

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉審査資料	
資料番号	KK67-0074 改42
提出年月日	平成29年1月27日

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉

重大事故等対処設備について (補足説明資料)

平成29年1月

東京電力ホールディングス株式会社

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 ATWS 緩和設備について
- 44-9 ATWS 緩和設備に関する健全性について

44-10 各号炉の弁名称及び弁番号

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 各号炉の弁名称及び弁番号

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 その他の設備

46-11 代替自動減圧機能について

46-12 代替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 各号炉の弁名称及び弁番号

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 接続図

48-9 保管場所図

48-10 アクセスルート図

48-11 その他の設備

48-12 各号炉の弁名称及び弁番号

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 その他設備

49-8 各号炉の弁名称及び弁番号

50 条

50-1 SA 設備基準適合性 一覧表

50-2 単線結線図

50-3 計測制御系統図

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

50-12 各号炉の弁名称及び弁番号

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 その他設備

51-11 各号炉の弁名称及び弁番号

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
- 54-9 アクセスルート図
- 54-10 その他の燃料プール代替注水設備について
- 54-11 使用済燃料プール監視設備
- 54-12 使用済燃料プールサイフォンブレイク孔の健全性について
- 54-13 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価
- 54-14 燃料プール冷却浄化系の位置づけについて
- 54-15 各号炉の弁名称及び弁番号

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 アクセスルート図
- 55-8 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
- 56-10 各号炉の弁名称及び弁番号

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 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（直流電源設備について）
- 57-11 燃料補給に関する補足説明資料
- 57-12 洞道内電路について

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 アクセスルート図
- 58-8 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
- 58-9 可搬型計測器について
- 58-10 主要パラメータの耐環境性について
- 58-11 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 その他設備
- 59-10 原子炉制御室について（被ばく評価除く）
- 59-11 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
- 62-9 その他設備

下線部：今回ご提出資料

共-2 類型化区分及び適合内容

重大事故等時の環境条件における健全性について

1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するにあたり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、重大事故等時の環境条件における健全性を確保するための区分及び設計方針について整理した。

(1) 基本設計方針

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるよう、その設置（使用）、保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。

重大事故等発生時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度、使用温度）、放射線、荷重に加えて、その他の使用条件として、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、電磁波による影響及び周辺機器等からの悪影響を考慮する。荷重としては、重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び自然現象（地震、風（台風）、積雪の影響）による荷重を考慮する。なお、自然現象の選定に当たっては、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき事象を収集した洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の事象を考慮する。これらの事象のうち、重大事故等時における発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、重大事故等対処設備への影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、重大事故等時に重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として、地震、風（台風）、積雪を考慮する。自然現象による荷重の組合せについては、地震、風（台風）及び積雪の影響を考慮する。

これらの環境条件のうち、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置（使用）・保管する場所に応じて、以下の設備分類毎に必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、重大事故等時の原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とする。

原子炉建屋二次格納施設内及びその他の建屋内の重大事故等対処設備は、重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備は、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとる。操作は、中央制御室、異なる区画（フロア）若しくは離れた場所又は設置場所で可能な設計とする。

屋外及び建屋屋上の重大事故等対処設備は、重大事故時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は、離れた場所又は設置箇所から可能な設計とする。また、地震、風（台風）、積雪の影響による荷重を考慮し、機能を損なわない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の転倒防止、固縛の措置をとる。

海水を通水する系統への影響に対しては、常時海水を通水する、海に設置する又は海で使用する重大事故等対処設備は耐腐食性材料を使用する。常時海水を通水するコンクリート構造物については、腐食を考慮した設計とする。使用時に海水を通水する重大事故等対処設備は、海水の影響を考慮した設計とする。原則、淡水を通水するが、海水も通水する可能性のある重大事故等対処設備は、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への海水影響を考慮する。また、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

電磁波による影響に対しては、重大事故等対処設備は、重大事故等が発生した場合においても電磁波により、その機能が損なわない設計とする。

重大事故等対処設備は、事故対応のために配置・配備している自主対策設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を損なうことのない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては、地震、火災、溢水に

よる波及的影響を考慮する。溢水に対しては、重大事故等対処設備は、想定される溢水によりその機能を喪失しないように、重大事故等対処設備の設置区画（フロア）の止水対策等を実施する。地震による荷重を含む耐震設計については、「2.1.2 耐震設計の基本方針」に、火災防護については、「2.2 火災による損傷の防止」に示す。

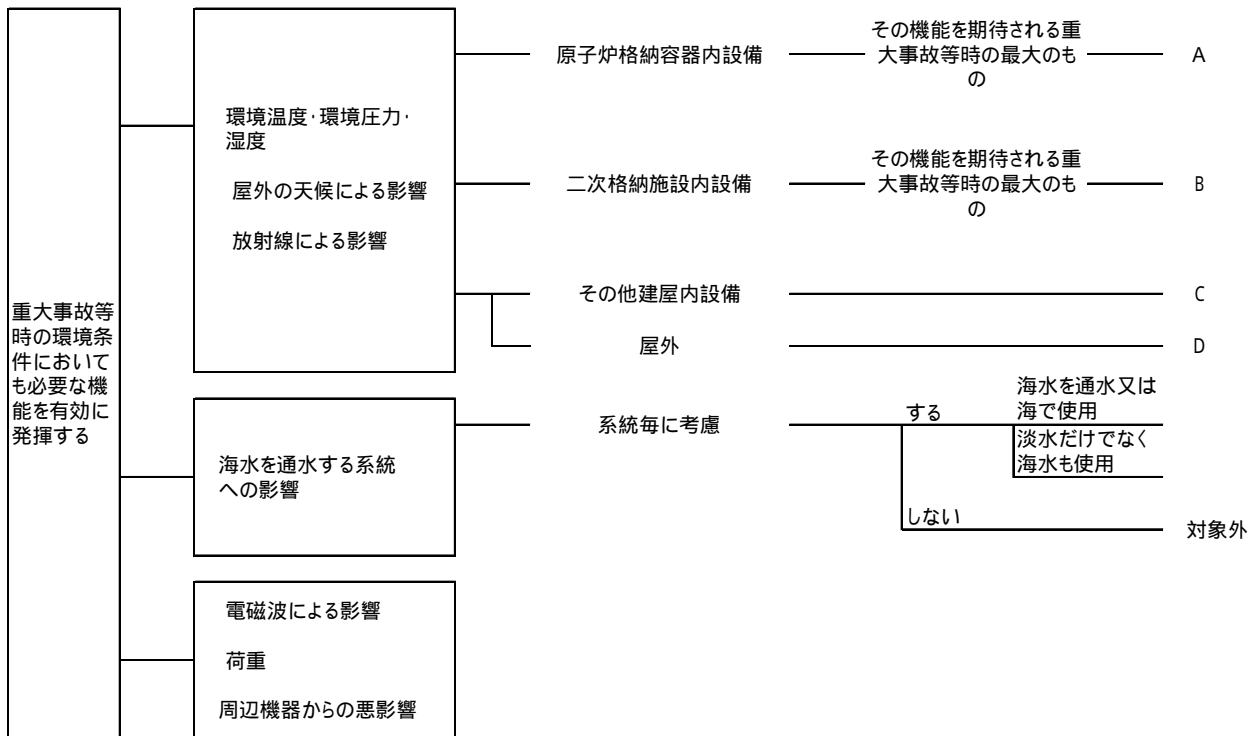
(2) 類型化の考え方

a. 考慮事項

- 重大事故等時における環境温度，環境圧力，湿度による影響
- 屋外の天候による影響
- 重大事故等時の放射線による影響
- 重大事故等時に海水を通水する系統への影響
- 電磁波による影響
- 荷重（重大事故等が発生した場合における圧力，温度，機械的荷重及び地震，風（台風），積雪による荷重）
- 周辺機器等からの影響

b. 類型化

- ・ ～ の項目については，A：原子炉格納容器内，B：二次格納施設内，C：原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内，D：屋外に分類するとともに，原子炉格納容器内及び原子炉建屋二次格納施設外については，重大事故等時における環境条件を考慮したものとする。
- ・ 海水を通水する系統については，：通常時に海水を通水する系統，：淡水又は海水から選択できる系統で分類する。
- ・ ， ， は共通事項であるため分類しない。



・類型化区分と考慮事項の対応

区分	原子炉格納容器内	二次格納施設内	その他建屋内	屋外
設備	A	B	C	D
-				
		x		

区分	(海水を通水する系統)	(淡水又は海水から選択して使用する系統)	対象外(海水を通水しない系統)
設備			x

:考慮必要 x:考慮不要

・重大事故等による環境温度，環境圧力，温度の影響範囲

運転中の原子炉における重大事故に至る恐れがある事故

事故シーケンスグループ	温度	湿度	圧力	放射線	影響範囲	備考
高圧・低圧注水機能喪失					・格納容器内 ・二次格納施設内	
高圧注水・減圧機能喪失					・格納容器内 ・二次格納施設内	
全交流動力電源喪失					・格納容器内 ・二次格納施設内	
崩壊熱除去機能喪失					・格納容器内 ・二次格納施設内	
原子炉停止機能喪失					・格納容器内	
LOCA時注水機能喪失					・格納容器内 ・二次格納施設内	
格納容器バイパス (IS-LOCA)					・二次格納施設内	

運転中の原子炉における重大事故

格納容器破損モード	温度	湿度	圧力	放射線	影響範囲	備考
霧困気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)					・格納容器内 ・二次格納施設内 ・その他建屋内(放射線) ・屋外(放射線)	
高圧溶融物放出 / 格納容器霧困気 直接加熱					・格納容器内 ・二次格納施設内	
原子炉圧力容器外の溶融燃料・冷却材相互作用					・格納容器内 ・二次格納施設内	
水素燃焼					・格納容器内 ・二次格納施設内	
格納容器直接接触 (シエルアタック)	x	x	x	x	-	
溶融炉心・コンクリート相互作用					・格納容器内 ・二次格納施設内	

使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

事故シーケンスグループ	温度	湿度	圧力	放射線	影響範囲	備考
想定事故1					・二次格納施設内	
想定事故2					・二次格納施設内	

運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

事故シーケンスグループ	温度	湿度	圧力	放射線	影響範囲	備考
崩壊熱除去機能喪失					・格納容器内	
全交流電源喪失					・格納容器内	
原子炉冷却材流出					・格納容器内 ・二次格納施設内	
反応度誤投入	x	x	x	x	-	

：環境条件を確認する必要がある対象

対象機器の機能を期待する各事故シーケンスの環境条件を確認し、適切に設定

x:影響なし，又は評価不要

-:該当なし

使用済燃料プール冷却機能喪失による影響考慮

2. 設計方針について

【要求事項：想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。】

各区分における設計方針について，以下の表にまとめた。

(1) 環境温度・圧力・湿度，屋外の天候による影響，放射線による影響（被ばく／機器）

設備分類		設計方針	関連資料	備考
A	格納容器内設備	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は，その機能を期待される重大事故等時の原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。 中央制御室から操作可能な設計とする。 地震による荷重を考慮し，機能を損なうことのない設計とする。 	配置図 接続図 保管場所図 健全性説明書 強度計算書 耐震計算書	
B	二次格納施設内	<ul style="list-style-type: none"> 二次格納施設内の重大事故等対処設備は，その機能を期待される重大事故等時における二次格納施設内の環境条件を考慮した設計とする。 使用済燃料プール冷却機能喪失時の二次格納施設内において，使用済燃料プール水の温度上昇及び蒸発の影響を考慮する。 中央制御室，異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所から操作可能な設計とする。 地震による荷重を考慮し，機能を損なうことのない設計とする。 		
C	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	<ul style="list-style-type: none"> 重大事故等対処設備は，重大事故等時におけるそれぞれの場所（原子炉建屋の二次格納施設外，タービン建屋内，廃棄物処理建屋内，フィルターベント地下ピット，中央制御室内及び緊急時対策所内）の環境条件を考慮した設計とする。 中央制御室，異なる区画若しくは離れた場所又は設置場所から操作可能な設計とする。 地震による荷重を考慮し，機能を損なうことのない設計とするとともに，可搬型重大事故等対処設備については，必要により当該設備の落下防止，転倒防止，固縛の措置をとる。 		
D	屋外	<ul style="list-style-type: none"> 屋外の重大事故等対処設備は，重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。 離れた場所又は設置場所から操作可能な設計とする。 地震，風（台風），積雪，の影響による荷重を考慮し，機能を損なうことのない設計とするとともに，可搬型重大事故等対処設備については，必要により当該設備の転倒防止，固縛の措置をとる。 降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。 		

個別条文で記載する事項を下波部で示す

(2) 海水を通水する系統への影響

設備分類	設計方針	設計方針	関連資料	備考
	海水を通水 又は海で使用	<ul style="list-style-type: none"> ・常時海水を通水 ,海に設置する又は海で使用する重大事故等対処設備は耐腐食性材料を使用する。常時海水を通水するコンクリート構造物については ,腐食を考慮した設計とする。<u>使用時に海水を通水する重大事故等対処設備は ,海水の影響を考慮した設計とする。また ,海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。</u> 	系統図 健全性説明書	
	淡水だけでなく海水も使用	<ul style="list-style-type: none"> ・淡水だけでなく海水も使用する (常時海水を通水しない) 機器は ,海水影響を考慮する。具体的には ,<u>可能な限り淡水源を優先し ,海水通水は短期間とすることで ,設備への影響を考慮する。</u> ・海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮する。 		
対象外	海水を通水しない	<ul style="list-style-type: none"> ・海水を通水しないため設計上の考慮は必要ない。(海水通水なし) 		

(3) 荷重

影響評価項目	設計方針	関連資料	備考
荷重	<ul style="list-style-type: none"> ・常設重大事故等対処設備は地震 ,風 (台風) ,積雪の影響による荷重を考慮し ,機能を有効に発揮できる設計とする。 ・可搬型重大事故等対処設備は地震 ,風 (台風) ,積雪の影響による荷重を考慮し ,必要により当該設備の落下防止 ,転倒防止 ,固縛の措置をとる。 	健全性説明書	

(4) 電磁波による影響 / 周辺機器等からの悪影響

影響評価項目	設計方針	関連資料	備考
電磁波による影響	<p>重大事故等が発生した場合において、電磁波によりその機能が損なわれるおそれのある設備については、電磁波による影響を確認する、又はラインフィルタや絶縁回路を設置することによるサージ・ノイズの侵入を防止する、銅製筐体や金属シールド付きケーブルの適用等、電磁波の侵入を防止する処置を講じた設計とする。</p>		
周辺機器等からの悪影響	<p>事故対応の為に配置・配備している自主対策設備を含む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設計とする。</p> <p>具体的には以下に示す通りである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・期待する安全機能は想定される重大事故等で発生する内部溢水（IS-LOCA）によりその機能が喪失しないように、溢水伝搬防止策等を実施する。 ・常設重大事故等対処設備は設計基準事故対処設備と位置的分散を図り、可搬型重大事故等対処設備は設計基準事故の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図る設計とする。位置的分散は43条2項3号及び43条3項7号に示す。 ・内部溢水の「重大事故等対処設備を対象とした溢水防護の基本方針」に則り、重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備の安全機能が同時に機能喪失するおそれがないこと等の設計とする。詳細は43条2項3号及び43条3項7号に示す。 ・地震による荷重を含む耐震設計については、「2.1.2 耐震設計の基本方針」に、火災防護については、「2.2 火災による損傷の防止」に示す。 	健全性説明書	

重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度、放射線の最大値 ^{1,4,6}

		A:原子炉格納容器内設備				B:二次格納施設内設備 ²				C:その他建屋内設備				D:屋外			
		環境温度 (気温)	環境圧力	湿度	放射線	環境温度 (気温)	環境圧力	湿度	放射線	環境温度 (気温)	環境圧力	湿度	放射線	環境温度 (気温)	環境圧力	湿度	放射線
運転中の原子炉における重大事故に至る恐れがある事故	高圧・低圧注水機能喪失	従来設計と同等(171) ⁷ ,またはそれ以下	従来設計と同等(0.31MPa [gage]) ⁷ ,またはそれ以下	従来設計と同等(100%) ⁷ ,またはそれ以下	従来設計と同等(500kGy) ⁷ ,またはそれ以下												
	高圧注水・減圧機能喪失																
	全交流動力電源喪失																
	崩壊熱除去機能喪失																
	LOCA時注水機能喪失																
	原子炉停止機能喪失																
	IS-LOCA																
運転中の原子炉における重大事故 ⁵	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	200	0.62MPa [gage]	従来設計と同等(100%) ⁷ ,またはそれ以下	従来設計と同等(500kGy) ⁷ ,またはそれ以下	大気圧	従来設計と同等(100%) ⁷ ,またはそれ以下	480Gy ⁸ (168hour)	通常状態における設計値と同等(40) ⁹	大気圧	通常状態における設計値と同等(90%) ⁹	設置場所及び格納容器逃がし装置使用時の使用の可否によるため個別評価 (約10Gy (168hour))	外気温(最大約37)	大気圧	通常状態における設計値と同等	設置場所及び格納容器逃がし装置使用時の使用の可否によるため個別評価 (約40 Gy (168hour)) ¹⁰	
	水素燃焼																
	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																
使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故	想定事故1																
	想定事故2																
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	崩壊熱除去機能喪失	従来設計と同等(171) ⁷ ,またはそれ以下	従来設計と同等(0.31MPa [gage]) ⁷ ,またはそれ以下	従来設計と同等(100%) ⁷ ,またはそれ以下	従来設計と同等(500kGy) ⁷ ,またはそれ以下												
	全交流電源喪失																
	原子炉冷却材流出																

1 表中は各環境条件の項目の最大値を記載する
また、評価値はドラフトであり、詳細評価により今後見直す可能性もある

2 運転中の事故においてはSFP冷却の復旧を考慮する

3 SFPの水温上昇によるオペレーティングフロアの温度上昇は個別に評価する

4 設備設置場所や設備の固有の条件(付近に発熱源や線源があるもの)の影響を受けるものは個別に評価する

5 物理化学現象の評価のためのシーケンスは原子炉圧力容器破損までの条件を記載する

6 炉心損傷の有無やFV実施の有無、設備の配置場所等により大きく異なるため、それらの影響が大きいものは個別評価する

7 従来設計値は非常状態における安全系機器の設計値の一例を示す

8 原子炉最上階での一例を示す

9 従来設計値は非常状態における海水熱交換区域内の設計値の一例を示す

10 格納容器逃がし装置使用時、よう素フィルタからのスカイシャイン線影響が大きな格納容器逃がし装置廻りを代表として記載

操作の確実性について

1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するにあたり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、操作の確実性を確保するための区分及び設計方針について整理した。

(1) 基本設計方針

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件を考慮し、操作が可能な設計とする。(「2.3.1.1 環境条件等」) 操作する全ての設備に対し、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて操作足場を設置する。また、防護具、可搬照明等は重大事故等時に迅速に使用できる場所に配備する。

現場操作において工具を必要とする場合は、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とする。工具は、作業場所の近傍又はアクセスルートの近傍に保管できる設計とする。可搬型重大事故等対処設備は、運搬・設置が確実に行えるように、人力又は車両等による運搬、移動ができるとともに、**必要により**設置場所にてアウトリガの張り出し又は**輪留めによる固定**等が可能な設計とする。

現場の操作スイッチは運転員等の操作性を考慮した設計とする。また、電源操作が必要な設備は、感電防止のため露出した充電部への近接防止を考慮した設計とする。

現場において人力で操作を行う弁は、手動操作が可能な設計とする。

現場での接続操作は、ボルト・ネジ接続、フランジ接続又はより簡便な接続方式等、接続方式を統一することにより、確実に接続が可能な設計とする。

また、重大事故等に対処するために迅速な操作を必要とする機器は、必要な時間内に操作できるように中央制御室での操作が可能な設計とする。制御盤の操作器は運転員の操作性を考慮した設計とする。

想定される重大事故等において操作する重大事故等対処設備のうち動的機器については、その作動状態の確認が可能な設計とする。

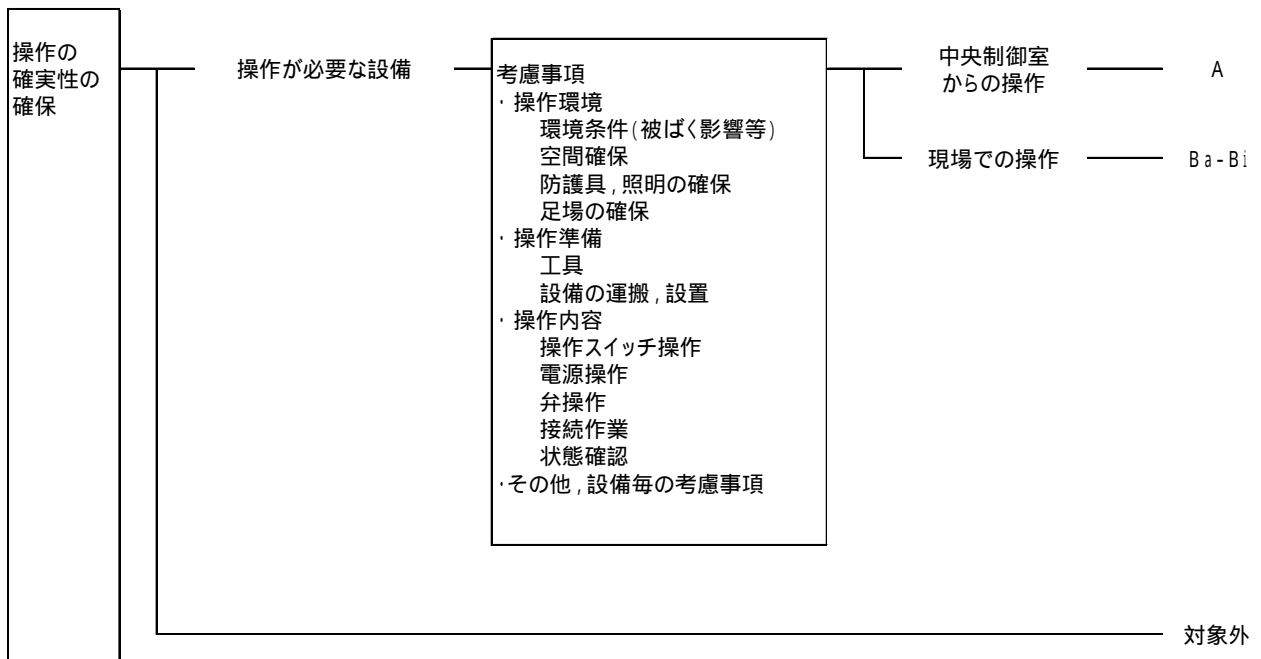
(2) 類型化の考え方

a. 考慮事項

- ・操作環境（ 環境条件（被ばく影響等）， 空間確保， 防護具，照明の確保， 足場の確保，）
- ・操作準備（ 工具， 設備の運搬，設置）
- ・操作内容（ 操作スイッチ操作， 電源操作， 弁操作， 接続作業）
- ・状態確認（ 作動状態確認）
- ・その他，設備毎の考慮事項

b. 類型化

- ・操作が必要な設備のうち中央制御室での操作は，中央制御室の環境条件や制御盤の設計で考慮されることから「A」に分類，現場操作については「B」に分類する。
- ・現場操作の考慮事項のうち， 足場の確保， 工具， 設備の運搬，設置， 操作スイッチ操作， 電源操作， 弁操作， 接続作業については，設備毎に対応の組み合わせが異なるため，その対応を設備毎に明記する。
- ・操作が不要な設備については，設備対応不要となる。



