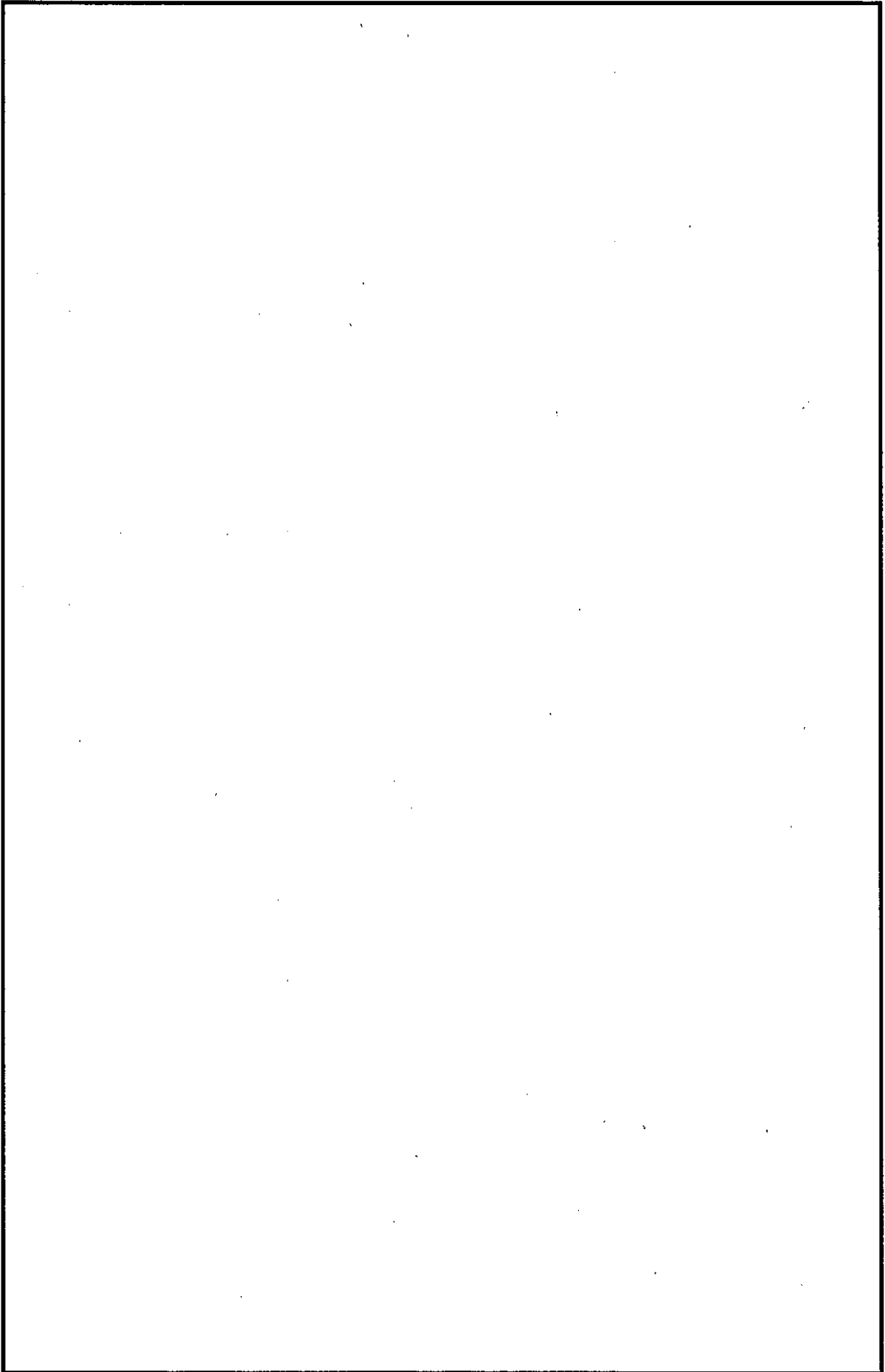


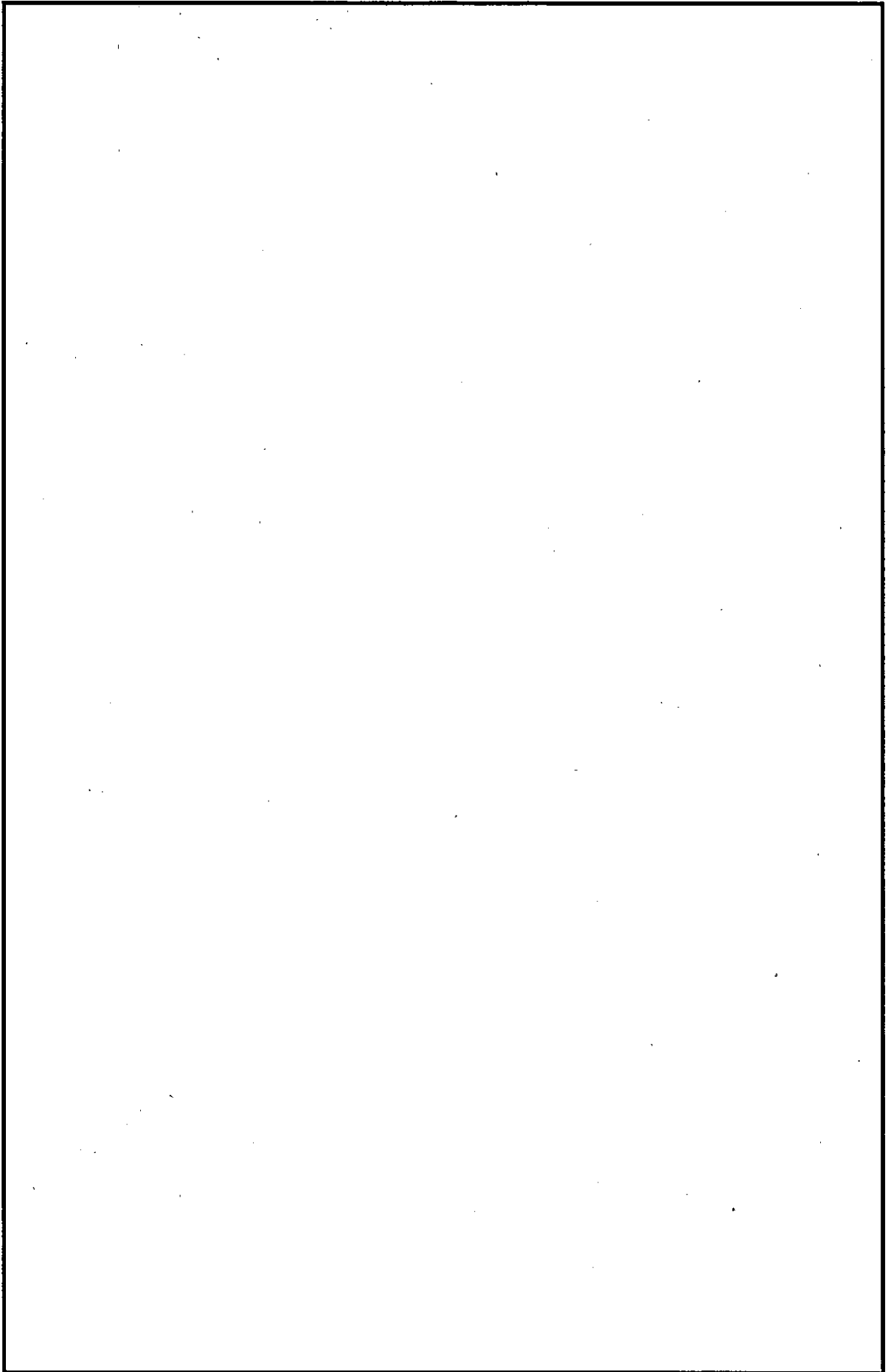


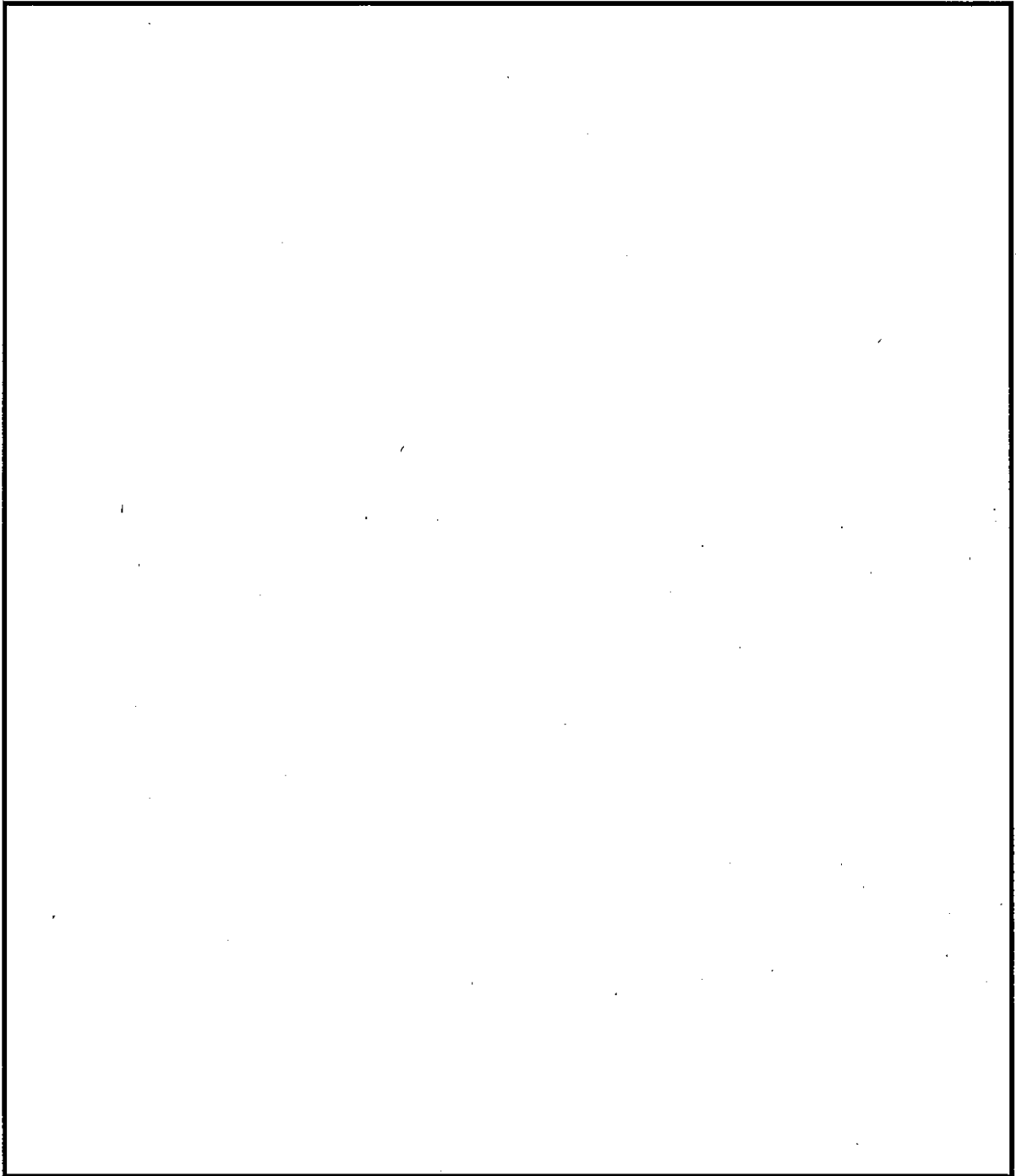
第 1 図 誤動作率評価モデル