	考慮事項	A 中央制御室での操作	B 現場操作	対象外 (操作不要)
操作環境	環境条件(被ばく等)	(中央制御室設計)		-
	空間確保	(中央制御室設計)		
	防護具，照明の確保	×		
	足場の確保	(中央制御室設計)		
操作準備	工具	×		
	設備の運搬・設置	×		
操作内容	操作スイッチ操作	(中央制御室設計)		
	電源操作	×		
	弁操作	×		
	接続作業	×		
状態確認	作動状態確認			

：考慮必要， - ：考慮不要

2. 設計方針について

【要求事項：想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること】
各区分における設計方針について、以下の表にまとめた。

類型化区分		設計方針	関連資料	備考	
A 中央制御室操作		重大事故等に対処するために迅速な操作を必要とする機器は、必要な時間内で操作できるように中央制御室から操作スイッチで操作可能な設計とする。操作スイッチは運転の操作性を考慮した設計とし、その作動状態の確認が可能な設計とする。	(第26条 原子炉 制御室等)	(操作スイッチ 操作)	
B 現場 操作	操作 環境	-	配置図 (写真) 接続図	設備毎に対応 の組み合わせ が異なるた め、その対応 を設備毎に記 載する。 (足場有) (工具有) (運搬設置) (操作スイ ッチ操作) (電源操作) (弁操作) (接続作業)	
		Ba			共通の設計方針 環境条件(被ばく等) 重大事故等時の環境条件に対し、操作場所での操作が可能な設計とする。(「2.3.1.1 環境条件等」) 空間確保 操作する全ての設備に対し、十分な操作空間を確保する設計とする。 防護具、照明の確保 防護具、照明等は重大事故等発生時に迅速に使用できる場所に配備する。
	操作 準備	Bb			工具 一般的に用いられる工具又は専用工具を用いて、確実に作業ができる設計とする。専用工具は、作業場所の近傍又はアクセスルート近傍に保管できる設計とする。
		Bc			設備の運搬・設置 人力又は車両等による運搬、移動ができるとともに、必要により設置場所にてアウトリガの張り出し又は輪留めによる固定等が可能な設計とする。
	操作 内容	Bd			操作スイッチ操作 運転員等の操作性を考慮した操作スイッチ、遮断器等により操作可能な設計とする。
		Be			電源操作 感電防止のため露出した充電部への近接防止を考慮した設計とする。
		Bf			弁操作 現場において人力で操作を行う弁は、直接又は遠隔で手動操作が可能な設計とする。
		Bg			接続作業 ボルト・ネジ接続、フランジ接続又はより簡便な接続方式等により、確実に接続が可能な設計とする。
	状態 確認	-			共通の設計方針 作動状態確認 想定される重大事故等において操作する重大事故等対処設備のうち動的機器については、ランプ表示等により、その作動状態の確認が可能な設計とする。
	操作 不要				操作性に係る設計上の配慮の必要はない

個別条文で記載する事項を下波部で示す。

試験又は検査性について

1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するにあたり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、重大事故等対処設備の試験・検査性を確認するための区分及び設計方針について整理した。

(1) 基本設計方針

重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検、試験又は検査(「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」に準じた検査を含む。)を実施できるよう、機能・性能の確認、漏えいの有無の確認、分解点検等ができる構造とする。また、接近性を考慮して必要な空間等を備え、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする。

試験及び検査は、使用前検査、施設定期検査、定期安全管理検査及び溶接安全管理検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検が実施可能な設計とする。

発電用原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、発電用原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的な試験又は検査が実施可能な設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあつては、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。

代替電源設備は、電気系統の重要な部分として、適切な定期試験及び検査が可能な設計とする。

構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備は、原則として分解・開放(非破壊検査を含む。)が可能な設計とし、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。

(2) 類型化の考え方

a. 考慮事項

重大事故等対処設備の試験・検査性は、「(1)基本設計方針」に示す基本的な設計方針に従うことで、設置許可基準規則第12条第4項の解釈に準じた設計とする。

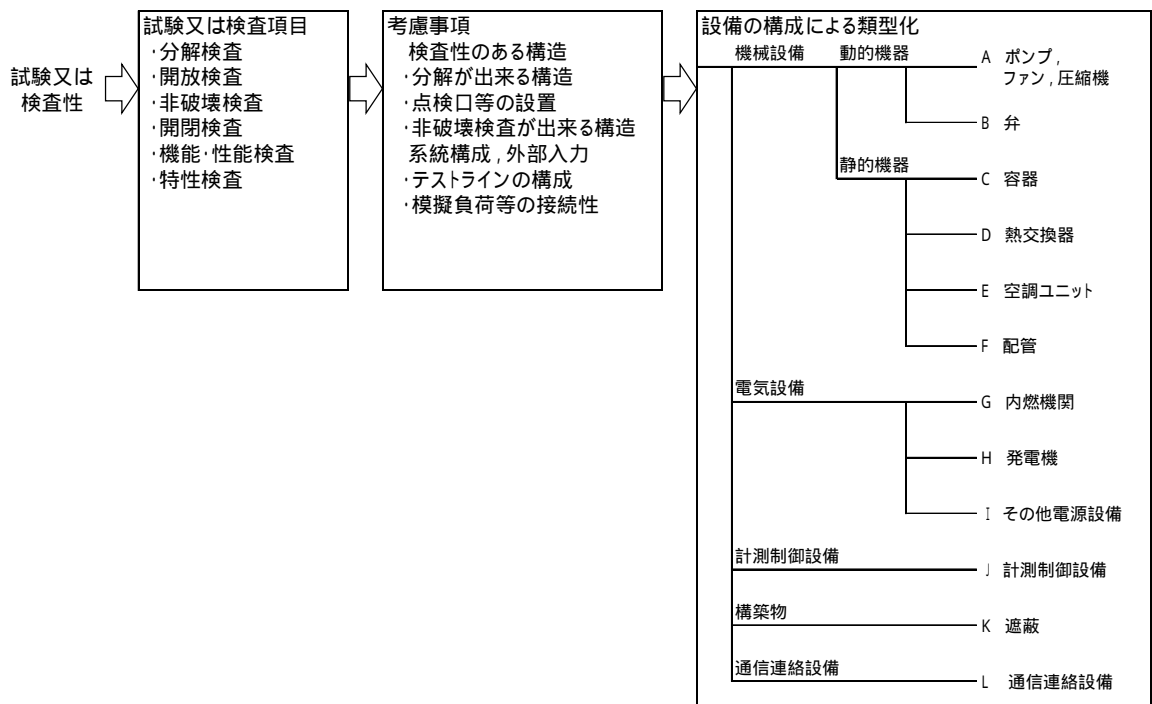
試験・検査性を考慮する対象の具体的な試験・検査項目は、これまでの類似設備の保守経験等を基に策定することとし、「2.(2)設備区分毎の設計方針の整理」に示す。「2.(2)設備区分毎の設計方針の整理」においては、機器種類ごとに試験・検査性に関する設計方針を具体的に定め、これらの方針に従うことで「(1)基本設計方針」に示す基本的な設計方針に従う設備設計を実現する。

設備設計にあたっては試験又は検査項目を踏まえた上で以下を考慮する。

- 検査性のある構造
- ・ 分解ができる構造
 - ・ 点検口等の設置
 - ・ 非破壊試験ができる構造
- 系統構成，外部入力
- ・ テストラインの構成
 - ・ 模擬負荷等の接続性

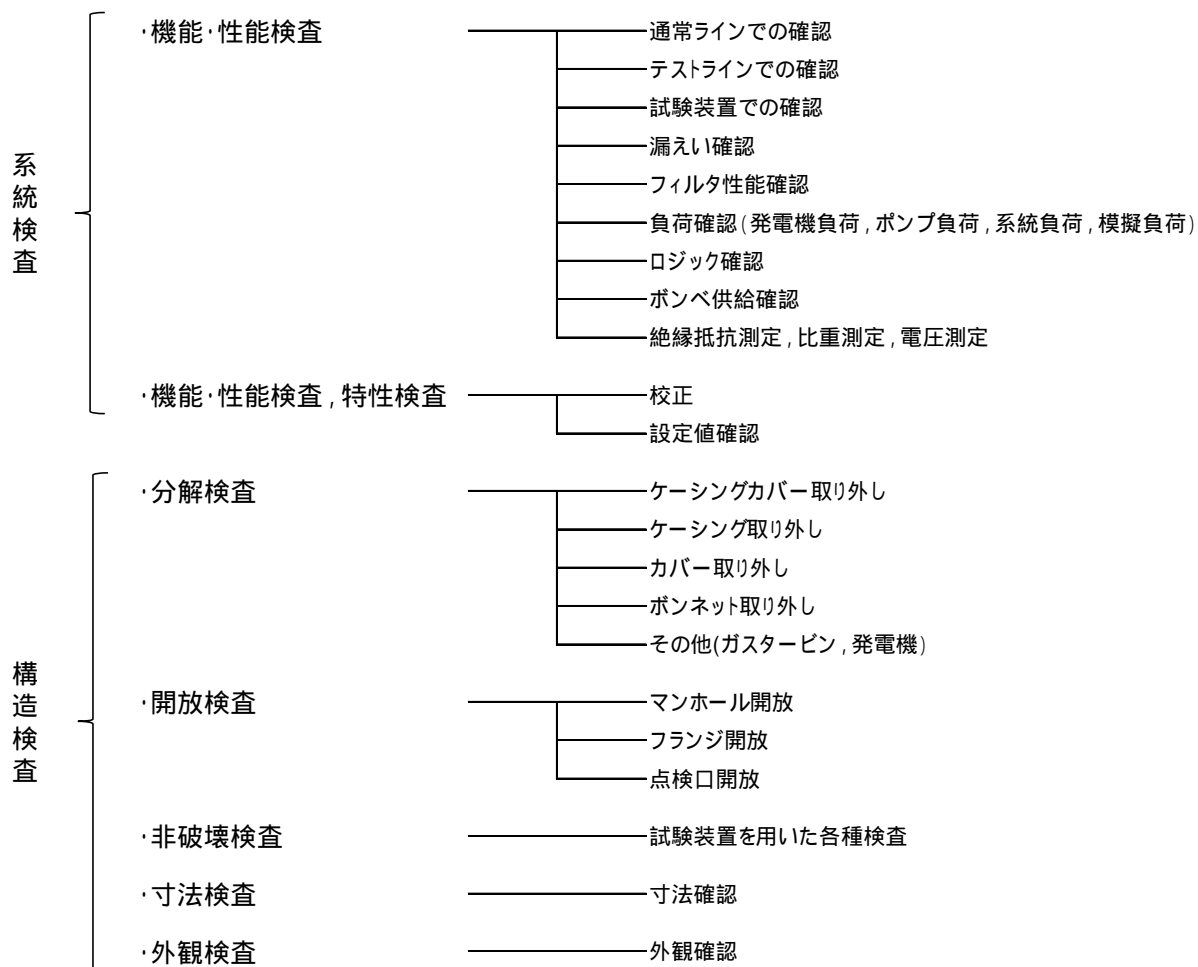
b. 類型化

- (a) 設置許可基準規則で要求されている設備における試験又は検査項目を抽出する。
- (b) 考慮事項を踏まえて、分解点検が可能な構造であること、開放点検を行うためのマンホールや点検口等が設置されていること、非破壊試験が可能な構造であること、機能・性能検査を行うためのテストラインの系統構成が可能であること、機能・性能及び特性検査を行うための模擬負荷等の接続が可能であることの整理を行う。
- (c) 設備区分は、設置許可基準規則で要求されている設備を機械設備（動的機器，静的機器），電気設備，計測制御設備，構築物，通信連絡設備に分類し，分類した設備を代表的な設備区分ごとにA～Lに分類する。
- (d) A～Lの区分に対して，試験及び検査項目に対する設計ができない場合は，個別に理由及び個別の設計方針を定める。



c. 試験項目による類型化

- (a) 設置許可基準規則で要求されている設備における試験又は検査項目を抽出する。
- (b) 各設備の試験又は検査項目を考慮し、機能・性能検査、特性検査、分解検査、開放検査、非破壊検査、寸法検査及び外観検査に分類し、各検査における確認内容を分類する。
- (c) 分類に対して、試験及び検査項目に対する設計が出来ない場合は、個別に理由及び個別の設計方針を定める。



2. 設計方針について

【要求事項：健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査が出来るものであること】

(1) 設備区分ごとにおける試験又は検査項目の抽出について

設置許可基準規則で要求されている設備を代表的な設備区分毎に、定期安全管理検査及び溶接安全管理検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検を考慮し、試験又は検査項目を抽出する。

設備区分	適合性確認検査	定期事業者検査	保全プログラム		溶接事業者検査	PSI	ISI
			停止時	運転時			
A	ポンプ, ファン, 圧縮機	構造検査 機能・性能検査	分解検査 機能・性能検査	分解検査又は取替 (非破壊検査含む) 機能・性能検査	起動試験	-	(ポンプ) (ポンプ)
B	弁 (手動弁) (電動弁) (空気作動弁) (安全弁)	構造検査 機能・性能検査 (開閉検査)	分解検査 機能・性能検査 漏えい試験	分解検査 (非破壊検査含む) 機能・性能検査 (開閉試験) 漏えい試験	開閉試験	-	
C	容器 (タンク類)	構造検査 機能・性能検査 (容量確認検査)	-	開放検査 漏えい試験	水量, 濃度, 漏えい確認		
D	熱交換器	構造検査 機能・性能検査	開放検査 (非破壊検査含む)	開放検査 (非破壊検査含む)	漏えい確認	-	
E	空調ユニット	構造検査 機能・性能検査	機能・性能検査	開放点検 機能・性能試験	差圧確認 (フィルタに関するもの)	-	-
F	流路	構造検査 機能・性能検査	-	開放点検 外観点検	-	(配管)	(配管) (配管)
G	内燃機関	機能・性能検査 (負荷検査)	分解検査 (非破壊検査含む) 機能・性能検査 (負荷検査)	分解検査 (非破壊検査含む) 機能・性能検査 (負荷検査)	起動検査 負荷試験	-	-
H	発電機	機能・性能検査 (模擬負荷による負荷検査)	機能・性能検査 (模擬負荷による負荷検査)	分解検査 (非破壊検査含む) 機能・性能検査 (模擬負荷による負荷検査)	起動試験 負荷試験	-	-
I	その他電源設備	機能・性能検査	機能・性能検査	機能・性能検査	電圧, 比重確認	-	-
J	計測制御設備	機能・性能検査 (ロジック検査, 校正) 特性検査 (設定値確認検査, 校正)	機能・性能検査 (ロジック検査, 校正) 特性検査 (設定値確認検査, 校正)	機能・性能検査 (ロジック検査, 校正) 特性検査 (設定値確認検査, 校正)	パラメータ確認	-	-
K	遮蔽	構造検査	-	外観点検	外観点検	-	-
L	通信連絡設備	機能・性能検査	機能・性能検査	外観点検	外観点検	-	-
M	その他	(個別の設計)	(個別の設計)	(個別の設計)	(個別の設計)	-	-

(2) 設備区分ごとの設計方針の整理

(1)で抽出した設備区分毎における試験又は検査項目について、試験又は検査を可能とする設計方針について以下に整理する。なお、A～Lの区分に対して、以下の試験及び検査項目に対する設計が出来ない場合は、個別に理由及び個別に設計方針を定める。

設備区分		設計方針	関連資料
A	ポンプ、ファン 圧縮機	<ul style="list-style-type: none"> 機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能、分解が可能 機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。 分解が可能な設計とする。ただし、可搬型設備は分解又は取替が可能な設計とする。 ポンプ車は車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。 	構造図 系統図
B	弁 (手動弁) (電動弁) (空気作動弁) (安全弁)	<ul style="list-style-type: none"> 機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能、分解が可能 機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。 分解点検が可能な設計とする。 入力による手動開閉機構を有する弁は規定トルクによる開閉確認が可能な設計とする。 	構造図 系統図
C	容器 (タンク類)	<ul style="list-style-type: none"> 機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能、内部の確認が可能・マンホール等設置 機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。 ポンペを除き、内部確認が可能なよう、マンホール等を設ける。 ポンペは規定圧力の確認及び外観の確認が可能な設計とする。 ほう酸水注入系貯蔵タンクは、ほう酸濃度及びタンク水位を確認できる設計とする。 よう素フィルタは銀ゼオライトの性能試験が可能な設計とする。 地下軽油タンクは油量を確認できる設計とする。 タンクローリーは車両としての運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。 	構造図
D	熱交換器	<ul style="list-style-type: none"> 機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能、分解点検が可能 機能・性能及び漏えいの確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。 分解点検が可能な設計とする。 	構造図
E	空調ユニット	<ul style="list-style-type: none"> 機能・性能の確認が可能、内部の確認が可能・点検口の設置 機能・性能の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。 フィルタを設置するものは、差圧確認が可能な設計とする。また内部確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。 可搬型設備は分解又は取替が可能な設計とする。 	構造図
F	流路	<ul style="list-style-type: none"> 機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能 機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、これらは他の系統へ悪影響を及ぼさず試験可能な設計とする。 熱交換器を流路とするものは、熱交換器の設計方針に従う。 	構造図
G	内燃機関	<ul style="list-style-type: none"> 機能・性能の確認が可能、分解が可能 機能・性能の確認が可能なように、発電機側の負荷を用いる試験系統等により、機能・性能確認ができる系統設計とする。 分解が可能な設計とする。ただし、可搬型設備は分解又は取替が可能な設計とする。 	構造図 系統図
H	発電機	<ul style="list-style-type: none"> 機能・性能の確認が可能、分解が可能 機能・性能の確認が可能なように、各種負荷（ポンプ負荷、系統負荷、模擬負荷）により機能・性能確認ができる系統設計とする。 分解が可能な設計とする。ただし、可搬型設備は分解又は取替が可能な設計とする。 電源車は車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。 	系統図
I	その他電源設備	<ul style="list-style-type: none"> 機能・性能の確認が可能、分解が可能 各種負荷（系統負荷、模擬負荷）、絶縁抵抗測定、弁の開閉又は試験装置により、機能・性能の確認ができる系統設計とする。 鉛蓄電池は電圧及び比重測定が可能な系統設計とする。 	構造図 系統図
J	計測制御設備	<ul style="list-style-type: none"> 機能・性能の確認が可能、校正が可能、動作確認が可能 模擬入力による機能・性能の確認（特性確認又は設定値確認）及び校正が可能な設計とする。 ロジック回路を有する設備は、模擬入力による機能確認として、ロジック回路動作確認が可能な設計とする。 	ブロック図
K	遮蔽	<ul style="list-style-type: none"> 主要部分の断面寸法の確認が可能、外観の確認が可能 主要部分の断面寸法の確認が可能な設計とする。 外観の確認が可能な設計とする。 	構造図
L	通信連絡設備	<ul style="list-style-type: none"> 機能・性能の確認が可能、外観の確認が可能 機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。 	-
M	その他	<ul style="list-style-type: none"> A～Lに該当しない設備（静的触媒式水素再結合装置等）は、個別の設計とする。 	-

設置許可基準規則 第43条 第1項 第4号

切り替え性について

1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するにあたり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、切り替え性を確認するための区分及び設計方針について整理した。

(1) 基本設計方針

重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備は、通常時に使用する系統から速やかに切替操作が可能ないように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。

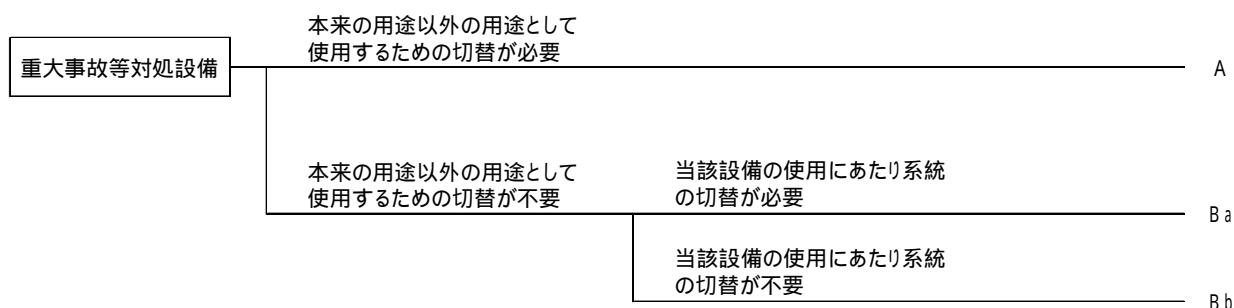
(2) 対象選定の考え方

a. 考慮事項

- ・速やかに系統を切替えられること。

b. 対象選定

- ・重大事故等に対処するために使用する系統であって、重大事故等時に通常時から系統構成を変更する系統を選定する。



2. 設計方針について

【要求事項：本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること】

設計方針について、以下の表にまとめた。

区分		設計方針	関連資料
本来の用途以外の用途として使用するため、切替操作が必要	A	本来の用途以外の用途として使用するため切替通常時の使用する系統から速やかに切替操作可能なように、 <u>系統に必要な弁等を設ける。</u>	系統図
本来の用途以外の用途として使用するための切替操作が不要			
当該系統の使用にあたり切替操作が必要	Ba	本来の用途として使用 - 切替必要 事象発生前に系統状態から速やかに切替操作が可能ないように、 <u>系統に必要な弁等を設ける。</u>	
当該系統の使用にあたり切替操作が不要	Bb	本来の用途として使用 - 切替不要 <u>切替せずに使用可能な設計又は設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用可能な設計とする。</u>	

個別条文で記載する事項を下波部で示す

重大事故等対処設備の悪影響の防止について

1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するにあたり，設置許可基準規則により要求されている項目のうち，重大事故等対処設備の他の設備に対する悪影響を確認するための区分及び設計方針について整理した。

(1) 基本設計方針

重大事故等対処設備は発電用原子炉施設（他号炉を含む。）内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

他の設備への悪影響としては，系統的な影響（電気的な影響を含む。）並びにタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮し，他の設備の機能に影響を及ぼさない設計とする。

系統的な影響に対しては，重大事故等対処設備は，弁等の操作によって設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすること，重大事故等発生前（通常時）の隔離又は分離された状態から弁等の操作や接続により重大事故等対処設備としての系統構成とすること，他の設備から独立して単独で使用可能なこと，又は設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，放水砲については，他の系統から独立し他設備ではあるが，放水先の屋外施設に影響を及ぼす可能性のある設備であることから，当該設備の使用を想定する重大事故発生時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

内部発生飛散物による影響に対しては，内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断，高速回転機器の破損，ガス爆発並びに重量機器の落下を考慮し，重大事故等対処設備がタービンミサイル等の発生源となることを防ぐことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(2) 類型化の考え方

a. 考慮事項

系統設計的考慮事項

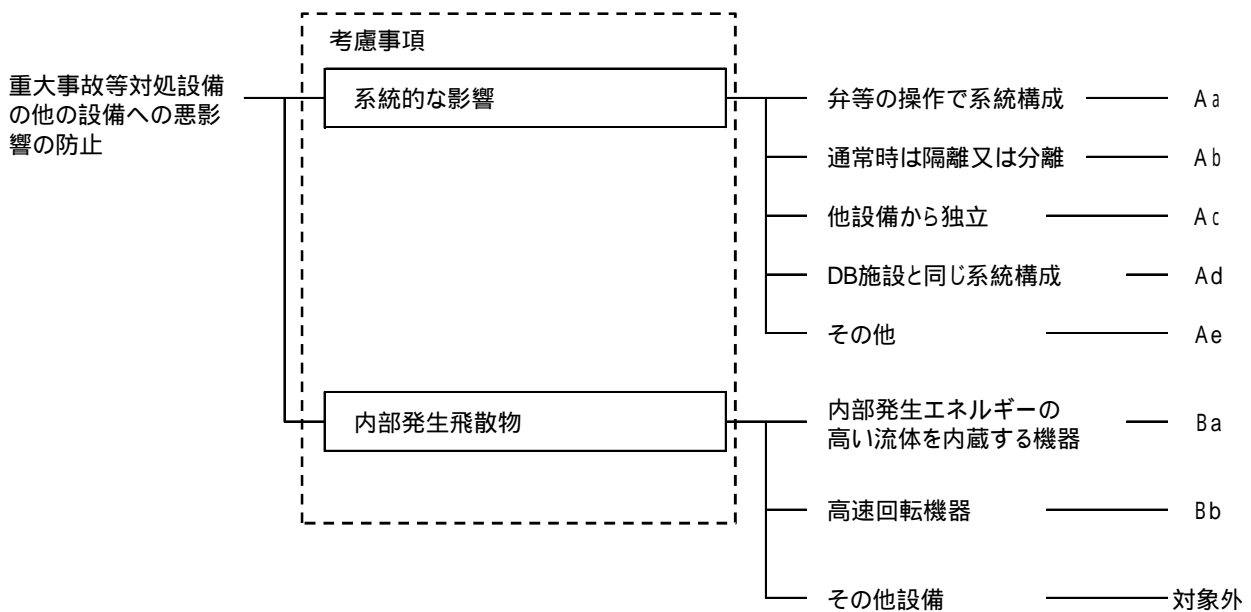
系統的な影響

その他の考慮事項

内部発生飛散物による影響

b. 類型化

- ・ について「Aa」～「Ad」に分類し，考慮する。
- ・ については，内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する機器を「Ba」，タービンを有する高速回転機器を「Bb」と分類し考慮する。