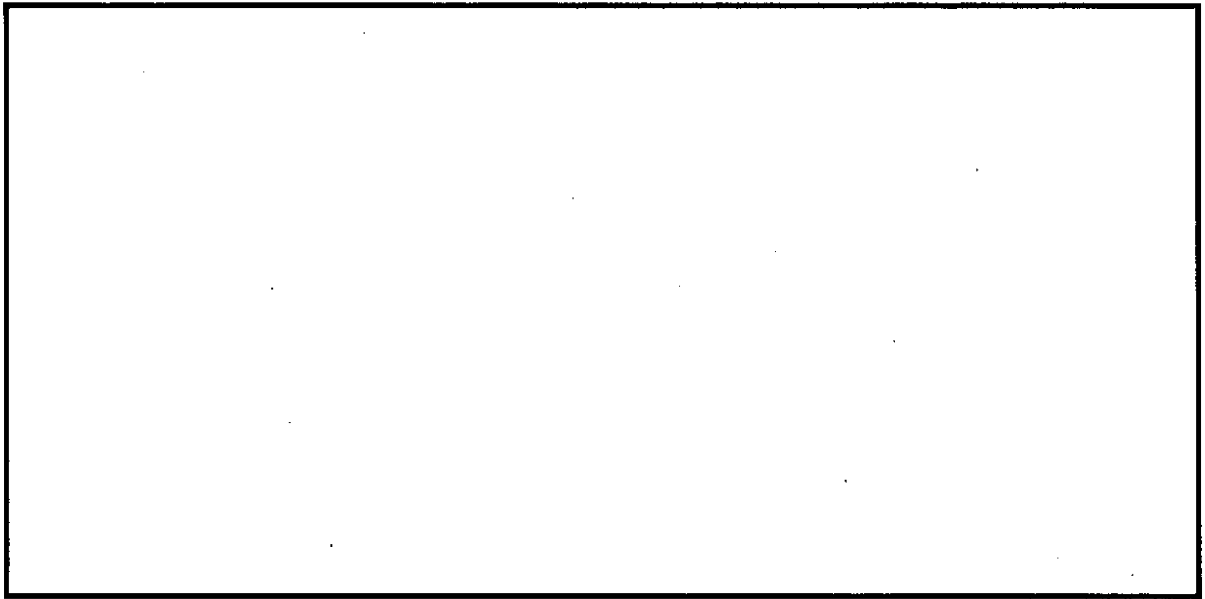


第 2 図 誤動作率評価フォールトツリー