2. 設計方針について

【要求事項：工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること】

(1) 各考慮事項に対する設計方針は以下のとおり。

系統的な影響

類型化区分	常設 S A 設備		可搬型 S A 設備	
	屋外	屋内	屋外	屋内
系統的な影響	他の系統へ悪影響を及ぼさない系統構成が可能なよう以下のいずれかの設計とする。 ・通常時の系統構成から、弁の閉止等によって重大事故等対処設備としての系統構成が可能な設計とする。 ・通常時の隔離又は分離された状態から、弁等の操作や接続により重大事故等対処設備としての系統構成が可能な設計とする。 ・他の設備から独立して使用可能な設計とする。 ・設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用可能な設計とする。 ・上記のいずれにも該当しない場合は、設備毎の設計により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。			

内部発生飛散物

項目	設計方針
内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断	内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管について、十分な強度をもたせた設計とする。 ポンベは高圧ガス保安法に適合する容器弁により飛散物が発生しないものとする。
高速回転機器	飛散物とならない設計とする。
ガス爆発	爆発性のガスを内包する機器は設置しない。
重量機器の落下	落下により他の設備に悪影響を与えるような重量機器は設置しない。

(2) 各区分における設計方針について、以下の表にまとめた。

類型化区分	設計方針		関連資料
系統的な影響	A a	弁等の操作で系統構成	系統図 配置図
	A b	通常時は隔離又は分離	
	A c	他設備から独立	
	A d	DB 施設と同様の系統構成	
	A e	その他	
内部発生飛散物	B a	内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する機器	強度計算書
	B b	高速回転機器	構造図
		対象外	-

個別条文で記載する事項を下波部で示す

設置許可基準規則 第43条 第1項 第6号

重大事故等対処設備の設置場所について

1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するにあたり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、設置場所を確認するための区分及び設計方針について整理した。

(1) 基本設計方針

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように、放射線量の高くなるおそれの少ない設置場所の選定、当該設備の設置場所への遮蔽の設置等により当該設備の設置場所で操作可能な設計、放射線の影響を受けない異なる区画（フロア）若しくは離れた場所から遠隔で操作可能な設計、又は中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。

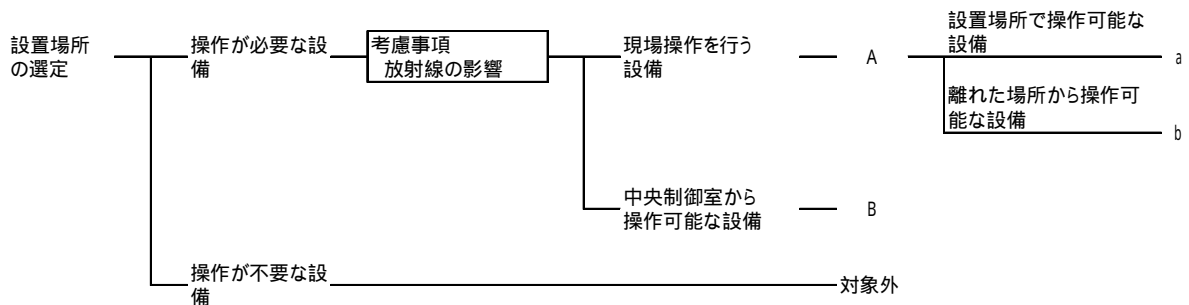
(2) 類型化の考え方

a. 考慮事項

- ・放射線の影響

b. 類型化

- ・操作（復旧作業を含む。以下同じ。）の有無で分類を行い、操作が必要な設備を「A」、「B」に、操作不要な設備を「対象外」として分類。
- ・中央制御室遮蔽区域の内外で分類し、放射線の影響を受ける中央制御室外で現場操作を行う設備を「A」として分類し、設置場所で操作可能な設備を「a」、離れた場所から操作可能な設備を「b」として分類。
- ・放射線の影響を考慮した設計を行っている中央室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設備を「B」として分類。



2. 設計方針について

【要求事項：想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。】

各区分における設計方針について、以下の表にまとめた。

類型化区分			設計方針	関連資料
A 現場 操作	Aa	現場（設置場所）で 操作可能	現場操作（設置場所） 放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定、当該設備の設置場所への遮蔽の設置等により当該設備の設置場所（使用場所）で操作可能な設計とする。	配置図 接続図
	Ab	現場（遠隔）で 操作可能	現場操作（遠隔） 放射線の影響を受けない離れた場所から遠隔で操作可能な設計とする。	配置図 接続図
B 中央制御室 操作	B	中央制御室で 操作可能	中央制御室操作 中央制御室遮蔽区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。	-
操作不要	対象外	操作不要	対象外（操作不要） 操作不要な設備については、設置場所に係る設計上の配慮はない。	仕様表

個別条文で記載する事項を下波部で示す

設置許可基準規則 第43条 第2項 第1号

常設重大事故等対処設備の容量等について

1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するにあたり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、常設重大事故等対処設備の容量等の適合性を確認するための区分及び設計方針について整理した。

(1) 基本設計方針

常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展等を考慮し、重大事故等時に必要な目的を果たすために、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組み合わせにより達成する。

常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器を使用するものについては、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とする。

常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するものについては、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設としての容量等と同仕様の設計とする。

常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、重大事故時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。

なお、「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、弁吹出量、発電機容量及び蓄電池容量並びに計装設備の計測範囲及び作動信号の設定値とする。

(2) 類型化の考え方

a. 考慮事項

・必要な容量等

圧力， 配管圧損， 温度について，設備仕様により考慮する。

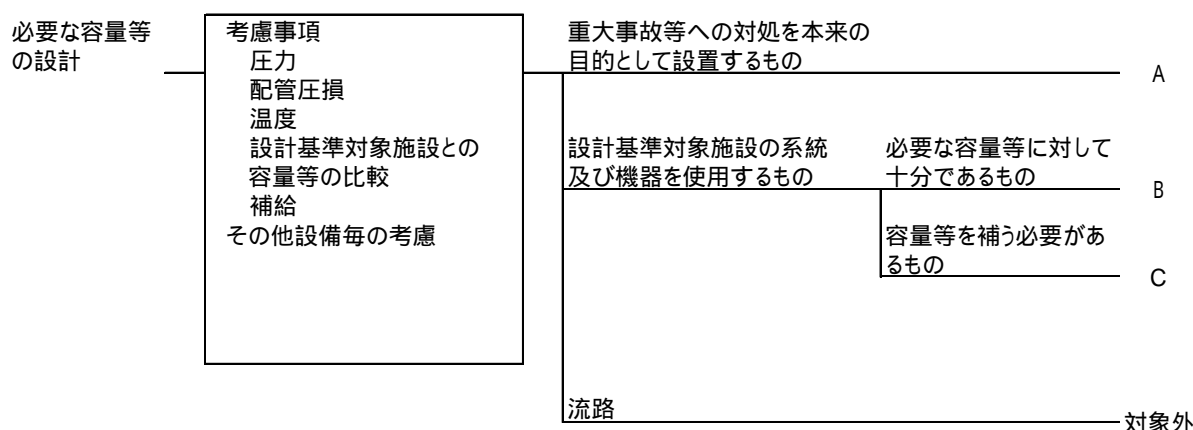
・設計基準対象施設との容量等の比較

・補給による追加手段

・その他，設備毎の考慮事項があれば，必要により個別設備の設計方針に加える。

b. 類型化

- ・常設重大事故等対処設備のうち重大事故等への対処を本来の目的として設置する系統及び機器は、「A」と分類する。
- ・常設重大事故等対処設備のうち設計基準対象施設の系統及び機器を使用するもので、設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等に対して十分であるものについては、「B」、重大事故時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、「C」に分類する。
- ・流路として期待する配管、ストレーナ等は対象外とする。(これら設備の圧力損失は、詳細設計段階でポンプ流量の設定において考慮する。)



2. 設計方針について

【要求事項：想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること】

各区分における設計方針について、以下の表にまとめた。

類型化区分		設計方針
A	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	常設重大事故等対処設備は、 <u>系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とする。</u>
B	設計基準対象施設の系統及び機器の容量等が十分	<u>設計基準対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設の容量等と同仕様の設計とする。</u>
C	設計基準対象施設の容量等を補うもの	重大事故時に設計基準対象施設の容量等を補う必要があるものについては、 <u>その後の事故対応手段とあわせて、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とする。</u>
対象外	流路，その他設備	詳細設計の段階でポンプ流量の設定において、圧力損失を考慮する。弁（逃がし弁，安全弁以外），制御設備，遮蔽等は容量等の設定がないため対象外とする。

個別条文中に記載する事項を下波部で示す

設置許可基準規則 第43条 第2項 第2号

発電用原子炉施設での共用の禁止について

1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するにあたり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、共用の禁止を確認するための区分及び設計方針について整理した。

(1) 基本設計方針

常設重大事故等対処設備の各機器については、2以上の原子炉施設において共用しない設計とする。ただし、共用対象の施設毎に要求される技術的要件（安全機能）を満たしつつ、2以上の原子炉施設と共用することにより安全性が向上し、かつ、同一の発電所内の他の原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、共用できる設計とする。

共用する設備は、防火水槽に移送するための海水取水箇所（海水貯留堰、スクリーン室、取水路）、ガスタービン発電機、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ、緊急用高圧母線、緊急用断路器、ガスタービン発電機用燃料タンク、軽油タンク、号炉間電力融通ケーブル、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、中央制御室待避室空気ボンベ陽圧化装置、モニタリング・ポスト用発電機、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所関連設備（5号炉原子炉建屋内緊急時対策所遮蔽、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所二酸化炭素吸収装置、負荷変圧器、交流分電盤）、免震重要棟内緊急時対策所関連設備（免震重要棟内緊急時対策所遮蔽、免震重要棟内緊急時対策所（待避室）遮蔽、地震観測装置、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用地下貯油タンク、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機用受電盤、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機 - 電源車切替断路器）、通信連絡設備である。

防火水槽に移送するための海水取水箇所は、6号及び7号炉に必要な取水容量を十分に有しており、共用により自号炉だけでなく他号炉の海水取水箇所も使用することで、安全性の向上を図れることから、6号及び7号炉で共用する設計とする。なお、設計基準対象施設の海水を使用する設備が機能を喪失したプラントの海水取水箇所のみを使用することから、悪影響は及ぼさない。

ガスタービン発電機、ガスタービン発電機用燃料移送ポンプは、6号及び7号炉の必要負荷を同時に運転したとしても余裕を持った設計としており、共用により自号炉だけでなく他号炉を含めた容量で使用可能とし、かつ操作に必要な時間・要員を減少させることで、安全性の向上を図れることから、6号及び7号炉で共用する設計とする。なお、他の施設とは独立した屋外設備であることから、悪影響は及ぼさない。

緊急用高圧母線、緊急用断路器は、6号及び7号炉の必要負荷を同時に運転したとしても、余裕を持った設計としており、共用により6号及び7号炉相互間での電力融通を可能とし、かつ操作に必要な時間・要員を減少させることで、安全性の向上を図れることから、6号及び7号炉で共用する設計とする。通常時は遮断器を開放することにより、6号炉非常用所内電源系及び7号炉非常用所内電源系の分離を行い、悪影響を及ぼさない設計とする。

ガスタービン発電機用燃料タンクは6号及び7号炉の必要負荷に電力を供給するガスタービン発電機が定格出力にて運転したとしても余裕のある容量としており、共用により自号炉だけでなく他号炉を含めた容量で使用可能とし、かつガスタービン発電機の長時間運転時において、タンクの給油に必要な時間・要員を減少させることで、安全性の向上を図れることから、6号及び7号炉で共用する設計とする。なお、ガスタービン発電機用燃料タンクはガスタービン発電機以外とは独立した設備であり、ガスタービン発電機使用時には当該設備のみに燃料供給を行うこととし、当該設備不使用時に他設備への燃料供給に使用することから、悪影響は及ぼさない。

軽油タンクは、6号及び7号炉の燃料供給を要する負荷を必要数同時に運転したとしても余裕のある容量としており、共用により自号炉だけでなく他号炉を含めた容量で使用可能とし、かつ周辺状況に応じた使用タンクの選択を可能にすることで、安全性の向上を図れることから、6号及び7号炉で共用する設計とする。なお、軽油タンクは設計基準対象施設である非常用D/Gへの燃料供給に用いる設備であるが、重大事故等対処設備への燃料供給は非常用D/Gへの燃料供給として用いていないタンクを選択して実施することから、悪影響は及ぼさない。

号炉間電力融通ケーブルは、共用により6号及び7号炉相互間での電力融通を可能にすることで、安全性の向上を図れることから、6号及び7号炉で共用する設計とする。通常時は物理的に遮断することによ

り、悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室遮蔽，中央制御室待避室遮蔽，中央制御室待避室空気ポンペ陽圧化装置は，重大事故時のプラント状況に応じた運転員の融通，ポンペ操作作業の低減により安全性の向上を図れることから，6号及び7号炉で共用する設計とする。また，これらの設備は，6号及び7号炉の重大事故時における中央制御室の居住性を考慮した設計とする。

モニタリング・ポスト用発電機は，号炉に関わらず発電所周辺の放射線等を監視するために設置し，監視に必要な仕様としている1～7号炉共用の設計基準対象施設であるモニタリング・ポストに給電するための発電機であり，モニタリング・ポストと同様に号炉に関わらず配備することで，操作に必要な時間・要員を減少させて安全性の向上を図れることから，6号及び7号炉で共用する設計とする。

5号炉原子炉建屋内緊急時対策所関連設備及び免震重要棟内緊急時対策所関連設備は，6号及び7号炉で共用することで，必要な情報（相互のプラント状況，緊急時対策要員の対応状況等）を共有・考慮しながら，総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことで，安全性の向上を図ることができることから，6号及び7号炉で共用する設計とする。なお，5号炉原子炉建屋内緊急時対策所は，5号炉の原子炉容器に燃料が装荷されていないことを前提として5号炉原子炉建屋内に設置し，プラント監視や操作は中央制御室の盤面器具で維持することから，5号炉の運転管理に悪影響を及ぼすことはない。5号炉の使用済燃料プール内に保管する燃料については，5号炉の運転員が適宜中央制御室にて水位等の監視を行い，必要に応じて注水等の対応を行うことが可能である。また，免震重要棟内緊急時対策所は，他の安全施設を設置する原子炉建屋等とは独立した建屋内に設置することから，悪影響を及ぼすことはない。

通信連絡設備は，必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら，総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことができ，安全性の向上を図ることができることから，6号及び7号炉で共有する設計とする。また，共用により悪影響を及ぼさないよう，6号及び7号炉の重大事故等の対処に必要な容量を確保するとともに，号炉の区分けなく通信連絡できる設計とする。

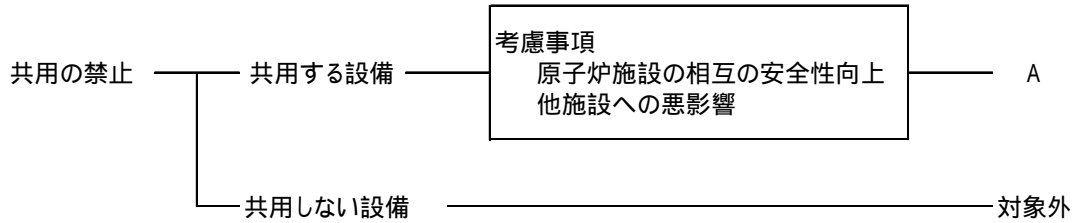
(2) 対象選定の考え方

a. 考慮事項

原子炉施設の相互の安全性向上
他施設への悪影響

b. 類型化

- ・ 原子炉施設間で共用する設備は「A」として分類。



2. 設計方針について

【要求事項：二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない】

設計方針について、以下の表にまとめた

区分	設計方針	備考
A	共用対象の施設毎に要求される技術的要件（安全機能）を満たしつつ、2以上の発電用原子炉施設と共用することによって、 <u>安全性が向上</u> するよう配慮した上で、共用によりそれぞれの号炉の機能が喪失するような <u>悪影響を及ぼさない</u> 設計とする。	

個別条文で記載する事項を下波部で示す

設置許可基準規則 第43条 第2項 第3号
常設重大事故防止設備の共通要因故障について

1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するにあたり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、常設重大事故防止設備の共通要因故障防止に関する健全性を確認するための区分及び設計方針について整理した。

(1) 基本設計方針

常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備及び使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能を有する設備（以下「設計基準事故対処設備等」という。）の安全機能と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。ただし、常設重大事故防止設備のうち、計装設備について、重要代替監視パラメータ（当該パラメータの他チャンネルの計器を除く。）による推定は、重要監視パラメータと異なる物理量（水位、注水量等）又は測定原理とする等、重要監視パラメータに対して可能な限り多様性を持った方法により計測できる設計とする。重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

共通要因としては、環境条件、自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（以下「外部人為事象」という。）、溢水、火災及びサポート系の故障を考慮する。

発電所敷地で想定される自然現象（地震及び津波を除く。）については、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき事象を収集した洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、重大事故等対処設備への影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、重大事故対処設備に影響を与えるおそれがある事象として、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象を考慮する。また、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備に対する共通要因としては、地震、津波、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響及び生物学的事象を選定する。

自然現象の組合せについては、地震、積雪及び火山の影響を考慮する。

発電所敷地又はその周辺において想定される外部人為事象については、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき事象を収集し、飛来物（航空機落下等）、ダム崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、故意による大型航空機衝突その他のテロリズム等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生可能性、重大事故等対処設備への影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として、飛来物（航空機落下等）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機衝突その他のテロリズムを考慮する。また、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備に対する共通要因としては、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮する。

故意による大型航空機衝突その他のテロリズムについては、可搬型重大事故等対処設備による対策を講じることとする。

建屋については、地震、津波、火災及び外部からの衝撃による損傷を防止できる設計とする。

重大事故等対処設備についても、可能な限り多様性を考慮する。

環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、常設重大事故防止設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「2.3.3 環境条件等」に記載する。風（台風）、低温（凍結）、降水、積雪及び電磁的障害に対して常設重大事故防止設備は、環境条件にて考慮し、機能が損なわれない設計とする。

常設重大事故防止設備は、「2.1.1 発電用原子炉施設の位置」に基づく地盤上に設置するとともに、地震、津波及び火災に対しては、「2.1.2 耐震設計の基本方針」、「2.1.3 耐津波設計の基本方針」及び「2.2 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。地震、津波、溢水及び火災に対して常設重大事故防止設備

は、設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図る。また、常設重大事故防止設備は、地震による使用済燃料プールからの溢水に対して機能を損なわない設計とする。

風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、常設重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に設置するか、又は設計基準事故対処設備等と同時に機能を損なうおそれがないように、位置的分散を図り、屋外に設置する。

落雷に対して常設代替交流電源設備は、避雷設備等により防護する設計とする。

生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して屋外の常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により安全機能が損なわれるおそれのない設計とする。

サポート系の故障に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮し、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と異なる駆動源、冷却源を用いる設計又は駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と可能な限り異なる水源をもつ設計とする。

なお、常設重大事故緩和設備並びに常設重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備に該当しない常設重大事故対処設備は、共通要因に対して、同一の機能を有する設備と同時に機能を損なうおそれがないように、同一の機能を有する設備と可能な限りの多様性、位置的分散を図る設計とするか、又は修復性等を考慮し、可能な限り頑健性をもたせた設計とする。

さらに、重大事故等対処設備は、共通要因により、重大事故等対処設備の有する発電用原子炉の未臨界移行機能、燃料冷却機能、格納容器除熱機能及び使用済燃料プール注水の各機能を損なわないよう、同一の機能を有する重大事故等対処設備と可能な限り多様性、位置的分散を図る設計とする。

(2) 類型化の考え方

a. 考慮事項

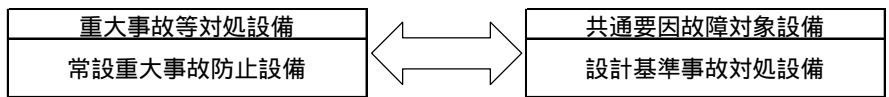
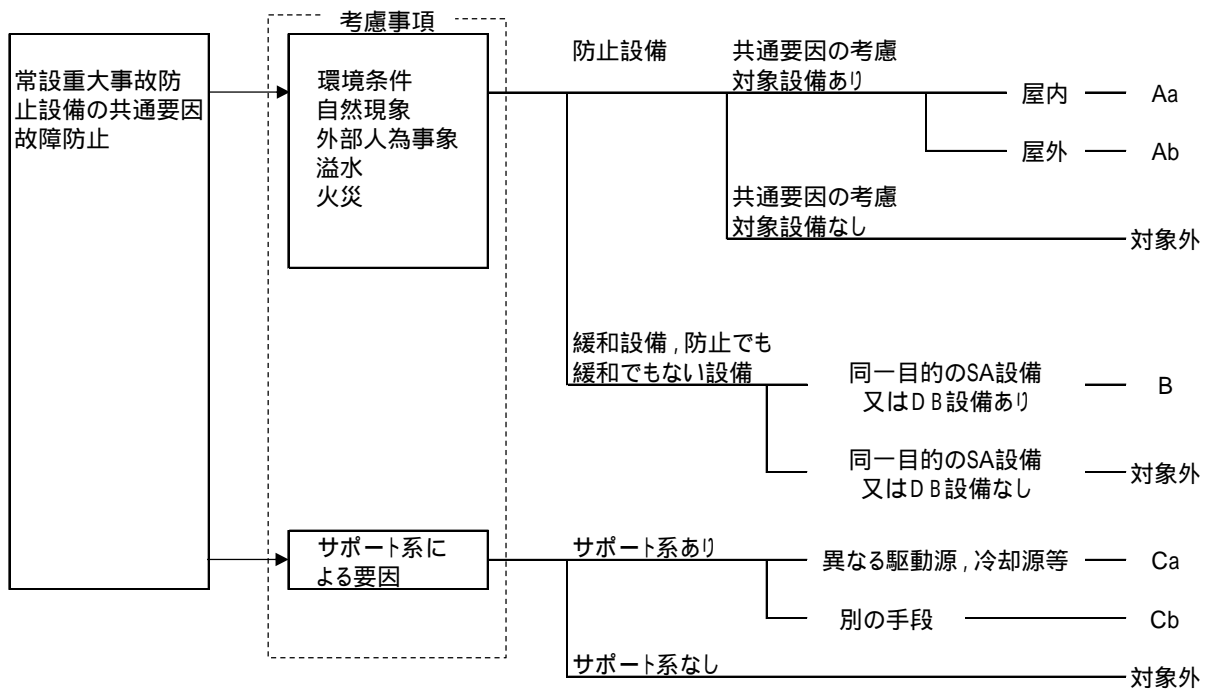
環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災

サポート系による要因：系統又は機器に供給される電力，燃料油，空気，冷却水，水源

b. 類型化

環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災については，屋内設備と屋外設備に分類する。

サポート系による要因については，設備毎に考慮する。



設計基準対象設備の機能喪失を想定して設置する重大事故等対処設備だけでなく，重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設備についても重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置づけている。これら設備については，設備共通要因故障を考慮すべき代替対象の設計基準対象施設がない。

2. 設計方針について

【要求事項：常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること】

(1) 各考慮事項に対する設計方針は以下のとおり。

環境条件，地震，津波，その他自然現象，外部事象，溢水，火災

項目	DB 設備		常設 SA 設備		
	屋外	屋内	屋外	屋内	
環境条件	第 12 条（安全施設）に基づく設計とする。		第 43 条第 1 項第 1 号の環境条件として健全性を確認している		
地盤	第 3 条（設計基準対象施設の地盤）に基づく地盤上に設置する。		第 38 条（重大事故等対処設備の地盤）に基づく地盤上に設置する。		
自然現象	地震	第 4 条（地震による損傷の防止）に基づく設計とする。	第 39 条（地震による損傷の防止）に基づく設計とする。		
		位置的分散（2 項）			
	津波	第 5 条（津波による損傷の防止）に基づく設計とする。	第 40 条（津波による損傷の防止）に基づく設計とする。		
		位置的分散（2 項）			
	風（台風）	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。	
		位置的分散（2 項）			
	竜巻	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する	
		位置的分散（2 項）			
	低温（凍結）	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。	
		位置的分散（2 項）			
	降水	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。	
		位置的分散（2 項）			
	積雪	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。	
		位置的分散（2 項）			
落雷	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。		
	位置的分散（2 項）				
地滑り	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。		
	位置的分散（2 項）				
火山の影響	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。		
	位置的分散（2 項）				
生物学的事象	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。		
	位置的分散（2 項）				
外部人為事象	外部火災 森林火災 近隣工場等の火災・爆発，有毒ガス	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り，防火帯の内側に設置し，延焼しない設計とする。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。	
		位置的分散（2 項）			
	船舶の衝突	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。	
		位置的分散（2 項）			
電磁的障害	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。		
	位置的分散（2 項）				
故意による大型航空機衝突 その他のテロリズム (屋外の可搬型重大事故等対処設備は原子炉建屋等，屋外の常設重大事故等対処設備，屋外の設計基準事故対処設備から 100m の離隔距離を確保して複数箇所に保管する。)					
溢水	第 9 条（溢水による損傷の防止等）に基づく設計とする。		設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。		
	位置的分散（区画）(2 項)				
火災	第 8 条（火災による損傷の防止）に基づく設計とする。		第 41 条（火災による損傷の防止）に基づく設計とする。		
	位置的分散（区画）(2 項)				

サポート系

共通要因	ポンプ等	発電機	弁	パラメータ
電源	・電源の多様性 [常設代替交流電源設備 , 可搬型代替交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)]	-	・電源の多重性 [常設代替交流電源設備 , 常設代替直流電源設備 (⇔ 非常用ディーゼル発電機)]	・電源の多重性 (A系 : 計装電源A (区分)) (B系 : 計装電源B (区分)) 重大事故等対処設備のみに使用するパラメータは , A系またはB系より給電可能 ・電源の多様性 [常設代替直流電源設備 , 常設代替交流電源設備 , 可搬型代替交流電源設備 (直流電源設備 , 非常用ディーゼル発電機)]
燃料油	-	・位置的分散 [地下軽油タンク (軽油タンク)]	-	-
空気	-	-	・駆動方式の多様性 (高圧窒素ガスポンベ (アキュムレータ))	-
冷却方式	・冷却方式の多様性 [自己冷却 (原子炉補機冷却系)]	・冷却方式の多様性 [空気冷却 (原子炉補機冷却系)]	-	・冷却方式の多様性 [代替原子炉補機冷却系 (原子炉補機冷却系)]
水源	・異なる水源 [復水貯蔵槽 (サプレッションプール水)]	-	-	-

括弧内の設備は、多様性、多重性等の対象となる設計基準対象施設を表す。

(2) 各区分における設計方針については、以下の表にまとめた

類型化区分			設計方針	関連資料	
環境条件 自然現象 外部人為事象 溢水 火災	共通		生物学的事象のうち、ネズミ等の小動物に対して、屋外の常設重大事故防止設備は、侵入防止対策を実施することで機能が損なわれるおそれのない設計とする。	配置図 系統図	
	常設重大事故防止設備	共通要因の考慮対象設備あり	屋内 A a		防止設備 - 対象（代替対象 DB 設備有り） - 屋内 地震、津波、溢水及び火災に対しては、設計基準事故対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備と位置的分散を図る設計とする。 風（台風）、竜巻、積雪、低温、降水、落雷、火山の影響、地滑り、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災）、有毒ガスに対して外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に設置する。
			屋外 A b		防止設備 - 対象（代替対象 DB 設備有り） - 屋外 地震、津波、溢水及び火災に対しては、設計基準事故対処設備と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備と位置的分散を図る設計とする。 風（台風）、竜巻、積雪、低温、降水、落雷、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災）、有毒ガスに対して、設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。
		共通要因の考慮対象設備なし	対象外		防止設備 - 対象外（共通要因の考慮対象設備なし） - （環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障に対して、修復性等を考慮し、可能な限り頑健性をもたせた設計とする。）
	常設重大事故緩和設備及び防止でも緩和でもない常設重大事故対処設備	同一機能の設備あり	B		緩和設備又は防止でも緩和でもない設備 - 対象（同一目的の SA 設備あり） 環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障に対して、可能な限りの多様性、位置的分散を図る設計とする、若しくは修復性等を考慮し、可能な限り頑健性をもたせた設計とする。
		同一機能の設備なし	対象外		緩和設備又は防止でも緩和でもない設備 - 対象（同一目的の SA 設備なし） - （環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障に対して、修復性等を考慮し、可能な限り頑健性をもたせた設計とする。）
サポート系	サポート系あり	異なる駆動源、冷却源	C a	対象（サポート系有り） - 異なる駆動源又は冷却源 常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備と異なる駆動源、冷却源を用いる設計とする。また、水源についても可能な限り異なる水源を用いる設計とする。	系統図
		別の手段	C b	対象（サポート系有り） - 別の手段 常設重大事故防止設備は、駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また、水源についても可能な限り異なる水源を用いる設計とする。	
	サポート系なし	-	対象外（サポート系なし）		

個別条文中に記載する事項を下波部で示す

設置許可基準規則 第43条 第3項 第1号

可搬型重大事故等対処設備の容量等について

1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するにあたり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、可搬型重大事故等対処設備の容量等の適合性を確認するための区分及び設計方針について整理した。

(1) 基本設計方針

可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展を考慮し、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組み合わせにより達成する。

可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて必要な容量等を有する設計とするとともに、設備の機能、信頼度等を考慮し、予備を含めた保有数を確保することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とする。

なお、「容量等」とは、必要となる機器のポンプ流量、タンク容量、発電機容量、蓄電池容量及びポンペ容量並びに計測器の計測範囲とする。

可搬型重大事故等対処設備のうち複数の機能を兼用することで、設置の効率化、被ばく低減が図れるものは、同時に要求される可能性がある複数の機能に必要な容量等を合わせた容量等とし、兼用できる設計とする。

可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を有する設備を1基あたり2セットに加えて、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を発電所全体で確保する。

また、可搬型重大事故等対処設備のうち、負荷に直接接続する可搬型蓄電池、可搬型ポンペ等は、必要となる容量等を有する設備を1基あたり1セットに加えて、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を発電所全体で確保する。

上記以外の可搬型重大事故等対処設備は、必要となる容量等を有する設備を1基あたり1セットに加えて、設備の信頼度等を考慮し、予備を確保する。

(2) 類型化

a. 考慮事項

(a) 容量

- ・ 想定する事象及びその事象の進展を考慮し，事故対応手段としての系統設計を行う

(b) 数量

- ・ 可搬型設備の使用方法を考慮し，必要数量を設計する。
原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備かどうか
負荷に直接接続する可搬型直流電源設備等か

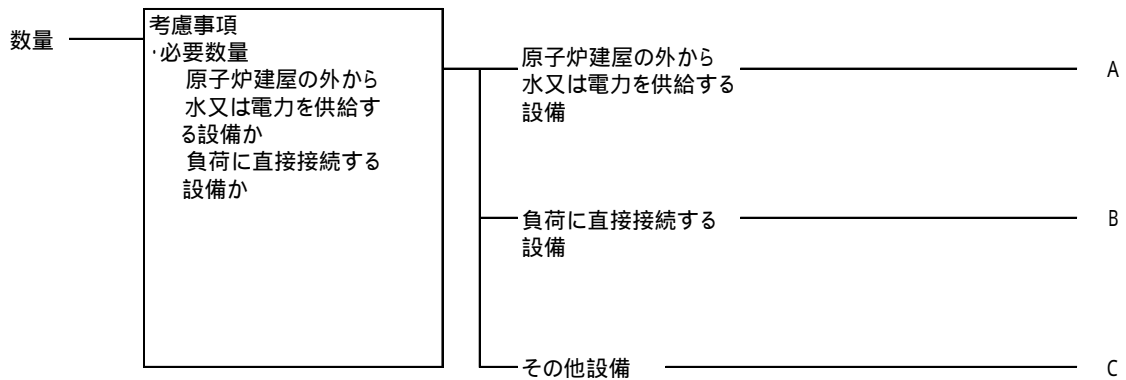
b. 類型化

(a) 容量

- ・ 類型化なし

(b) 数量

- ・ 原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備を「A」，負荷に直接接続する可搬型設備を「B」，それ以外を「C」に分類する。



2. 設計方針について

【要求事項：想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること】

各区分における設計方針について，以下の表にまとめた

(1) 必要容量

系統の目的に応じて必要な容量を有する設計とする。

複数の機能を兼用することで，設置効率化，被ばくの低減を図れるものは，同時に要求される可能性のある複数の機能に必要な容量を合わせた容量とし，兼用できる設計とする。

(2) 数量

類型化区分	設計方針	対象設備
A 原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	必要となる容量等を有する設備を6号及び7号炉それぞれ2セットに加え，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を発電所全体で1台以上確保する。	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替注水ポンプ ・可搬型代替交流電源設備 ・代替原子炉補機冷却系¹
B 負荷に直接接続する可搬型設備	必要となる容量等を有する設備を6号及び7号炉それぞれ1セットに加え，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を発電所全体で1台以上確保する。	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧窒素ガスポンベ² ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池
C その他設備	必要となる容量等を有する設備を6号及び7号炉それぞれ1セット確保することに加え，プラントの安全性を向上させる観点から，設備の信頼度等を考慮し，予備を確保する。	<ul style="list-style-type: none"> ・その他設備

1: 代替原子炉補機冷却系については，同様の機能を有する格納容器圧力逃がし装置との間で多様性を備えていることから，1基当たり2セット確保する。

2: 高圧窒素ガスポンベについては，原子炉建屋内に配置することから，バックアップについても建屋毎に設置することが適切であるため，1負荷当たり1セット（5本）に加え，予備を1基あたり5本以上確保する。

設置許可基準規則 第43条 第3項 第2号

可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性について

1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するにあたり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性を確認するための区分及び設計方針について整理した。

(1) 基本設計方針

可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルはボルト・ネジ接続又はより簡便な接続方式等を用い、配管は配管径や内部流体の圧力によって、大口径配管又は高圧環境においてはフランジを用い、小口径配管かつ低圧環境においてはより簡便な接続方式等を用いる設計とする。高圧窒素ガスポンペ、タンクローリー等については、各々専用の接続方式を用いる。また、発電用原子炉施設間で相互に使用することができるように、6号及び7号炉とも同一形状とするとともに、同一ポンプを接続する配管は、口径を統一する等、複数の系統での接続方式の統一も考慮する。

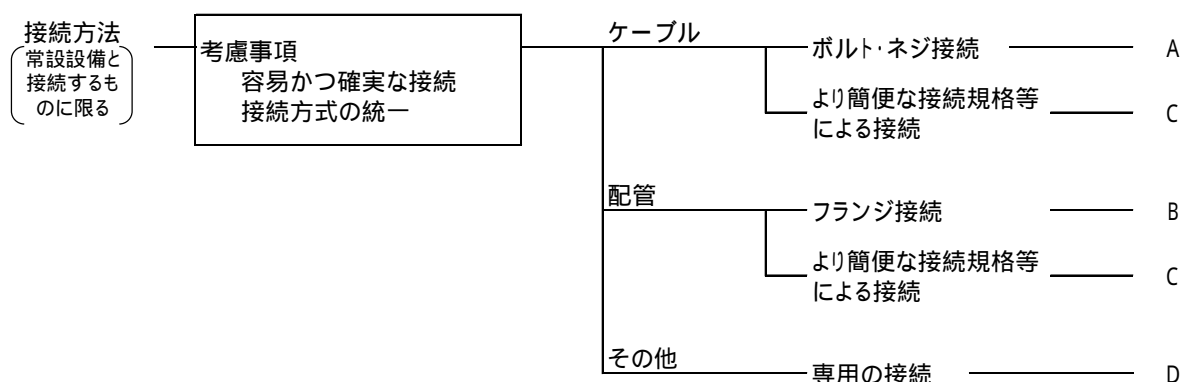
(2) 類型化の考え方

a. 考慮事項

- ・容易かつ確実に接続できる設計とする。
- ・相互に使用することができるように6号及び7号炉との同一形状とする。

b. 類型化

- ・内部流体等（水、空気、電気）に応じて各々適切な接続方式を採用しており、その接続形態に応じた区分に類型化する。



2. 設計方針について

【要求事項：常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること】

各区分における設計方針について、以下の表にまとめた。

区分	設計方針	関連資料	備考
A ボルト・ネジ接続	ケーブルは、 <u>ボルト・ネジ接続等を用い、容易かつ確実に接続できる設計とする。また、原子炉施設が相互に使用することができるように6号及び7号炉とも同一形状の接続方式の設計とする。</u>	接続図 (写真)	逃がし安全弁用蓄電池 可搬型代替交流電源設備
B フランジ接続	配管は、大口径又は高圧の系統は、 <u>フランジ接続により、容易かつ確実に接続できる設計とする。</u> 原子炉施設が相互に使用することができるように <u>6号及び7号炉とも同一形状、同口径の接続方式等とする。</u>	接続図 (写真)	代替原子炉補機冷却系
C より簡便な接続	ケーブルは、 <u>より簡便な接続規格としてスリップオン接続を用い、容易かつ確実に接続できる設計とする。</u> 小口径かつ低圧の系統は、 <u>簡便な接続方式として結合金具を用い、容易かつ確実に接続できる設計とする。</u> 原子炉施設が相互に使用することができるように <u>6号及び7号炉とも同一形状とするとともに、同一ポンプを接続する配管は口径を統一する等、複数の系統での接続方式の統一を図った設計とする。</u>	接続図 (写真)	可搬型代替交流電源設備 可搬型代替注水ポンプ
D 専用の接続	上記以外の接続方法については、 <u>個別に設計する。</u>	接続図 (写真)	可搬型高圧窒素ガスポンベ タンクローリー

個別条文中に記載する事項を下波部で示す

設置許可基準規則 第43条 第3項 第3号

異なる複数の接続箇所の確保について

1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するにあたり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、異なる複数の接続箇所の確保を確認するための区分及び設計方針について整理した。

(1) 基本設計方針

原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋の外から水又は電力を供給する可搬型重大事故等対処設備と常設設備との接続口は、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置又は屋内に適切な離隔距離をもって複数箇所設置する。

自然現象については、地震、津波、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響及び生物学的事象を考慮する。また、自然現象の組合せについては、地震、積雪及び火山の影響を考慮する。

外部人為事象については、飛来物（航空機落下等）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他テロリズムを考慮する。

環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能を確実に発揮できる設計とするとともに、屋内又は異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所設置する。重大事故等時の環境条件における健全性については「2.3.3 環境条件等」に記載する。風（台風）、低温（凍結）、降水、積雪、及び電磁的障害に対しては、環境条件にて考慮し、機能が損なわれない設計とする。

地震に対して接続口は、「2.1.1 発電用原子炉施設の位置」に基づく地盤上の屋内又は建屋面に複数箇所設置する。

地震、津波及び火災に対しては、「2.1.2 耐震設計の基本方針」「2.1.3 耐津波設計の基本方針」及び「2.2 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。

溢水に対しては、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置する。

風（台風）、竜巻、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機墜落火災）、有毒ガス、船舶の衝突及び故意による大型航空機の衝突その他テロリズムに対して接続口は、屋内及び建屋面又は建屋面の隣接しない位置に複数箇所設置する。

生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して屋外に設置する場合は、開口部の閉止により安全機能が損なわれるおそれのない設計とする。

また、電源車の接続については、一つの接続口で可搬型代替交流電源設備と可搬型代替直流電源設備の二つの機能を兼用して使用することから、それぞれの機能に必要な容量が確保できる接続口を設ける。

(2) 類型化の考え方

a. 考慮事項

重大事故等発生時における環境条件

自然現象

外部人為事象

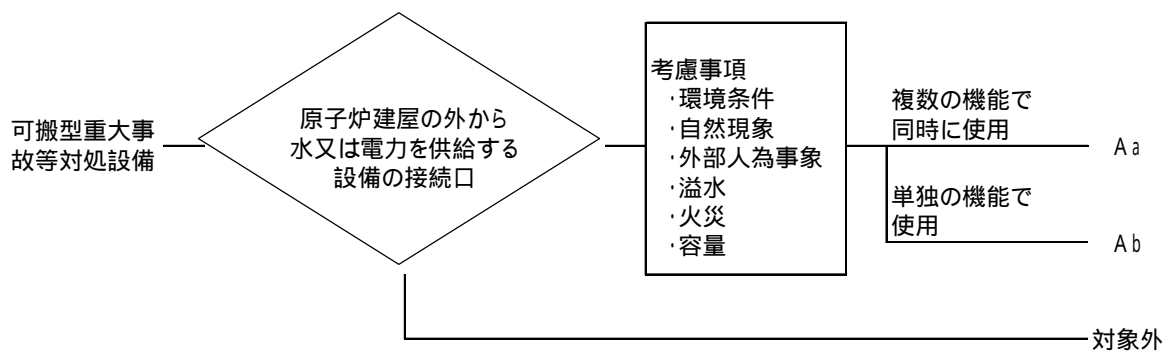
溢水

火災

容量

b. 類型化

- ・ 可搬型重大事故等対処設備の接続対象として、原子炉建屋の外から水又は電源供給するものを「A」と分類し、その他設備を対象外と分類。
- ・ 複数の機能で一つの接続口を使用する設備については「a」、その他を「b」と分類。



2. 設計方針について

【要求事項：常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること】

(1) 考慮事項に対する設計方針

項目		可搬型 SA 設備と常設 SA 設備の接続口		
		建屋面	屋内	
環境条件		第 43 条第 1 項第 1 号の環境条件として健全性を確認している		
		位置的分散（複数箇所）		
地盤		第 38 条（重大事故等対処設備の地盤）に基づく地盤上に設置する。		
自然現象	地震	第 39 条（地震による損傷の防止）に基づく設計とする。		
	津波	第 40 条（津波による損傷の防止）に基づく設計とする。		
	風（台風）	接続口は、適切な隔離距離を確保した複数箇所に設置する。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内若しくは適切な離隔距離をもって複数箇所設置する。	
		位置的分散（複数箇所）		
	竜巻	接続口は、適切な隔離距離を確保した複数箇所に設置する。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内若しくは適切な離隔距離をもって複数箇所設置する。	
		位置的分散（複数箇所）		
	低温（凍結）	接続口は、適切な隔離距離を確保した複数箇所に設置する。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内若しくは適切な離隔距離をもって複数箇所設置する。	
		位置的分散（複数箇所）		
	降水	接続口は、適切な隔離距離を確保した複数箇所に設置する。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内若しくは適切な離隔距離をもって複数箇所設置する。	
		位置的分散（複数箇所）		
	積雪	接続口は、適切な隔離距離を確保した複数箇所に設置する。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内若しくは適切な離隔距離をもって複数箇所設置する。	
		位置的分散（複数箇所）		
	落雷	接続口は、適切な隔離距離を確保した複数箇所に設置する。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内若しくは適切な離隔距離をもって複数箇所設置する。	
		位置的分散（複数箇所）		
地滑り	接続口は、適切な隔離距離を確保した複数箇所に設置する。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内若しくは適切な離隔距離をもって複数箇所設置する。		
	位置的分散（複数箇所）			

	火山の影響	接続口は、適切な隔離距離を確保した複数箇所を設置する。	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内若しくは適切な隔離距離をもって複数箇所設置する。
	位置的分散（複数箇所）		
	生物学的事象	接続口は、適切な隔離距離を確保した複数箇所を設置する。	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内若しくは適切な隔離距離をもって複数箇所設置する。
	位置的分散（複数箇所）		
外部人為事象	外部火災 森林火災 近隣工場等の火災・爆発、有毒ガス	接続口は、防火帯の内側の適切な隔離距離を確保した複数箇所を設置する。	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内若しくは適切な隔離距離をもって複数箇所設置する。
		位置的分散（複数箇所）	
	船舶の衝突	接続口は、適切な隔離距離を確保した複数箇所を設置する。	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内若しくは適切な隔離距離をもって複数箇所設置する。
	位置的分散（複数箇所）		
	電磁的障害	接続口は、適切な隔離距離を確保した複数箇所を設置する。	第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内若しくは適切な隔離距離をもって複数箇所設置する。
	位置的分散（複数箇所）		
	故意による大型航空機衝突その他テロリズム	接続口は、適切な隔離距離を確保した複数箇所を設置する。	
溢水	溢水に対しては、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない位置に設置する。		
	位置的分散（複数箇所）		
火災	第41条（火災による損傷の防止）に基づく設計とする。		
	位置的分散（複数箇所）		

(2) 各区分における設計方針について、以下の表にまとめた。

類型化区分	設計方針	関連資料
A a	可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災の影響による共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、屋内、建屋面又は屋外に適切な隔離距離を確保した複数箇所に設置する。また、一つの接続口で、可搬型代替交流電源設備と可搬型代替交流直流設備の二つの機能を兼用して使用することから、それぞれの機能に必要な容量が確保できる接続口を設ける。	接続図

A b	可搬型重大事故等対処設備のうち，原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は，環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水及び火災の影響による共通要因によって接続することができなくなることを防止するため，屋内又は建屋面に適切な隔離距離を確保した複数箇所に設置する。	接続図
対象外	-	

個別条文で記載する事項を下波部で示す

設置許可基準規則 第43条 第3項 第4号
可搬型重大事故等対処設備の設置場所について

1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するにあたり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、可搬型重大事故等対処設備の設置場所を確認するための区分及び設計方針について整理した。

(1) 基本設計方針

可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても設置及び常設設備との接続に支障がないように、放射線量の高くなるおそれの少ない設置場所の選定、当該設備の設置場所への遮蔽の設置等により、当該設備の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。

(2) 類型化の考え方

a. 考慮事項

- ・放射線の影響

2. 設計方針について

【要求事項：想定される重大事故等が発生した場合において可搬型代替重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること】