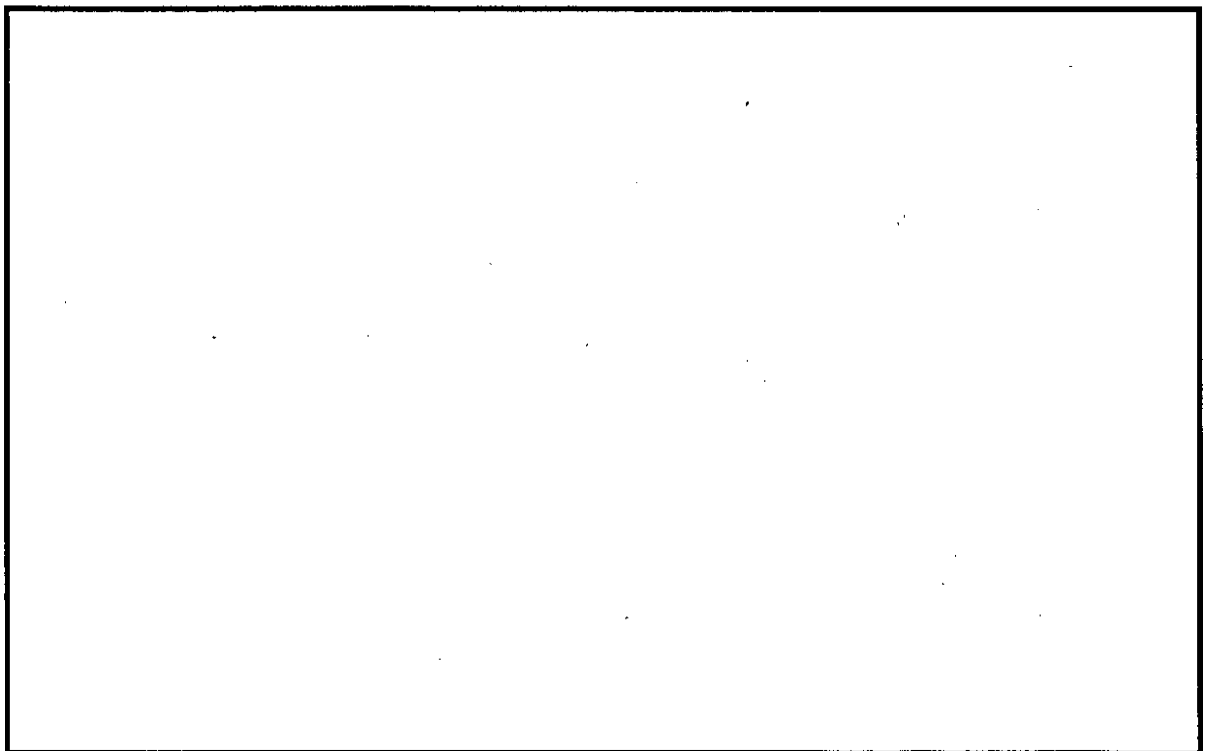








第 3 図 非信頼度評価モデル



第 4 図 非信頼度評価フォールトツリー