各区分における設計方針について、以下の表にまとめた。

設計方針	関連資料
可搬型重大事故等対処設備は、放射線量の高くなるおそれの少ない場所の選定、当該設備の設置場所への遮蔽の設置等により、 <u>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とする。</u>	接続図

個別条文で記載する事項を下波部で示す

保管場所について

1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するにあたり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、重大事故等対処設備の保管場所を確認するための区分及び設計方針について整理した。

(1) 基本設計方針

可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、飛来物（航空機落下等）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、故意による大型航空機衝突その他のテロリズム、設計基準事故対処設備等及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管する。

環境条件については、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「2.3.3 環境条件等」に記載する。風（台風）、低温（凍結）、降水、積雪及び電磁的障害に対して可搬型重大事故等対処設備は、環境条件にて考慮し、機能が損なわれない設計とする。

地震に対して可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建屋等の頑健な屋内に保管する、又は屋外に保管する場合は、共通要因によりすべての設備が同時に機能を喪失しないよう転倒しないことを確認する又は必要により固縛等の処置をするとともに、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しないよう複数の位置に分散して保管する。

地震及び津波に対して可搬型重大事故等対処設備は、「2.1.2 耐震設計の基本方針」、「2.1.3 津波による損傷の防止」にて考慮された設計とする。

火災に対して、可搬型重大事故等対処設備は「2.2 火災による損傷の防止」に基づく火災防護を行う。

地震、津波、溢水及び火災に対して可搬型重大事故等防止設備は、設計基準事故等対処設備等及び常設重大事故等防止設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故等対処設備等の配置も含めて常設重大事故等防止設備と位置的分散を図り複数箇所に保管する。

風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機墜落火災）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた屋内に保管するか又は設計基準事故等対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように、設計基準事故等対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する。

飛来物（航空機落下）及び故意による大型航空機の衝突その他テロリズムに対して、屋内の可搬型重大事故等対処設備は、可能な限り設計基準事故等対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する。屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋から 100m 以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準対象施設及び常設重大事故等対処設備から 100m 以上の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する。

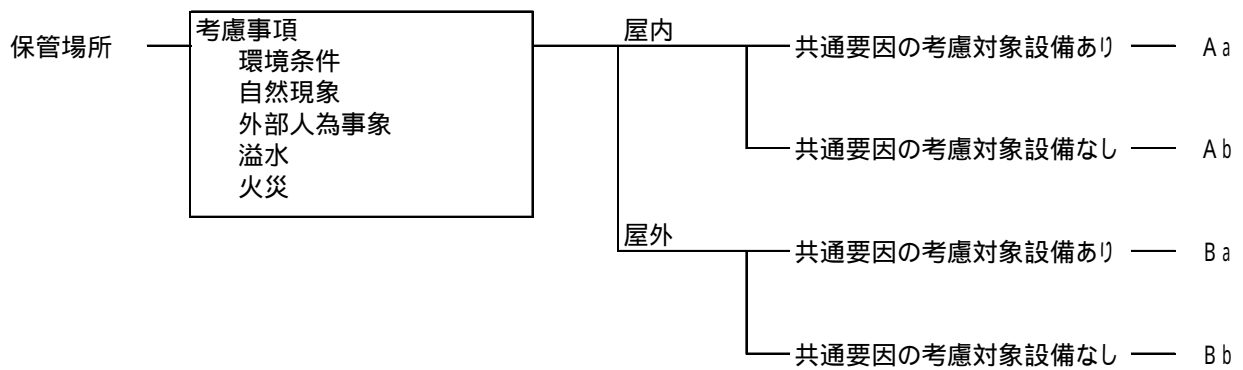
(2) 類型化の考え方

a. 考慮事項

- ・環境条件
- ・自然現象
- ・外部人為現象
- ・溢水
- ・火災

b. 類型化

- ・可搬型重大事故等対処設備の保管場所で、屋内「A」と屋外「B」に分類し、さらに当該設備に対応する常設重大事故等対処設備があるものについては、「A a」または「B a」、対応する常設重大事故等対処設備がないものは、「A b」又は「B b」に分類し、分散配置の考え方を明確にした。



2. 設計方針について

【要求事項:地震 津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響, 設計基準事故対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること】

(1) 各考慮事項における設計方針について、以下の表にまとめた。

項目	DB 設備		常設 SA 設備		可搬型 SA 設備		
	屋外	屋内	屋外	屋内	屋外	屋内	
環境条件	第 12 条 (安全施設) に基づく設計とする。		第 43 条第 1 項第 1 号の環境条件として健全性を確認している。				
地盤	第 3 条 (設計基準対象施設の地盤) に基づく地盤上に設置する。		第 38 条 (重大事故等対処設備の地盤) に基づく地盤上に設置する。		地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等の影響により、必要な機能を喪失しない複数の位置に分散して保管する。		
自然現象	地震	第 4 条 (地震による損傷の防止) に基づく設計とする。		第 39 条 (地震による損傷の防止) に基づく設計とする。		第 39 条 (地震による損傷の防止) に基づく設計とする。	
		位置的分散 (2 項)					
		位置的分散 (3 項)					
	津波	第 5 条 (津波による損傷の防止) に基づく設計とする。		第 40 条 (津波による損傷の防止) に基づく設計とする。 (高台及び水密区画)		第 40 条 (津波による損傷の防止) に基づく設計とする。 (高台及び水密区画)	
		位置的分散 (2 項)					
		位置的分散 (3 項)					
	風 (台風)	第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止) に基づく設計とする。		設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。		設計基準事故等対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように、設計基準事故等対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する設計とする。	
		位置的分散 (2 項)					
		位置的分散 (3 項)					
	竜巻	第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止) に基づく設計とする。		設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。		設計基準事故等対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように、設計基準事故等対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する設計とする。	
		位置的分散 (2 項)					
		位置的分散 (3 項)					
積雪 降水	第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止) に基づく設計とする。		設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。		設計基準事故等対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように、設計基準事故等対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する設計とする。		
	位置的分散 (2 項)						
	位置的分散 (3 項)						
低温 (凍結)	第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止) に基づく設計とする。		設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。		設計基準事故等対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように、設計基準事故等対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する設計とする。		
	位置的分散 (2 項)						
	位置的分散 (3 項)						
落雷	第 6 条 (外部からの衝撃による損傷の防止) に基づく設計とする。		設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。		設計基準事故等対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように、設計基準事故等対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する設計とする。		
	位置的分散 (2 項)						
	位置的分散 (3 項)						

	地滑り	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設計された屋内に設置する。	設計基準事故等対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように、設計基準事故等対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所分散して保管する設計とする。	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設計された屋内に保管する設計とする。
		位置的分散(2項)		位置的分散(3項)		
	火山による影響	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設計された屋内に設置する。	設計基準事故等対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように、設計基準事故等対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所分散して保管する設計とする。	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設計された屋内に保管する設計とする。
		位置的分散(2項)		位置的分散(3項)		
	生物学的事象	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設計された屋内に設置する。	設計基準事故等対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように、設計基準事故等対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所分散して保管する設計とする。	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設計された屋内に保管する設計とする。
		位置的分散(2項)		位置的分散(3項)		
外部人為事象	森林火災 近隣工場の火災・爆発、有毒ガス	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り、防火帯の内側に設置し、延焼しない設計とする。	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設計された屋内に設置する。	設計基準事故等対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように、設計基準事故等対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所分散して保管する設計とする。	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設計された屋内に保管する設計とする。
		位置的分散(2項)		位置的分散(3項)		
	故意による大型航空機衝突その他テロリズム	屋内の可搬型重大事故等対処設備は、可能な限り設計基準事故等対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所保管する設計とする。建屋外の可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建屋から100m以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故等対処設備及び常設重大事故等対処設備から100m以上の離隔距離を確保した上で、複数箇所分散して保管する設計とする。				-
	船舶の衝突	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設計された屋内に設置する。	設計基準事故等対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように、設計基準事故等対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所分散して保管する設計とする。	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設計された屋内に保管する設計とする。
		位置的分散(2項)		位置的分散(3項)		
	電磁的障害	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設計された屋内に設置する。	設計基準事故等対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように、設計基準事故等対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所分散して保管する設計とする。	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設計された屋内に保管する設計とする。
		位置的分散(2項)		位置的分散(3項)		
	溢水	第9条(溢水による損傷の防止等)に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	屋外タンクからの溢水による影響を受けない場所に保管する。		設計基準事故等対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。
		位置的分散(区画)(2項)		位置的分散(区画)(3項)		
	火災	第8条(火災による損傷の防止)に基づく設計とする。	第41条(火災による損傷の防止)に基づく設計とする。	第41条(火災による損傷の防止)に基づく設計とする。		
		位置的分散(区画)(2項)		位置的分散(区画)(3項)		

(2) 各区分における設計方針について、以下の表にまとめた。

類型化区分		設計方針	関連資料
共通		可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波、溢水及び火災に対して、設計基準事故等対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を損なわないように、設計基準事故等対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する設計とする。	-
A a	屋内 (共通要因の考慮対象設備あり)	可搬型重大事故等対処設備は、風(台風)、竜巻、低温(凍結)、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発(森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機墜落火災)、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた屋内に保管する。また、可搬型重大事故等対処設備のうち設計基準事故等対処設備及び常設重大事故等対処設備の機能を代替するものは、可能な限り設計基準事故等対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と <u>位置的分散を図り複数箇所に保管する設計とする。</u>	配置図， 保管場所図
A b	屋内 (共通要因の考慮対象設備なし)	可搬型重大事故等対処設備は、風(台風)、竜巻、低温(凍結)、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発(森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機墜落火災)、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた屋内に保管する設計とする。	
B a	屋外 (共通要因の考慮対象設備あり)	可搬型重大事故等対処設備は、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等の影響により、必要な機能を喪失しない複数の位置に分散して保管する設計とする。 風(台風)、竜巻、低温(凍結)、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発(森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機墜落火災)、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、設計基準事故等対処設備等及び常設重大事故等対処設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように、設計基準事故等対処設備等の配置も含めて、設計基準事故等対処設備及び常設重大事故等対処設備と <u>位置的分散を図り複数箇所に保管する設計とする。</u> <u>飛来物(航空機落下)及び故意による大型航空機の衝突その他テロリズムに対して、原子炉建屋から100m以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故等対処設備及び常設重大事故等対処設備から100m以上の離隔距離を確保した上で、複数の箇所に分散して保管する設計とする。</u>	
B b	屋外 (共通要因の考慮対象設備なし)	可搬型重大事故等対処設備は、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等の影響により、必要な機能を喪失しない複数の位置に分散して保管する設計とする。	

個別条文中に記載する事項を下波部で示す

1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するにあたり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、発電所内の屋外道路及び屋内通路を確保するための区分及び設計方針について整理した。

(1) 基本設計方針

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の設計とする。

屋外及び屋内において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

屋外及び屋内アクセスルートに対して、自然現象として、地震、津波、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象を考慮し、外部人為事象として、飛来物（航空機落下等）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災）、有毒ガス及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮する。

屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構造物等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり）、その他自然現象による影響（台風及び竜巻による飛来物、積雪、火山）を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダを2台（予備2台）保管、使用する。また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対しては、道路上への自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する設計とする。

津波の影響については、基準津波による遡上域最大水位よりも高い位置にアクセスルートを確保する設計とする。

火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災）、有毒ガスに対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する設計とする。

落雷に対しては道路面が直接影響を受けることはなく、生物学的事象に対しては容易に排除可能なため、アクセスルートへの影響はない。

屋外のアクセスルートは、地震の影響による周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダによる崩壊箇所の仮復旧を行うことで、通行性を確保できる設計とする。また、不等沈下及び地中構造物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所において、想定を上回る段差が発生した場合は、迂回する又は碎石による段差解消対策により対処する設計とする。

屋外アクセスルートは、考慮すべき自然現象のうち、凍結及び積雪に対して、道路については融雪剤を配備し、車両については走行可能なタイヤを装着することにより通行性を確保できる設計とする。なお、融雪剤の配備等については、『「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処置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料（以下「技術的能力説明資料」という）1.0 重大事故等対策における共通事項』に示す。

なお、屋外アクセスルートに加えて、更なるアクセス性の向上を図るため、自主対策設備として緊急時対策所から保管場所、原子炉建屋へ移動可能な複数のルートを確保する。

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊発生時の消火活動等については、「技術的能力説明資料 2.0 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応」に示す。

屋外アクセスルートの地震発生時における、火災の発生防止策（可燃物収納容器の固縛による転倒防止）及び火災の拡大防止策（大量の可燃物を内包する変圧器の防油堤の設置）については、「火災防護計画」に定める。

屋内アクセスルートは、自然現象として考慮する津波、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象による影響及び外部人為事象として考慮する火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災）、有毒ガスに対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する設計とする。

屋内アクセスルートにおいては、溢水等に対して、アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具を着用する。また、地震時に通行が阻害されないように、アクセスルート上の資機材の固縛、転倒防止対策及び火災の発生防止対策を実施する。万一通行が阻害される場合は迂回する又は乗り越える。

屋外及び屋内アクセスルートにおいては、被ばくを考慮した放射線防護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。また、夜間及び停電時の確実な運搬や移動のため可搬型照明装置を配備する。これらの運用については、「技術的能力説明資料 1.0 重大事故等対策における共通事項」に示す。

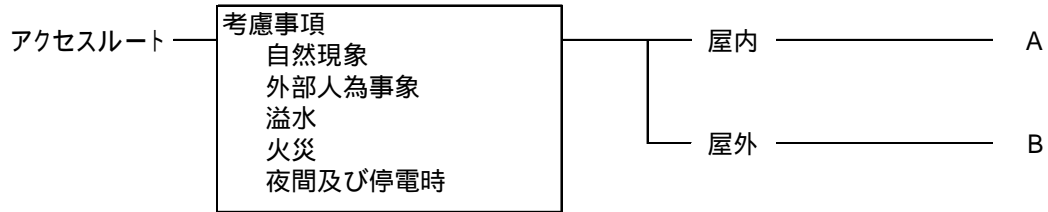
(2) 類型化の考え方

a. 考慮事項

- 自然現象
- 外部人為事象
- 溢水
- 火災
- 夜間及び停電時

b. 類型化

- ・屋内アクセスルートと屋外アクセスルートに分類した。



2. 設計方針について

【要求事項：想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること】
各区分における設計方針について、以下の表にまとめた。

(1) 各考慮事項に対する設計方針は以下のとおり。

環境要因、地震、津波その他自然現象、外部人為事象、溢水、火災

考慮事項		屋内	屋外
地盤		耐震設計を行った建屋内に、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する設計とする。 (第38条(重大事故等対処施設の地盤))に基づき設置された建屋内に確保する)	地震の影響による周辺斜面の崩壊、道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダによる崩壊箇所の回復日を行うことで、通行性を確保できる設計とする。 また、不等沈下や地中構造物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所において、想定を上回る段差が発生した場合は、迂回するまたは砕石による段差解消対策により対処する設計とする。
自然現象	地震(第39条対応)	耐震設計を行った建屋内に、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認することにより通行可能な設計とする。 (第39条(地震による損傷防止))に基づき設置された建屋内に確保する資機材転倒時の通行性確保対策及び地震動半溢水を想定した防護具の配備については、「技術的能力説明資料 1.0 重大事故等対策における共通事項」に示す。	地震の影響による周辺斜面の崩壊、道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダによる崩壊箇所の回復日を行うことで、通行性を確保できる設計とする。 また、不等沈下や地中構造物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所において、想定を上回る段差が発生した場合は、砕石による段差解消対策により対処する。
	津波(第40条対応)	基準津波による遡上高さに対し高い位置の敷地に設置される建物内にアクセスルートを設定するため、影響を受けない。	津波の影響については、基準津波による遡上域最大水位よりも高い位置にアクセスルートを確保する設計とする。
その他の自然現象	風(台風) (飛来物)	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設置された建屋内にアクセスルートを確保する設計とする。	アクセスルート上の台風及び竜巻による飛来物については、ホイールローダによる撤去を行う設計とする。
	竜巻(飛来物)		
	積雪 (積雪荷重)	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設置された建屋内にアクセスルートを確保する設計とする。	アクセスルート上の積雪については、ホイールローダによる撤去を行う設計とする。 積雪時にも走行可能なタイヤを装着する。(「技術的能力説明資料 1.0 重大事故等対策における共通事項」)
	低温(凍結) (温度条件)	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設置された建屋内にアクセスルートを確保する設計とする。	アクセスルート上の凍結については、融雪剤を散布することで通行性を確保できる設計とする。 凍結時にも走行可能なタイヤを装着する。(「技術的能力説明資料 1.0 重大事故等対策における共通事項」)
	落雷	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設置された建屋内にアクセスルートを確保する設計とする。	落雷によってアクセスルートが影響を受けることはない。
	火山の影響	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設置された建屋内にアクセスルートを確保する設計とする。	アクセスルート上の降灰については、ホイールローダによる撤去を行う設計とする。
	降水 (屋外設備)	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設置された建屋内にアクセスルートを確保する設計とする。	道路上への自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する設計とする。
	生物学的事象	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設置された建屋内にアクセスルートを確保する設計とする。	容易に排除可能であり、生物学的事象によってアクセスルートが影響を受けることはない。
外部人為事象	外部火災 森林火災	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設置された建屋内にアクセスルートを確保する設計とする。	森林火災の影響を考慮し、防火帯内に複数のアクセスルートを確保する設計とする。
	近隣工場等の火災・爆発、有毒ガス	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設置された建屋内にアクセスルートを確保する設計とする。	迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する設計とする。
	故意による大型航空機衝突その他テロリズム	複数ルートの確保、消火活動及びかかれき撤去の考え方については、「技術的能力説明資料 2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機衝突その他テロリズムへの対応」に示す。	
溢水	屋内アクセスルートにおける溢水に対しては防護具の着用により通行できる。(「技術的能力説明資料 1.0 重大事故等対策における共通事項」)	地震による屋外タンクからの溢水に対し、道路上への自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する設計とする。	
火災	火災防護計画に定める。	火災の発生防止策(可燃物収納容器の固縛による転倒防止)及び火災の拡大防止策(大量の可燃物を内包する変圧器の防虫堤の設置)については、「火災防護計画」に定める。	
夜間及び停電時	可搬型設備の運用については、「技術的能力説明資料 1.0 重大事故等対策における共通事項」に示す。	可搬型設備の運用については、「技術的能力説明資料 1.0 重大事故等対策における共通事項」に示す。	

(2) 各区分における設計方針について、以下の表にまとめた。

類型化区分	設計方針	関連資料	備考
アクセス必要	迂回路も考慮して複数アクセスルートを確認する。		
A 屋内	<p><u>屋内アクセスルートの確保</u> 津波、その他自然現象による影響（風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、火山の影響、生物学的事象及び外部人為事象（火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災）及び有毒ガス）に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内にアクセスルートを確保する設計とする。</p>	アクセスルート 説明資料	
B 屋外	<p><u>屋外アクセスルートの確保</u> 地震による影響（周辺構造物等の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面のすべり）、その他自然現象による影響（台風及び竜巻による飛来物、積雪、火山の影響）を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なルートを確認するため、障害物を除去可能なホイールローダを2台（予備2台）保管、使用する。また、地震による屋外タンクからの溢水及び降水に対して、道路上への自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する設計とする。 津波の影響については、基準津波による遡上域最大水位よりも高い位置にアクセスルートを確保する設計とする。火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災）、有毒ガスに対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する設計とする。 落雷に対しては道路面が直接影響を受けることはなく、生物学的事象に対しては容易に排除可能なため、アクセスルートへの影響はない。 屋外のアクセスルートは、地震の影響による周辺斜面の崩壊及び道路面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダによる崩壊箇所の仮復旧を行い、通行性の確保が可能な設計とする。また、不等沈下及び地中構造物の損壊に伴う段差の発生が想定される箇所において、想定を上回る段差が発生した場合は、迂回する又は砕石による段差解消対策により対処する。屋外アクセスルートは、考慮すべき自然現象のうち、凍結及び積雪に対して、道路については融雪剤を配備し、車両については走行可能なタイヤを装着することにより通行性を確保できる設計とする。</p>	アクセスルート 説明資料	
対象外 （アクセス不要）	中央制御室又は緊急時対策所で保管及び使用する。		

個別条文で記載する事項を下波部で示す。

設置許可基準規則 第43条 第3項 第7号

可搬型重大事故防止設備の共通要因故障について

1. 概要

重大事故等対処設備の基準適合性を確認するにあたり、設置許可基準規則により要求されている項目のうち、可搬型重大事故防止設備の共通要因故障防止に関する健全性を確認するための区分及び設計方針について整理した。

(1) 基本設計方針

可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないように、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な処置を講じた設計とする。

発電所敷地で想定される自然現象（地震及び津波を除く。）については、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき事象を収集した洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生の可能性、重大事故等対処設備への影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象を考慮する。また、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備に対する共通要因としては、地震、津波、風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響及び生物学的事象を考慮する。

自然現象の組合せについては、地震、積雪及び火山の影響を考慮する。

発電所敷地又はその周辺において想定される外部人為事象については、網羅的に抽出するために、発電所敷地及びその周辺での発生実績の有無に関わらず、国内外の基準や文献等に基づき事象を収集した飛来物（航空機落下等）、ダム崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、故意による大型航空機衝突その他のテロリズム等の事象を考慮する。これらの事象のうち、発電所敷地及びその周辺での発生可能性、重大事故等対処設備への影響度、事象進展速度や事象進展に対する時間余裕の観点から、重大事故等対処設備に影響を与えるおそれがある事象として、飛来物（航空機落下等）、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機衝突その他のテロリズムを考慮する。また、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備に対する共通要因としては、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災）有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮する。

故意による大型航空機衝突その他のテロリズムについては、可搬型重大事故等対処設備による対策を講じることとする。

重大事故等対処設備についても、可能な限り多様性を考慮する。

環境条件については、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「2.3.3 環境条件等」に記載する。風（台風）、低温（凍結）、降水、積雪及び電磁的障害に対して可搬型重大事故等対処設備は、環境条件にて考慮し、機能が損なわれない設計とする。

地震に対して可搬型重大事故等対処設備は、原子炉建屋等の頑健な建屋内に保管する、又は屋外に保管する場合は、共通要因によりすべての設備が同時に機能を喪失しないよう転倒しないことを確認する、又は必要により固縛等の処置をするとともに、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足、地中埋設構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しないよう複数の位置に分散して保管する設計とする。

地震及び津波に対して可搬型重大事故等対処設備は、「2.1.2 耐震設計の基本方針」、「2.1.3 津波による損傷の防止」にて考慮された設計とする。火災に対して可搬型重大事故防止設備は「2.2 火災による損傷の防止」に基づく火災防護を行う。

地震、津波、溢水及び火災に対して可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と同時に機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故防止設備と位置的分散を図り複数箇所に保管する。

風（台風）、竜巻、低温（凍結）、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機墜落火災）、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害に対して、可搬型重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に保管するか、又は設計基準事故対処設備等及び常設重大事故防止設備と同時に必要な機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故防止設備と位置的分散を図り、防火帯の内側の複数箇所に分散して保管する設計とする。クラゲ等の海生生物の影響により可搬型重大事故等対処設備の取水ラインが閉塞する場合には、他の可搬型重大事故等対処設備によって取水を継続し、閉塞箇所の清掃を行うことで対応できるよう、クラゲ等の海生生物から影響を受けるおそれのある屋外の可搬型重大事故等対処設備は、複数有する設計とする。

飛来物（航空機落下等）及び故意による大型航空機の衝突その他テロリズムに対して、屋内の可搬型重大事故防止設備は、可能な限り設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故防止設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する。屋外に保管する可搬型重大事故防止設備は、原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋から 100m 以上の離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準対象施設及び常設重大事故等対処設備から 100m 以上の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する。

サポート系の故障に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮し、可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と異なる駆動源、冷却源を用いる設計とするか、駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また、水源についても可能な限り、異なる水源を用いる設計とする。

なお、可搬型重大事故緩和設備並びに可搬型事故防止設備及び可搬型重大事故緩和設備に該当しない可搬型重大事故等対処設備は、共通要因により同一の機能を有する設備と同時にその機能を損なうおそれがないように、同一の機能を有する設備と可能な限り多様性、位置的分散を図る設計とするか、又は可能な限りの頑健性を有する設計とする。

さらに、重大事故等対処設備は、共通要因により重大事故等対処設備の有する発電用原子炉の未臨界移行機能、燃料冷却機能、格納容器除熱機能及び使用済燃料プール注水の各機能を同時に損なうおそれがないように、同一の機能を有する重大事故等対処設備と可能な限りの多様性、位置的分散を図る設計と計とする。

(2) 類型化の考え方

a. 考慮事項

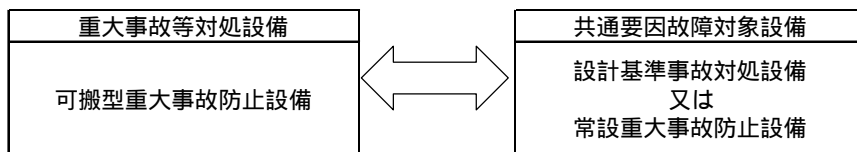
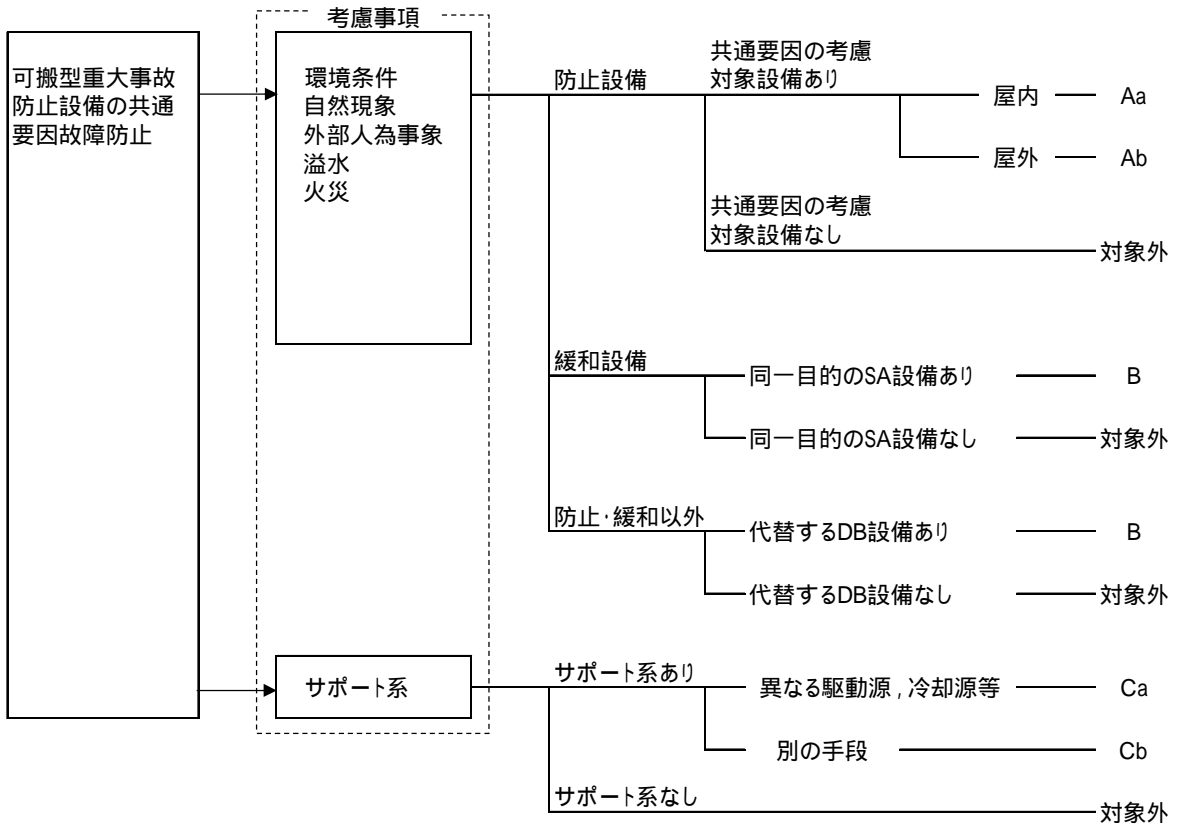
環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災

サポート系の故障：系統又は機器に供給される電源，燃料油，空気，冷却水，水源

b. 類型化

環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水，火災については，屋内設備と屋外設備に分類する。

サポート系による要因については，設備毎に考慮する。



2. 設計方針について

【要求事項：重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること】

(1) 各考慮事項に対する設計方針は以下のとおり。

環境条件，地震，津波，その他自然現象，外部人為事象，溢水，火災

項目	DB 設備		常設 SA 設備		可搬型 SA 設備		
	屋外	屋内	屋外	屋内	屋外	屋内	
環境条件	第 12 条（安全施設）に基づく設計とする。		第 43 条第 1 項第 1 号の環境条件として健全性を確認している				
地盤	第 3 条（設計基準対象施設の地盤）に基づく地盤上に設置する。		第 38 条（重大事故等対処設備の地盤）に基づく地盤上に設置する。		第 43 条第 3 項第 5 号に基づく保管場所に保管する。	第 38 条（重大事故等対処設備の地盤）に基づき設置された建屋内に保管する。	
自然現象	地震	第 4 条（地震による損傷の防止）に基づく設計とする。		第 39 条（地震による損傷の防止）に基づく設計とする。		第 43 条第 3 項第 5 号に基づく保管場所に保管する。	第 6 条（地震による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。
		位置的分散（2 項）					
	位置的分散（3 項）						
	津波	第 5 条（津波による損傷の防止）に基づく設計とする。		第 40 条（津波による損傷の防止）に基づく設計とする。		第 43 条第 3 項第 5 号に基づき，基準津波の影響を受けない場所に保管する。	
		位置的分散（2 項）					
	風（台風）	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。		設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。	設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備と位置的分散を図り，複数箇所に分散して保管する。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に保管する。
		位置的分散（2 項）					
		位置的分散（3 項）					
	竜巻	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。		設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。	設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備と位置的分散を図り，複数箇所に分散して保管する。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に保管する。
		位置的分散（2 項）					
位置的分散（3 項）							
降水	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。		設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。	設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備と位置的分散を図り，複数箇所に分散して保管する。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に保管する。	
	位置的分散（2 項）						
	位置的分散（3 項）						
低温（低温）	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。		設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。	設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備と位置的分散を図り，複数箇所に分散して保管する。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に保管する。	
	位置的分散（2 項）						
	位置的分散（3 項）						
積雪	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づく設計とする。		設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に設置する。	設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備と位置的分散を図り，複数箇所に分散して保管する。	第 6 条（外部からの衝撃による損傷の防止）に基づき設計された建屋内に保管する。	
	位置的分散（2 項）						
	位置的分散（3 項）						

落雷	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設計された建屋内に設置する。	設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設計された建屋内に保管する。
	位置的分散(2項)		位置的分散(3項)		
地滑り	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設計された建屋内に設置する。	設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設計された建屋内に保管する。
	位置的分散(2項)		位置的分散(3項)		
火山	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設計された建屋内に設置する。	設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備と可能な限り位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設計された建屋内に保管する。
	位置的分散(2項)		位置的分散(3項)		
生物学的 事象	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設計された建屋内に設置する。	設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備と可能な限り位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設計された建屋内に保管する。
	位置的分散(2項)		位置的分散(3項)		
外部人為事象 森林 火災 近隣工 場の火 災・爆 発、有 毒ガス	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り、防火帯の内側に設置し、延焼しない設計とする。	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設計された建屋内に設置する。	設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備と可能な限り位置的分散を図り、防火帯の内側に複数箇所に分散して保管する。	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設計された建屋内に保管する。
	位置的分散(2項)		位置的分散(3項)		
船舶の衝 突	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設計された建屋内に設置する。	設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設計された建屋内に保管する。
	位置的分散(2項)		位置的分散(3項)		
電磁的障 害	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設計された建屋内に設置する。	設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する。	第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)に基づき設計された建屋内に保管する。
	位置的分散(2項)		位置的分散(3項)		
故意による 大型航空 機衝突 その他テ ロリズム	可搬型重大事故防止設備は、原子炉建屋から100m以上の離隔距離を確保した複数の保管場所に分散して保管することで、設計基準事故対処設備又は常設重大事故防止設備と同時にその機能が損なわれるおそれがない設計とする。また、可搬型代替交流電源設備の保管場所は、常設代替交流電源設備から100m以上離隔する設計とする。				-
	位置的分散(3項)				
溢水	第9条(溢水による損傷の防止等)に基づく設計とする。	設計基準事故対処設備と同時にその機能が損なわれないよう位置的分散を図り設置する。	設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備と可能な限り位置的分散を図り、高所に保管する。		設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備と可能な限り位置的分散を図り設置する。
	位置的分散(区画)(2項)		位置的分散(区画)(3項)		
火災	第8条(火災による損傷の防止)に基づく設計とする。	第41条(火災による損傷の防止)に基づく設計とする。	火災防護計画に基づき、火災の発生防止、感知、消火対策を行う。		
	位置的分散(区画)(2項)		位置的分散(区画)(3項)		

サポート系

共通要因	ポンプ等	発電機
電源 (駆動方式含む)	<ul style="list-style-type: none"> ・電源の多様性 [可搬型代替交流電源設備(非常用ディーゼル発電機)] ・駆動方式の多様性[エンジン駆動(非常用ディーゼル発電機)] 	-
燃料油	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料の多重性 [地下軽油タンク (軽油タンク)] 	<ul style="list-style-type: none"> ・位置的分散(軽油タンク,地下軽油タンク) ・燃料移送の多重性 [タンクローリー (燃料移送ポンプ, 第二ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ)]
空気	-	-
冷却方式	<ul style="list-style-type: none"> ・冷却方式の多様性 [自己冷却 (原子炉補機冷却系)] 	-
水源	<ul style="list-style-type: none"> ・異なる水源 [代替淡水源 (防火水槽 , 淡水貯水池) , 海水 (サプレッションプール , 復水貯蔵槽)] 	-

括弧内の設備は、多様性、多重性等の対象となる設計基準対象施設を表す。

(2) 各区分における設計方針については、以下の表にまとめた

類型化区分			設計方針	関連資料	
環境条件 自然現象 外部人為事象 溢水 火災	共通		生物学的事象のうち、ネズミ等の小動物に対して、屋外の常設重大事故防止設備は、侵入防止対策を実施することで機能が損なわれるおそれのない設計とする。	配置図 系統図 接続図 保管場所図	
	重大事故防止設備	共通要因の考慮対象設備あり	屋内 A a		防止設備 - 対象（代替対象 DB 設備有り） - 屋内 地震、溢水及び火災に対しては、設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備と同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備と位置的分散を図る。 津波、風（台風）、竜巻、低温、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害に対して外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に設置する。
			屋外 A b		防止設備 - 対象（代替対象 DB 設備有り） - 屋外 地震に対して、原子炉建屋、中央制御室、緊急時対策所に保管するか、地震による周辺構造物及び周辺タンクの損壊、周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力不足、地下埋設構造物の損壊、淡水貯水池の堰及び送水配管の損傷等の影響により、必要な機能を喪失しない場所に複数に分散して配置する。 風（台風）、竜巻、低温、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、火災・爆発（森林火災、近隣工場等の火災・爆発、航空機落下火災）、有毒ガス、船舶の障害、電磁的障害に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に設置するか、設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り、防火帯内側の屋外に保管する。 故意による大型航空機の衝突その他テロリズムに対して、原子炉建屋から 100m 以上の離隔距離を確保した複数の保管場所に分散して保管することで、設計基準事故対処設備又は常設重大事故防止設備と同時にその機能が損なわれるおそれがない設計とする。また、可搬型代替交流電源設備の保管場所は、常設代替交流電源設備から 100m 以上離隔する設計とする。
		共通要因の考慮対象設備なし	対象外		（環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障に対して、修復性等を考慮し、可能な限り頑健性をもたせた設計とする。）
	防止でも緩和設備・緩和でもない設備	同一機能の設備あり又は代替対象 DB 設備あり	B		緩和設備、防止・緩和以外 - 対象（同一目的の SA 設備、代替対象 DB 設備有り） 環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障に対して、設計基準事故対処設備等又は同一目的の重大事故対処設備と可能な限りの多様性、位置的分散を図った設計とする。
		同一機能の設備なし又は代替対象 DB 設備なし	対象外		（環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障に対して、修復性等を考慮し、可能な限り頑健性をもたせた設計とする。）
サポート系	サポート系あり	異なる駆動源、冷却源	C a	対象（サポート系有り） - 異なる駆動源又は冷却源 可搬型重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と可能な限り異なる駆動源、冷却源を用いる設計とする。また、水源についても可能な限り異なる水源を用いる設計とする。	系統図
		別の手段	C b	対象（サポート系有り） - 別の手段 可搬型重大事故防止設備は、駆動源、冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また、水源についても可能な限り異なる水源を用いる設計とする。	
	サポート系なし		対象外	-	

個別条文で記載する事項を下波部で示す

1. 可搬型重大事故等対処設備の保有数の分類について

可搬型重大事故等対処設備の配備数は、「 $2n+\alpha$ 」、「 $n+\alpha$ 」、「 n 」設備に分類し、それらを屋外設備であれば荒浜側高台保管場所・大湊側高台保管場所・5号炉東側保管場所のいずれか2箇所以上に、屋内設備であれば建屋内の複数箇所に、分散配置することにより多重化、多様化を図る設計とする。

(1) 「 $2n+\alpha$ 」の可搬型重大事故等対処設備

原子炉建屋外から水・電力を供給する可搬型代替交流電源設備（電源車）・可搬型代替注水ポンプ（消防車）・代替原子炉補機冷却系については、必要となる容量を有する設備を1基あたり2セット及び予備を保有し、荒浜側及び大湊側高台保管場所にそれぞれ分散配置する。

ただし、原子炉压力容器・原子炉格納容器の除熱に用いる代替原子炉補機冷却系の予備は、その機能等を踏まえ、格納容器ベント（格納容器圧力逃がし装置）とする。

(2) 「 $n+\alpha$ 」の可搬型重大事故等対処設備

負荷に直接接続する、高圧窒素ガスボンベ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池については、必要となる容量を有する設備を1基あたり1セット及び予備を保有し、原子炉建屋内にそれぞれ分散配置する。

(3) 「 n 」の可搬型重大事故等対処設備

上記以外の可搬型重大事故等対処設備は、必要となる容量を有する設備を1基あたり1セットに加え、プラントの安全性向上の観点から、設備の信頼度等を考慮し、予備を確保する。

また、「 n 」の屋外保管設備についても、共通要因による機能喪失を考慮し、荒浜側高台保管場所・大湊側高台保管場所・5号炉東側保管場所のいずれか2箇所以上に分散配置する。

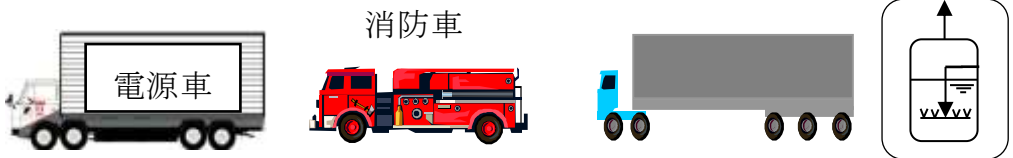


<p>2 n + α</p>	<p>代替原子炉補機冷却系 (一部の予備は格納容器圧力逃がし装置)</p> <p>電源車</p> <p>消防車</p> 
<p>n + α</p>	<p>高圧窒素ガスボンベ</p>  <p>逃がし安全弁用可搬型蓄電池</p> 
<p>n</p>	<p>その他</p>

図1 可搬型重大事故等対処設備の分類

2. 可搬型重大事故等対処設備の必要数の考え方について

1 基あたりの必要となる容量は、設置許可基準規則解釈 43 条 5(c)において「当該原子炉において**想定する重大事故等**において、炉心損傷防止及び格納容器破損防止等のために有効に必要な機能を果たすことができる容量」と示されている。ここで「**想定する重大事故等**」とは、同解釈 43 条 1 において「**第 37 条において想定する事故シーケンスグループ**（炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、計画された対策が想定するもの。）、想定する格納容器破損モード、使用済燃料貯蔵槽内における想定事故及び想定する運転停止中事故シーケンスグループ」と示されていることから、**重大事故等対策の有効性評価において想定しているプラント状態を考慮して必要となる容量を算出する必要がある。**

一方、可搬型重大事故等対処設備は、その特性上、重大事故等発生後早期に使用することはできないため、重大事故等に対する初期対応は常設設備によって行うことが**基本**となる。従って、可搬型重大事故等対処設備は、**重大事故等発生から一定時間経過後に常設設備に加えて使用する場合、もしくは更なる安全性向上のために常設設備のバックアップとして待機する場合に期待**することとなる。この特性も勘案して必要となる容量を算出する必要がある。**ただし、設備設計等の考慮により常設設備と同等程度の即応性を確保できる場合は、重大事故等発生後早期に使用できるものとして必要となる容量を算出することも可能である。**

また、設置許可基準規則第三章（重大事故等対処施設）においては、**可搬型重大事故等対処設備の設置を必須のものとして要求する条文と、必須ではないが当該設備の機能に期待することのできる設備の設置を要求する条文が存在する。**この要求の相違も踏まえて必要となる容量を算出する必要がある。

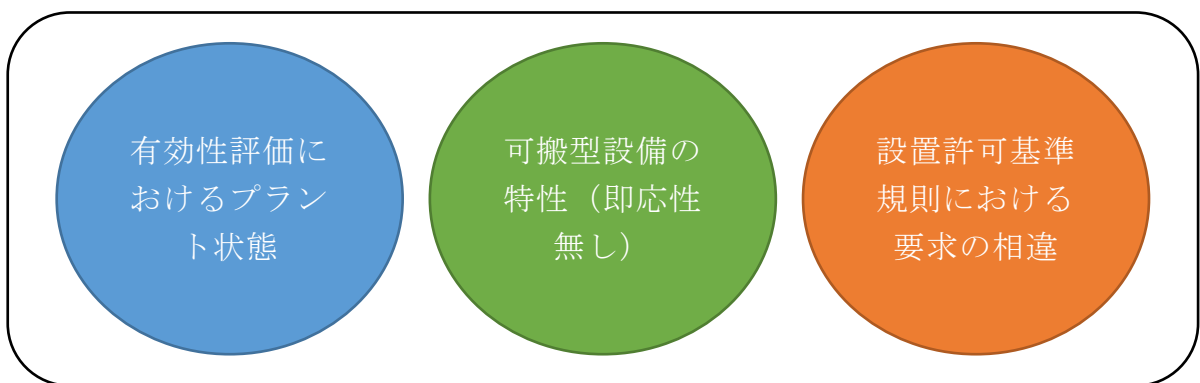


図 2 可搬型重大事故等対処設備の必要数算出における考慮事項

これらの点に着目して必要となる容量を算出した結果を以下に示す。

(1) 可搬型代替交流電源設備（電源車）

可搬型代替交流電源設備（電源車）については、原子炉建屋の外側から電力を供給する可搬型重大事故等対処設備であり、重大事故の防止及び影響緩和の観点から故障時の影響が大きい重要な設備であることから、1. (1)に示す「 $2n+\alpha$ 」の対象施設と考える。本設備の台数を表6(1)に示す。

重大事故等対策の有効性評価において、本設備が担う交流電源の代替機能を要求するのは、外部電源ならびに非常用ディーゼル発電機による給電に失敗している状態、もしくは建屋外の電動設備に給電する必要のある状態である。

前者の状態に対しては、早期の電源復旧が必須であることから、常設代替交流電源設備による給電によって対応する。従って、低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）等への電源供給については、常設代替交流電源設備を期待し、本設備に期待するのは更なる安全性向上のためにバックアップとして待機する場合である。

後者の状態に対しては、可搬型代替交流電源設備（電源車）による給電を待つことが可能である。従って、代替原子炉補機冷却系への電源供給については、本設備を期待する。このとき、1基あたり2台が必要となる。

なお、低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）等への電源供給と代替原子炉補機冷却系への電源供給を同時に行う状態として、格納容器過圧・過温破損シナリオにおける代替循環冷却の実施がある。このシナリオは初期対応における常設代替交流電源設備からの給電に成功して初めて成立するものであるため、前述の通り、低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）等への電源供給は常設代替交流電源設備からの給電とし、代替原子炉補機冷却系への電源供給は可搬型代替交流電源設備（電源車）によって実施する。

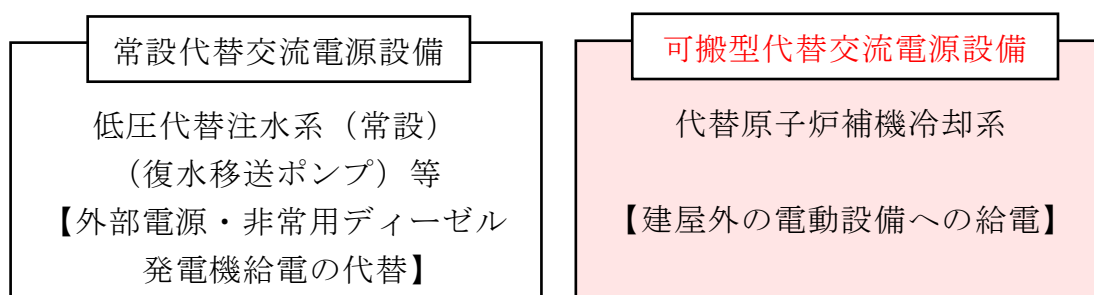


図3 重大事故等対策の有効性評価における給電対象

一方、設置許可基準規則第三章（重大事故等対処施設）において、代替電源設備を要求しているのは表 1 に示す 14 条文である。

表 1 代替電源設備を要求している条文

条文	要求事項
45 条	可搬型代替直流電源設備（可搬型代替交流電源設備（電源車）及び原子炉建屋内 AM 用直流 125V 充電器等にて構成される設備）
46 条	可搬型代替直流電源設備（同 45 条）
47 条	設計基準事故対処設備と独立した電源（常設または可搬型）
48 条	設計基準事故対処設備と独立した電源（常設または可搬型）
49 条	設計基準事故対処設備と独立した電源（常設または可搬型）
51 条	代替電源設備（常設または可搬型）
52 条	計測設備の代替電源設備（常設または可搬型）
53 条	計測設備の代替電源設備（常設または可搬型）
54 条	計測設備の代替電源設備（常設または可搬型）
57 条	可搬型代替交流電源設備，可搬型代替直流電源設備（同 45 条）
59 条	代替交流電源設備（常設または可搬型）
60 条	代替交流電源設備（常設または可搬型）
61 条	代替交流電源設備（常設または可搬型）
62 条	通信連絡設備の代替電源設備（常設または可搬型）

このうち、可搬型代替交流電源設備を必須のものとして要求している条文は 45 条、46 条、57 条である。なお、45 条における要求は、人力による高圧代替注水系等の起動及び十分な期間の運転継続が容易に行えることから 6 号及び 7 号炉については除外されるが、ここでは容量算定の観点から、当該要求も加味する。

45 条及び 57 条の可搬型代替直流電源設備に期待する場合は、高圧代替注水系による原子炉注水を継続しつつ、各種計測設備による状態監視を続けている状態である。

一方、46 条の可搬型代替直流電源設備に期待する場合は、減圧操作を行う場合であり、同時に 57 条の可搬型代替交流電源設備等に期待して低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を行いつつ、各種計測設備による状態監視を続けている状態である。

これらは同時に発生することなく、いずれも 1 基あたり 2 台以下の可搬型代替交流電源設備（電源車）にて実施可能である。

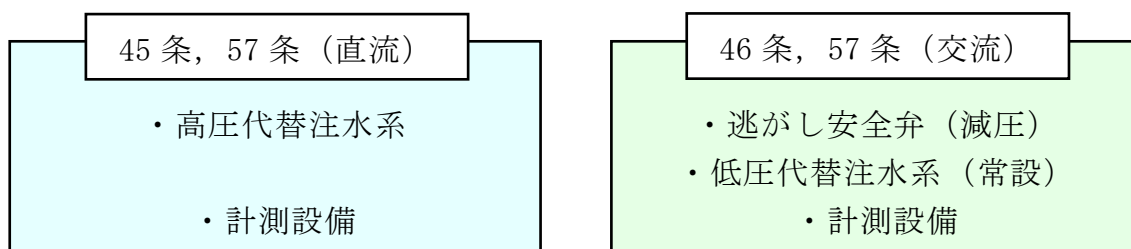


図 4 条文毎の給電対象

以上の有効性評価における必要数、ならびに条文毎の最大必要数から、必要となる容量は 1基あたり2台となる。上述の通り、本設備は「 $2n+\alpha$ 」の対象施設となることから、2セットを準備することが必要であるため、1基あたり2台×2セット=4台が必要となる。従って、6号及び7号炉合計で8台が必要数となる。

これらプラント側で必要となる可搬型代替交流電源設備（電源車）とは別に、6号及び7号炉の緊急時対策所である免震重要棟内緊急時対策所では、61条における要求である「緊急時対策所の電源設備は、多重性又は多様性を有すること。」に対して、免震重要棟内緊急時対策所用ガスタービン発電機（必要数1台）と電源車（必要数2台）を配備する。従って、プラント側の必要数と合わせて、6号及び7号炉合計で10台が必要数となる。

なお、同緊急時対策所である5号炉原子炉建屋内緊急時対策所では、可搬型代替交流電源設備（電源車）を使用せず、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を使用する。

(2) 可搬型代替注水ポンプ（消防車）

可搬型代替注水ポンプ（消防車）については、原子炉建屋の外側から水を供給する可搬型重大事故等対処設備であり、重大事故の防止及び影響緩和の観点から故障時の影響が大きい重要な設備であることから、1.(1)に示す「 $2n+\alpha$ 」の対象施設と考える。本設備の台数を表6(1)に示す。

重大事故等対策の有効性評価において、本設備が担う機能を要求するのは、注水機能を有する設計基準対象施設が機能喪失している状態、設計基準対象施設が有していない注水機能が必要な状態、水源を補給する必要のある状態、もしくは重大事故等対処設備に給水する必要のある状態である。

炉心への注水機能を有する設計基準対象施設が機能喪失している状態に対しては早期の機能回復が必須であることから、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）等の常設設備による注水によって対応する。従って、本設備に期待するのは更なる安全性向上のためにバックアップとして待機する場合である。

格納容器内への注水のうち設計基準対象施設が有していない機能である格納容器下部への注水が必要な状態に対しては、早期の対応が必要ではないことから、可搬型代替注水ポンプ（消防車）による注水を待つことが可能である。従って、格納容器下部への注水については、本設備を期待する。このとき、間欠使用による対応も可能ではあるが、1基あたり3台が必要となる。

使用済燃料プールへの注水機能を有する設計基準対象施設が機能喪失している状態に対しては、使用済燃料プールに貯蔵しうる燃料の崩壊熱と使用済燃料プール内の水量との関係から、可搬型代替注水ポンプ（消防車）による給水を待つことが可能

である。従って、使用済燃料プールへの注水については、本設備を期待する。このとき、間欠使用による対応も可能ではあるが、1基あたり1台が必要となる。

水源を補給する必要のある状態に対しては、設計基準対象施設である復水貯蔵槽が有する水量と各シナリオにおける水の使用量との関係から、可搬型代替注水ポンプ（消防車）による給水を待つことが可能である。従って、復水貯蔵槽への水源補給については、本設備を期待する。このとき、一時中断も可能ではあるが、1基あたり3台が必要となる。

重大事故等対処設備に給水する必要のある状態に対しては、早期の対応が必要となる設備がないことから、可搬型代替注水ポンプ（消防車）による給水を待つことが可能である。従って、格納容器圧力逃がし装置への給水については、本設備を期待する。このとき、間欠使用による対応も可能ではあるが、1基あたり1台が必要となる。

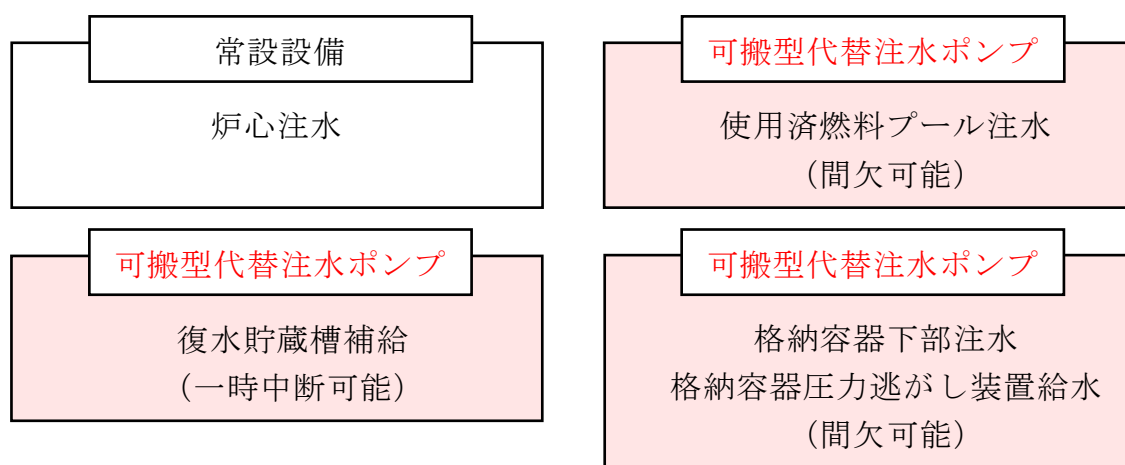
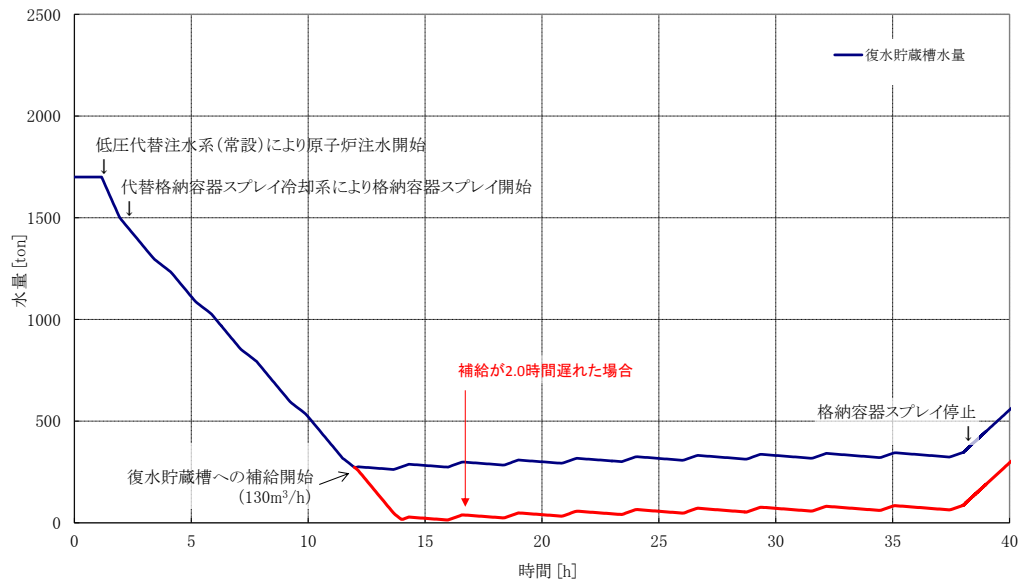


図5 重大事故等対策の有効性評価における給水対象

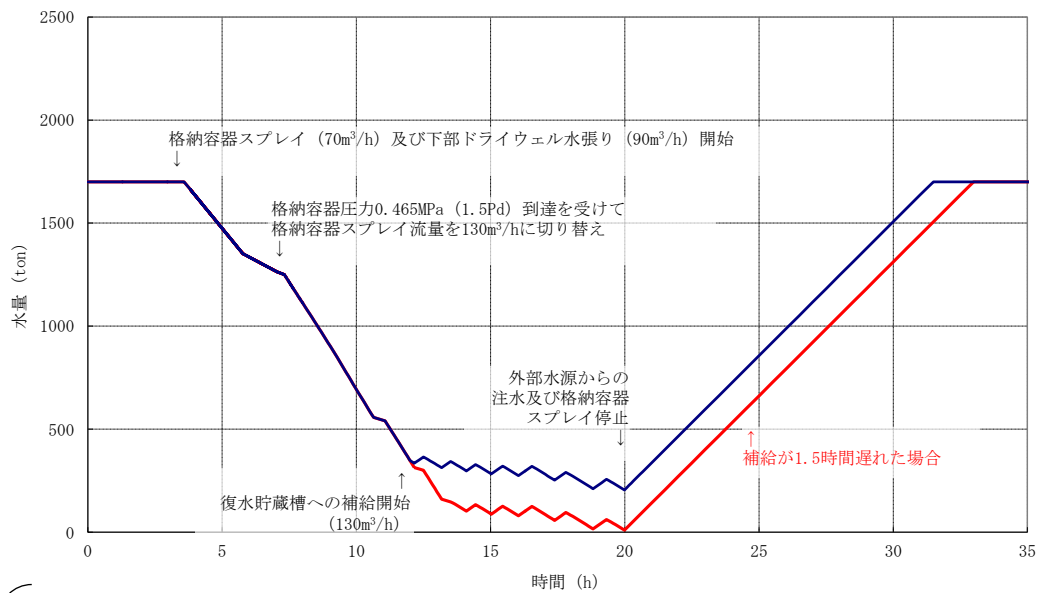
これらの可搬型代替注水ポンプによる給水は同時に実施する可能性もあるが、いずれも間欠使用による対応が可能なものであり、復水貯蔵槽に十分な淡水が貯蔵できた段階で淡水補給を一時中断することで対応可能である。水使用の観点から厳しいシナリオとなる格納容器過圧・過温破損シナリオ（代替循環冷却を使用しない場合）の復水貯蔵槽の水量変化を図6に示す。



- 水使用パターン
- ① 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水
 事象発生 70 分後から低圧代替注水系(常設)により注水する。
 冠水後は、破断口～原子炉水位低(レベル 1)の範囲で注水する(約 90m³/h)。
 - ② 代替格納容器スプレイ冷却系による代替格納容器スプレイ
 原子炉水位が破断口～原子炉水位低(レベル 1)の範囲で、代替格納容器スプレイを実施(140m³/h)。
 - ③ 淡水貯水池から復水貯蔵槽への移送
 12 時間後から、淡水貯水池の水を防火水槽へ移送する。
 防火水槽からは可搬型代替注水ポンプ 3 台を用いて 130m³/h で復水貯蔵槽へ給水する。

図 6 復水貯蔵槽の水量変化
 (格納容器過圧・過温シナリオ(代替循環冷却を使用しない場合))

また、復水貯蔵槽の水量の観点から厳しいシナリオとなる高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH)、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)及び溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)シナリオにおける復水貯蔵槽の水量変化を図 7 に示す。



水使用パターン

①格納容器下部注水

原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で開始(約 90m³/h で 2 時間)。

原子炉压力容器破損後は崩壊熱相当で注水。

②代替格納容器スプレイ冷却系による代替格納容器スプレイ

原子炉压力容器下鏡部温度が 300℃に到達した時点で開始 (70m³/h)。

原子炉压力容器破損以降, 465kPa [gage]に到達以降は 130m³/h 以上で注水。

③淡水貯水池から復水貯蔵槽への移送

12 時間後から, 淡水貯水池の水を防火水槽へ移送する。

防火水槽からは可搬型代替注水ポンプ 3 台を用いて 130m³/h で復水貯蔵槽へ給水する。

図 7 復水貯蔵槽の水量変化 (DCH, FCI, MCCI シナリオ)

これらの復水貯蔵槽への補給に対して, 使用済燃料プールへの注水は, 仮に原子炉停止中の重大事故等対策の有効性評価の想定事故 1 または 2 が発生したとしても, 燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間はいずれも 3 日以上であり, 図 6 及び図 7 右端より後の復水貯蔵槽水位回復後に対応可能である。かつ, 7 日間合計でも最大で約 3,300m³ (45m³/h で注水した場合でも 3 日強で注水可能) と十分余裕のできる使用量である。

可搬型代替注水ポンプ (消防車) を用いた格納容器下部への注水, 格納容器圧力逃がし装置への給水はいずれも間欠使用による対応が可能なるものであり, かつ, いずれも数 100m³ 程度と十分余裕のできる使用量である。

従って, 前述の通り, 復水貯蔵槽に十分な淡水が貯蔵できた段階で淡水補給を一時中断することでいずれも対応可能である。

一方、設置許可基準規則第三章（重大事故等対処施設）において、代替注水等設備を要求しているのは表 2 に示す 6 条文である。

表 2 代替注水等設備を要求している条文

条文	要求事項
47 条	可搬型低圧代替注水設備
49 条	代替格納容器スプレイ冷却設備（常設または可搬型）
50 条	格納容器圧力逃がし装置の給水設備（常設または可搬型）
51 条	格納容器下部注水設備（常設または可搬型）
54 条	使用済燃料プールへの可搬型代替注水設備，可搬型スプレイ設備
56 条	水源からの移送設備（常設または可搬型）

このうち、可搬型代替注水等設備を必須のものとして要求している条文は 47 条，54 条である。

47 条の可搬型代替注水設備に期待する場合は、低圧代替注水系（常設）等の常設設備による原子炉注水に失敗している状態であり、可搬型代替注水ポンプによる原子炉注水を続けている状態である。重大事故等発生時点においては期待できないものであり、かつ初期の低圧代替注水系（常設）等の常設設備による原子炉注水に成功しなければ基本的には燃料損傷防止・格納容器破損防止が成立しないことから、条文上要求されているものではあるが、更なる安全性向上のためのバックアップという位置付けとなる。このための必要数は 1 基あたり 3 台 である。

一方、54 条の可搬型代替注水設備に期待する場合は、崩壊熱等によって徐々に減少する使用済燃料プール水位を維持するために 間欠使用による対応も可能な状態である。このための必要数は 1 基あたり 1 台 であり、前述の通り復水貯蔵槽への補給等と同時に発生しても復水貯蔵槽への補給を一時中断することで対応可能である。

54 条の可搬型スプレイ設備に期待する場合は、重大事故等対策の有効性評価の範疇を超える使用済燃料プールの損傷が発生し、注水による水位維持が出来ず、スプレイによる可能な限りの影響緩和を行っている状態である。可搬型スプレイヘッドを使用できる場合は当該設備を設置してスプレイを行うが、使用済燃料プールの損傷の規模によっては可搬型スプレイヘッドの設置場所への据え付けが困難となるため、そのような状態においては更なる信頼性向上策である常設スプレイヘッドを用いてスプレイを行う。いずれの場合においても可搬型スプレイ設備の台数を増やすことで影響緩和の程度を拡大することも可能であるが、必要数としては 1 基あたり最低 2 台 で影響緩和が可能である。このような状態は、2. に記載の「第 3 7 条において想定する（中略）使用済燃料貯蔵槽内における想定事故」には該当しないことから、前述の通り、「想定する重大事故等」を超える状態であり、大規模損壊に繋がる状態の一種となる。従って、必要数 1 セットに加えて設備の信頼度等を考慮して 6 号及び 7 号炉合計で 1 台の予備を確保することとし、「2n+α」の対象施設としての必要数算出においては、総数として包含されることを確認する。

以上の有効性評価における必要数、ならびに条文毎の最大必要数から、必要となる容量は 1基あたり3台となる。上述の通り、本設備は「 $2n+\alpha$ 」の対象施設となることから、2セットを準備することが必要であるため、1基あたり3台×2セット=6台が必要となる。従って、6号及び7号炉合計で12台が必要数となる。この必要数は 54条の可搬型スプレイ設備の必要数及び予備の6号及び7号炉合計で5台を総数として包含するものである。

(3) 代替原子炉補機冷却系

代替原子炉補機冷却系(代替循環冷却系の熱交換器ユニット等を含む)については、タービン建屋の外側もしくは建屋内に設置した接続口を通じて原子炉建屋内の残留熱除去系熱交換器との間で淡水を循環させるとともに、取水した海水を使用して車載熱交換器によって除熱を行うための可搬型重大事故等対処設備である。

格納容器内での重大事故の防止及び影響緩和の観点からは、格納容器ベントの前に使用する設備であり、仮に故障した場合には格納容器ベントによって除熱機能を維持することが可能である。また、除熱設備という特徴から、注水や電源供給のための設備と異なり、初期対応においては不要であるため、現場状況等を考慮した対応が可能である。従って、原子炉圧力容器・原子炉格納容器の除熱設備全体として1.(1)に示す「 $2n+\alpha$ 」の対象施設が有する設備数と同等の数を持つてばよいと考える。

一方、使用済燃料プール内での重大事故の防止の観点からは、仮に故障した場合に 除熱機能を維持するための代替設備がないことから、本設備のみで1.(1)に示す「 $2n+\alpha$ 」の対象施設が有する設備数を持つこととする。

以上を踏まえた本設備の台数を表6(2)に示す。

重大事故等対策の有効性評価において、本設備が担う機能を要求するのは、海水を用いた除熱機能が喪失している状態である。前述の通り初期対応においては不要であり、一定時間経過後の除熱機能復旧の段階において、本設備に期待する。このとき、1基あたり1式(熱交換器ユニット1式、大容量送水車(熱交換器ユニット用)1台)が必要となる。

一方、設置許可基準規則第三章(重大事故等対処施設)において、代替除熱設備を要求しているのは表3に示す2条文である。

表 3 代替除熱設備を要求している条文

条文	要求事項
48 条	炉心損傷前において、残留熱除去系が使用可能な場合、使用不可能な場合の代替除熱設備（所内車載代替最終ヒートシンクシステムなど）
50 条	炉心損傷後において、格納容器の圧力及び温度を低下させるための代替除熱設備（格納容器圧力逃がし装置など）

このうち、可搬型の代替除熱設備を必須のものとして要求している条文は 48 条である。

48 条の可搬型代替除熱設備に期待する場合は、海水を用いた除熱機能が喪失している状態である。このための必要数は 1 基あたり 1 式（熱交換器ユニット 1 式，大容量送水車（熱交換器ユニット用）1 台）である。ただし，上述の通り，一定時間経過後に期待するものであり，常設代替除熱設備である格納容器ベント（格納容器圧力逃がし装置）を用いても条文の要求である最終ヒートシンクへの熱輸送を達成することは可能である。

以上の有効性評価における必要数，ならびに条文毎の最大必要数から，必要となる容量は 1 基あたり 1 式（熱交換器ユニット 1 式，大容量送水車（熱交換器ユニット用）1 台）となる。上述の通り，原子炉圧力容器・原子炉格納容器の除熱に用いる本設備は格納容器ベント（格納容器圧力逃がし装置）と相まって「 $2n+\alpha$ 」の対象施設が有する設備数と同等の数を持つてよいと整理し，予備を格納容器圧力逃がし装置とすることで，本設備は 2 セット分を準備することが必要となる。

一方，使用済燃料プールの除熱に用いる本設備は「 $2n+\alpha$ 」の対象施設となることから，2 セットを準備することが必要となる。

本設備は原子炉圧力容器・原子炉格納容器と使用済燃料プールの除熱を同時に行うことができる容量を有することから，6 号及び 7 号炉合計で 4 式が必要数となる。

(4) 高圧窒素ガスポンベ

高圧窒素ガスポンベについては，負荷に直接接続する可搬型重大事故等対処設備であり，1. (2) に示す「 $n+\alpha$ 」の対象施設と考える。本設備の台数を表 6(3) に示す。

重大事故等対策の有効性評価において，本設備が担う機能を要求するのは，減圧機能を有する逃がし安全弁の作動機能が喪失している状態である。初期対応としてこのような状態になった場合，高圧注水機能が健全であれば早期の対応は不要であるが，高圧注水機能が機能喪失している状態が重畳した場合には早期に機能回復させ，減圧・低圧注水を行う必要がある。しかしながら，早期機能回復は困難であることから，減圧機能の多重性・頑健性確保による機能喪失回避が必須である。従っ

て、減圧機能の維持において、本設備に期待する。このとき、1基あたり5本が必要となる。

一方、設置許可基準規則第三章（重大事故等対処施設）において、代替ボンベ等ガス供給設備を要求しているのは表4に示す2条文である。

表4 代替ボンベ等ガス供給設備を要求している条文

条文	要求事項
45条	弁操作の可搬型代替直流電源設備または代替ボンベ設備
46条	減圧弁操作の可搬型コンプレッサーまたは代替ボンベ設備

このうち、可搬型の代替ボンベ等ガス供給設備を必須のものとして要求している条文は46条である。

46条の可搬型代替ボンベ設備に期待する場合は、減圧用の逃がし安全弁操作のガスが喪失している状態である。上述の通り、初期対応として期待する設備ではないことから、条文上要求されているものではあるが、更なる安全性向上のためのバックアップという位置付けとなる。このための必要数は1基あたり5本である。

以上の有効性評価における必要数、ならびに条文毎の最大必要数から、必要となる容量は1基あたり5本となる。上述の通り、本設備は「 $n+\alpha$ 」の対象施設となることから、1セットを準備することが必要であるため、6号及び7号炉それぞれで5本ずつが必要数となる。

(5) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池

逃がし安全弁用可搬型蓄電池については、負荷に直接接続する可搬型重大事故等対処設備であり、1.(2)に示す「 $n+\alpha$ 」の対象施設と考える。本設備の台数を表6(3)に示す。

重大事故等対策の有効性評価において、本設備が担う機能を要求するのは、減圧機能を有する逃がし安全弁の作動機能が喪失している状態である。初期対応としてこのような状態になった場合、高圧注水機能が健全であれば早期の対応は不要であるが、高圧注水機能が機能喪失している状態が重畳した場合には早期に機能回復させ、減圧・低圧注水を行う必要がある。しかしながら、早期機能回復は困難であることから、減圧機能の多重性・頑健性確保による機能喪失回避が必須である。従って、減圧機能の維持において、本設備に期待する。このとき、1基あたり1個が必要となる。

一方、設置許可基準規則第三章（重大事故等対処施設）において、逃がし安全弁用

可搬型蓄電池を要求しているのは表 5 に示す 46 条のみである。

表 5 逃がし安全弁用可搬型蓄電池を要求している条文

条文	要求事項
46 条	減圧弁操作用の可搬型代替直流電源設備

46 条の逃がし安全弁用可搬型蓄電池に期待する場合は、減圧用の逃がし安全弁操作の直流電源が喪失している状態である。上述の通り、初期対応として期待する設備ではないことから、条文上要求されているものではあるが、更なる安全性向上のためのバックアップという位置付けとなる。このための必要数は 1 基あたり 1 個 である。

以上の有効性評価における必要数、ならびに条文毎の最大必要数から、必要となる容量は 1 基あたり 1 個 となる。上述の通り、本設備は「 $n + \alpha$ 」の対象施設となることから、1 セットを準備することが必要であるため、6 号及び 7 号炉それぞれで 1 個ずつが必要数となる。

3. 可搬型重大事故等対処設備の予備数の考え方について

(1) 可搬型代替交流電源設備（電源車）

可搬型代替交流電源設備（電源車）については、2. (1)の通り、必要となる容量は1基あたり2台であり、「 $2n+\alpha$ 」の対象施設となることから、免震重要棟内緊急時対策所の2台と合わせて、6号及び7号炉合計で10台が必要数となる。これに加えて、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を発電所全体で確保する。

本設備は、2台以上同時に保守点検することのないよう運用することとしたうえで、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、6号及び7号炉合計で1台を確保する。

以上から、合計で11台保有する。

(2) 可搬型代替注水ポンプ（消防車）

可搬型代替注水ポンプ（消防車）については、2. (2)の通り、必要となる容量は1基あたり3台であり、「 $2n+\alpha$ 」の対象施設となることから、6号及び7号炉合計で12台が必要数となる。これに加えて、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を発電所全体で確保する。

本設備は、2台以上同時に保守点検することのないよう運用することとしたうえで、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、6号及び7号炉合計で1台を確保する。

以上から、合計で13台保有する。

(3) 代替原子炉補機冷却系

代替原子炉補機冷却系については、2. (3)の通り、必要となる容量は1基あたり1式（熱交換器ユニット1式、大容量送水車（熱交換器ユニット用）1台）である。本設備は原子炉圧力容器・原子炉格納容器と使用済燃料プールの除熱を同時に行うことができる容量を有するものである。

原子炉圧力容器・原子炉格納容器の除熱に用いる本設備は格納容器ベント（格納容器圧力逃がし装置）と相まって「 $2n+\alpha$ 」の対象施設が有する設備数と同等の数を持つことから、本設備としては2セット分を準備することとしており、6号及び7号炉合計で4式が必要数となる。これに加えて、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を発電所全体で確保する。この場合の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は、2. (3)の通り、格納容器ベント（格納容器圧力逃がし装置）が該当するものと整理しており、1基あた

り1式を確保する。

一方、使用済燃料プールの除熱に用いる本設備は「 $2n + \alpha$ 」の対象施設となることから、6号及び7号炉合計で4式が必要数となる。これに加えて、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を発電所全体で確保する。この場合の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は、6号及び7号炉合計で1式を確保する。

以上から、代替原子炉補機冷却系は合計で5式保有し、原子炉压力容器・原子炉格納容器の除熱における予備として格納容器ベント（格納容器圧力逃がし装置）を合計で2式配備する。

(4) 高圧窒素ガスポンペ

高圧窒素ガスポンペについては、2.(4)の通り、必要となる容量は1基あたり5本であり、「 $n + \alpha$ 」の対象施設となることから、1セットを準備することが要求となるため、6号及び7号炉でそれぞれ5本ずつが必要数となる。

この5本ずつに加えて、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を発電所全体で確保する。

本設備は、高い信頼度を有する設備である。一方で、本設備は各原子炉建屋内に配置することから、バックアップについても建屋毎に配置することが適切である。従って、1基あたり最大で5本同時に保守点検を実施する運用としたうえで、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、1基あたり5本以上を確保する。

以上から、合計で1基あたり10本以上を確保することとし、余裕を見て1基あたり25本保有する。

(5) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池

逃がし安全弁用可搬型蓄電池については、2.(5)の通り、必要となる容量は1基あたり1個であり、「 $n + \alpha$ 」の対象施設となることから、1セットを準備することが要求となるため、6号及び7号炉でそれぞれ1個ずつが必要数となる。

この1個ずつに加えて、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を発電所全体で確保する。

本設備は、2台以上同時に保守点検することのないよう運用することとしたうえで、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、6号及び7号炉合計で1台を確保する。

以上から、合計で3個保有する。

4. その他の可搬型重大事故等対処設備の台数について

その他の設備については、原子炉建屋の外側から水・電力を供給するものではなく、かつ負荷に直接接続する可搬型重大事故等対処設備でもないことから、1.(3)に示す「n」の対象施設と考える。本設備の台数及び必要となる容量を表6(4)に示す。

本設備は「n」の対象施設となることから、設置許可基準規則43条3項1号に定められる「十分に余裕のある容量を有する」ための予備台数を確保する。

また、がれき等によってアクセスルートの確保が困難となった場合に備えて配備しているホイールローダの配備数を表7に示す。

表6 主要可搬型設備

(1) 「 $2n + \alpha$ 」の可搬型設備

設備名	配備数	必要数	予備	保管場所		備考
				荒浜側	大湊側	
可搬型代替交流電源設備 (電源車) 【6号及び7号炉共用】	11台	【6号炉分】 2台 ($2n=4$) 【7号炉分】 2台 ($2n=4$) 【免震重要棟 内緊急時対策 所分】 2台 【合計】 10台	1台	5台	6台	<ul style="list-style-type: none"> 必要数 (1基あたり2台) の2セット, 2基で合計8台 免震重要棟内緊急時対策所の必要数2台 (共用) 故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップ1台 (共用)
ケーブル (一式: 40m)	11式	10式	1式	5式	6式	
可搬型代替注水ポンプ (A-2級消防車) 【6号及び7号炉共用】	13台	【6号炉分】 3台 ($2n=6$) 【7号炉分】 3台 ($2n=6$) 【合計】 12台	1台	6台	7台	<ul style="list-style-type: none"> 必要数 (1基あたり3台) の2セット, 2基で合計12台 故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップ1台 (共用)
ホース (一式: 75A 840m)	13式	12式	1式	6式	7式	

※ 各設備の保管場所・数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

(2) 一部機能において当該機能全体で「 $2n + \alpha$ 」を確保する可搬型設備

設備名	配備数	必要数	予備	保管場所		備考
				荒浜側	大湊側	
代替原子炉補機冷却系 (代替循環冷却系の熱交換器ユニット等を含む) 【6号及び7号炉共用】 1式あたり ・熱交換器ユニット: 1式 ・大容量送水車(熱交換器ユニット用): 1台	5式	【6号炉分】 1式 ($2n=2$) 【7号炉分】 1式 ($2n=2$) 【合計】 4式	① 0式 ② 1式	2式	① 2式 ② 3式	<ul style="list-style-type: none"> 必要数 (1基あたり1式) の2セット, 2基で合計4式 ①原子炉圧力容器・原子炉格納容器の除熱についての故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップは格納容器圧力逃がし装置 (1基あたり1式) (代替除熱設備) にて確保 ②使用済燃料プールの除熱についての故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップは1式 (共用)
ホース (一式: 約400m, 口径300A)	5式	4式	① 0式 ② 1式	2式	① 2式 ② 3式	

※ 各設備の保管場所・数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

(3) 「n+α」の可搬型設備

設備名	配備数	必要数	予備	保管場所	備考
6号炉 高圧窒素ガスポンペ	25本	5本	20本 (5本以上)	6号炉原子炉建屋	<ul style="list-style-type: none"> ・ 必要数5本(1基あたり) ・ 故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップ5本以上(1基あたり) 余裕を見て20本配備(1基あたり)
				25本 (10本・10本・5本で分散)	
7号炉 高圧窒素ガスポンペ	25本	5本	20本 (5本以上)	7号炉原子炉建屋	
				25本 (10本・10本・5本で分散)	

※ 各設備の保管場所・数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

設備名	配備数	必要数	予備	保管場所	備考
6号炉 逃がし安全弁用可搬型蓄電池	3個	1個	1個	6号炉原子炉建屋	<ul style="list-style-type: none"> ・ 必要数1個(1基あたり) ・ 故障時バックアップ及び保守点検待機除外時バックアップ1個(共用)
				1個	
7号炉 逃がし安全弁用可搬型蓄電池		1個			
				2個	

※ 各設備の保管場所・数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

(4) 「n」の可搬型設備

設備名	配備数	必要数	予備	保管場所		備考（必要数 n の補足）
				荒浜側	大湊側	
可搬型代替注水ポンプ （A-1 級消防車） 【6 号及び 7 号炉共用】	2 台	1 台	1 台	1 台	1 台	1 台でスプレイが必要な大規模な損壊が発生している 1 プラントの使用済燃料プールのスプレイ冷却が可能。
ホース（一式：720m） ・65A：560m，75A：160m	2 式	1 式	1 式	1 式	1 式	
6 号炉可搬型窒素供給装置 （格納容器圧力逃がし装置用）	3 台	1 台	1 台 （共用）	1 台	1 台	号炉あたり 1 台で窒素供給が可能。
7 号炉可搬型窒素供給装置 （格納容器圧力逃がし装置用）		1 台			1 台	
大容量送水車 （海水取水用） 【6 号及び 7 号炉共用】	2 台	1 台	1 台	1 台	1 台	1 台で 6 号及び 7 号炉の注水等のための海水取水が可能。 なお、予備 1 台は使用済燃料プールの除熱に用いる 6 号炉及び 7 号炉代替原子炉補機冷却系の予備として配備している大容量送水車（熱交換器ユニット用）1 台及び原子炉建屋放水設備の予備として配備している大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）1 台と兼用。
取水口用汚濁防止膜（シルトフェンス） （1 箇所あたり）	約 200m	約 80m	約 120m	約 100m	約 100m	1 箇所あたり 80m で汚濁防止膜を設置可能。
放水口用汚濁防止膜（シルトフェンス） 【6 号及び 7 号炉共用】	約 320m	約 140m	約 180m	約 160m	約 160m	1 箇所あたり 140m で汚濁防止膜を設置可能。
原子炉建屋放水設備 【6 号及び 7 号炉共用】 一式あたり ・大容量送水車（原子炉建屋放水設備用）：1 台 ・放水砲：1 台 ・泡原液搬送車：1 台	2 式	1 式	1 式	1 式	1 式	申請プラント数の半数以上の 1 式。 ただし、泡原液搬送車は、1 台で 1 プラントの航空機火災発生時に対応が可能。
ホース ・送水側一式：950m、口径 300A ・吸込側一式：80m、口径 150A	2 式	1 式	送水側 50m 1 本 10m 1 本 5m 1 本 吸込側 20m 1 本	送水側 50m 1 本 10m 1 本 5m 1 本 吸込側 20m 1 本	1 式	
号炉間電力融通ケーブル 【6 号及び 7 号炉共用】	1 式	0 式 （常設）	1 式	1 式	0 式	号炉間電力融通ケーブル（常設）の予備。
タンクローリ 【発電所共用】	【4kL】 4 台 【16kL】 2 台 【合計】 6 台	【4kL】 3 台 【16kL】 1 台 【合計】 4 台	【4kL】 1 台 【16kL】 1 台 【合計】 2 台	【4kL】 2 台 【16kL】 1 台	【4kL】 2 台 【16kL】 1 台	4kL3 台及び 16kL1 台で 6 号及び 7 号炉が運転中かつ 1～5 号炉が停止中の場合の給油作業を実施可能。

※ 各設備の保管場所・数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

設備名	配備数	必要数	予備	保管場所		備考（必要数 n の補足）
				荒浜側	大湊側	
小型船舶 （海上モニタリング用） 【発電所共用】	2 隻	1 隻	1 隻	1 隻	1 隻	1 隻で海上モニタリングを実施可能。
可搬型モニタリングポスト 【発電所共用】	16 台	15 台	1 台	8 台	7 台	モニタリングポストの陸側代替測定用で 9 台，海側測定用で 5 台，5 号炉原子炉建屋内緊急時対策所の陽圧化判断用で 1 台の合計 15 台で測定可能。
				5 号炉原子炉建屋		
				1 台		
可搬型気象観測装置 【発電所共用】	2 台	1 台	1 台	1 台	1 台	気象観測は 1 台で測定可能。

※ 各設備の保管場所・数量については，今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

設備名	配備数	必要数	予備	備考
<p>ホース</p> <p>【6号及び7号炉共用】 （淡水貯水池からの移送用、 口径 150A）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・第一送水ライン：約 940m ・第二送水ライン：約 690m 	2ライン	2ライン	100m	<p>第一送水ラインは No. 14, No. 15 防火水槽の両方に淡水を供給可能。</p> <p>第二送水ラインは No. 14 防火水槽に淡水を供給可能。</p> <p>荒浜側の送水ラインが約 2100mあるため、緊急時には活用可能。</p>
<p>中央制御室 可搬型陽圧化空調機</p> <p>【6号及び7号炉共用】</p> <p>一式あたり</p> <ul style="list-style-type: none"> ・フィルタユニット：1台 ・ブロワユニット：2台 	3式	<p>【6号炉分】 1式</p> <p>【7号炉分】 1式</p> <p>【合計】 2式</p>	1式 (共用)	6号及び7号炉合計2式で中央制御室内を隣接区画+20Pa以上+40Pa未満の範囲内で陽圧化することが可能。
<p>中央制御室待避室 空気ポンベ陽圧化装置 (空気ポンベ)</p> <p>【6号及び7号炉共用】</p>	194本	174本	20本	6号及び7号炉合計174本で中央制御室待避室を窒息防止しつつ10時間陽圧化することが可能。
<p>免震重要棟内緊急時対策所 可搬型陽圧化空調機</p> <p>【6号及び7号炉共用】 (フィルタ, ブロワー体型)</p>	6台	3台	3台	3台で免震重要棟内緊急時対策所(待避室)を陽圧化することが可能。
<p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 可搬型陽圧化空調機</p> <p>【6号及び7号炉共用】 (フィルタ, ブロワー体型)</p>	2台	1台	1台	1台で5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)を陽圧化することが可能。
<p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 空気ポンベ陽圧化装置 (空気ポンベ)</p> <p>【6号及び7号炉共用】</p>	110本	95本	15本	95本で5号炉原子炉建屋内緊急時対策所(対策本部)を窒息防止しつつ10時間陽圧化することが可能。
<p>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 可搬型電源設備</p> <p>【6号及び7号炉共用】</p>	5台	2台	3台	1台で5号炉原子炉建屋内緊急時対策所必要負荷へ給電可能。 ただし、燃料補給時に停止する必要があるため合計2台が必要。

※ 各設備の数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

表7 アクセスルート確保のための可搬型設備

設備名	配備数	保管場所		備考
		荒浜側高台	大湊側高台	
ホイールローダ	4台	2台	2台	4台中2台は予備として配備。

※ 保管場所・数量については、今後の検討結果等により変更となる可能性がある。

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

原子炉建屋の外から水又は電源を供給する可搬型重大事故等対処設備の接続口の兼用状況は以下のとおり。

表1 原子炉建屋の外から水又は電源を供給する可搬型重大事故等対処設備の接続口の兼用状況（6号炉）（1/2）

接続口（建屋壁面）	設置場所	使用用途	接続設備	接続方式	備考
		低圧代替注水系（可搬型） 【47条】 原子炉格納容器下部注水（可搬型）【51条】	可搬型代替注水ポンプ （A-2級）	結合金具接続	系統構成上，原子炉注水と格納容器下部注水は同時使用可能
				結合金具接続	
				結合金具接続（原子炉建屋内北西側接続口までホース敷設）	
		復水貯蔵槽への水の補給 【56条】	可搬型代替注水ポンプ （A-2級）	結合金具接続	—
				結合金具接続	
		燃料プール代替注水系 【54条】	可搬型代替注水ポンプ （A-1級） （A-2級）	—	—
				結合金具接続（可搬スプレイヘッドまでホース敷設）	
				結合金具接続（常設スプレイヘッド配管接続口へ接続）	—

表1 原子炉建屋の外から水又は電源を供給する可搬型重大事故等対処設備の接続口の兼用状況 (6号炉) (2/2)

接続口 (建屋壁面)	設置場所	使用用途	接続設備	接続方式	備考
		代替原子炉補機冷却系 【48条】	熱交換器ユニット	フランジ接続	-
		代替原子炉補機冷却系 【48条, 50条】		フランジ接続	
				フランジ接続	
		可搬型代替交流電源設備 可搬型直流電源設備 【57条】	電源車	貫通口 (建屋内で常設ケーブルにスリッポン接続, さらに常設ケーブルから動力変圧器 6C にボルト接続)	交流電源負荷と直流電源負荷へ同時に給電可能
				貫通口 (建屋内で可搬ケーブルにボルト接続, さらに可搬ケーブルを布設し, 動力変圧器 6C 又は AM 用動力変圧器にボルト接続)	

表2 原子炉建屋の外から水又は電源を供給する可搬型重大事故等対処設備の接続口の兼用状況（7号炉）（1/2）

接続口（建屋壁面）	場所	使用用途	接続設備	接続方式	備考
		低圧代替注水系（可搬型） 【47条】 原子炉格納容器下部注水（可搬型）【51条】	可搬型代替注水ポンプ （A-2級）	結合金具接続	系統構成上、原子炉注水と格納容器下部注水は同時使用可能
				結合金具接続	
				結合金具接続	
		復水貯蔵槽への水の補給 【56条】		結合金具接続	-
				結合金具接続	
		燃料プール代替注水系 【54条】	可搬型代替注水ポンプ （A-1級） （A-2級）	-	-
				結合金具接続（可搬スプレイヘッドまでホース敷設）	
				結合金具接続（常設スプレイヘッド配管接続口へ接続）	-

共5-3

表2 原子炉建屋の外から水又は電源を供給する可搬型重大事故等対処設備の接続口の兼用状況（7号炉）（2/2）

接続口（建屋壁面）	場所	使用用途	接続設備	接続方式	備考
		代替原子炉補機冷却系 【48条】	熱交換器ユニット	フランジ接続	—
		代替原子炉補機冷却系 【48条, 50条】		フランジ接続	
				フランジ接続	
		可搬型代替交流電源設備 可搬型直流電源設備 【57条】	電源車	貫通口（建屋内で常設ケーブルにスリップオン接続, さらに常設ケーブルから動力変圧器 7C にボルト接続）	交流電源負荷と直流電源負荷へ同時に給電可能
				貫通口（建屋内で可搬ケーブルにボルト接続, さらに可搬ケーブルを布設し, 動力変圧器 7C 又は AM 用動力変圧器にボルト接続）	



図 1 原子炉建屋の外から水又は電源を供給する可搬型重大事故等対処設備の接続口 (6号炉)

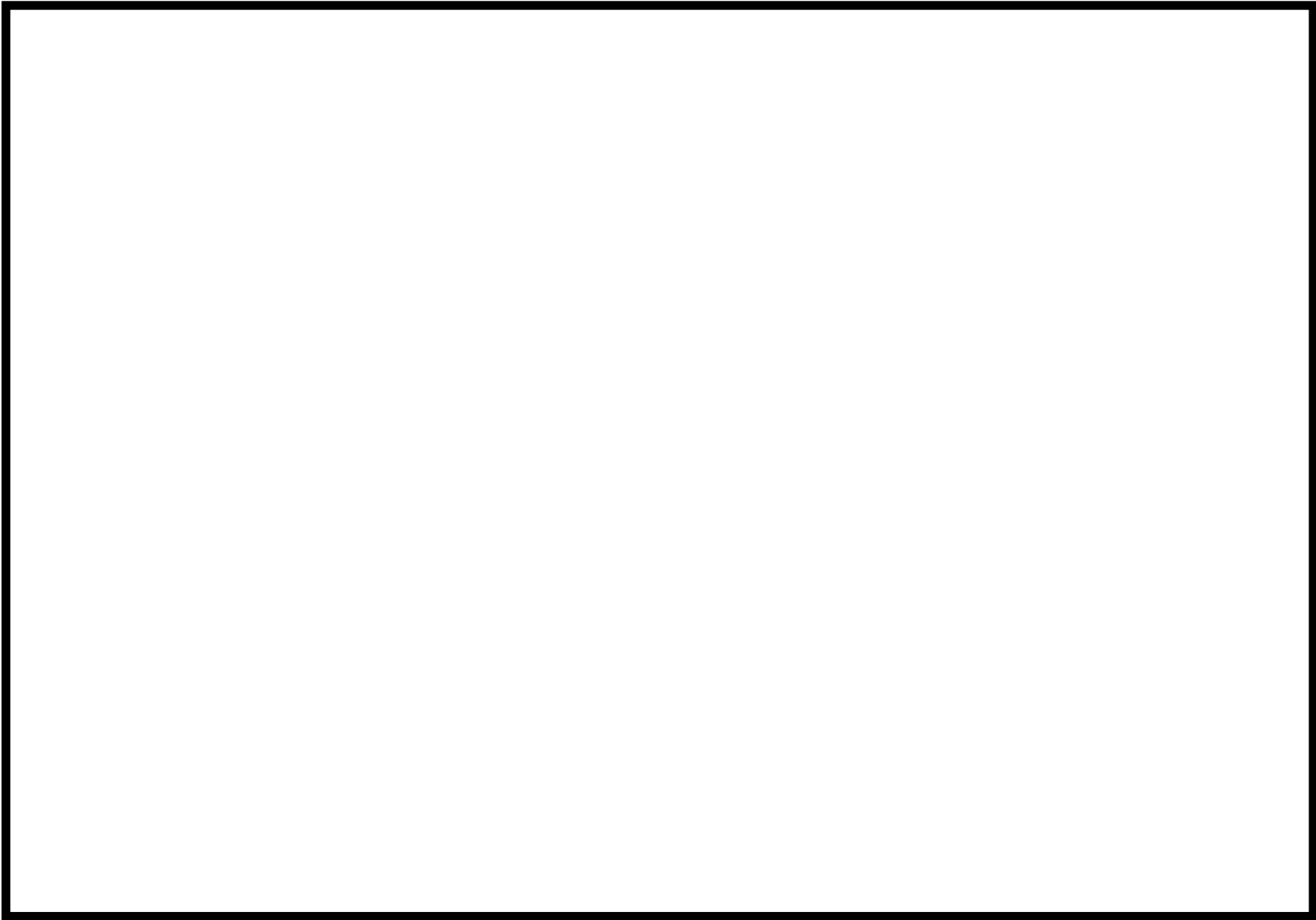


図 2 原子炉建屋の外から水又は電源を供給する可搬型重大事故等対処設備の接続口 (7号炉)

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 ATWS 緩和設備について
- 44-9 ATWS 緩和設備に関する健全性について
- 44-10 各号炉の弁名称及び弁番号

44-1
SA 設備基準適合性 一覧表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第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		ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)		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	二次格納施設内 原子炉建屋の二次格納施設外 (中央制御操作室)	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	44-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	44-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	44-5 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	44-4 系統図		
	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	44-8 ATWS 緩和設備について		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	44-3 配置図			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	44-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	(サポート系なし)	対象外
				関連資料	44-8 ATWS 緩和設備について	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第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		制御棒		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)	—
			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		44-3 配置図	
			第2号	操作性		中央制御室操作
		関連資料		44-3 配置図		
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		その他	M	
		関連資料		44-5 試験及び検査		
	第4号	切り替え性		当該系統の使用にあたり切り替え操作が不要	B b	
		関連資料		44-4 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		44-3 配置図, 44-4 系統図	
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B	
		関連資料		44-3 配置図		
	第2項	第1号	常設SAの容量		対象外	対象外
			関連資料		—	
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外
			関連資料		—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災		(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
			サポート系故障		対象(サポート系有り)-別の手段	C b
			関連資料		44-4 系統図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第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		制御棒駆動機構（水圧駆動）		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)	—	
			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		44-3 配置図		
			第2号	操作性		中央制御室操作	A
		関連資料		44-3 配置図			
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		その他	M		
		関連資料		44-5 試験及び検査			
	第4号	切り替え性		当該系統の使用にあたり切り替え操作が不要	B b		
		関連資料		44-4 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		44-3 配置図, 44-4 系統図		
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B		
		関連資料		44-3 配置図			
	第2項	第1号	常設SAの容量		対象外	対象外	
			関連資料		—		
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外	
			関連資料		—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災		(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障		対象(サポート系有り)-別の手段	C b
				関連資料		44-4 系統図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第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		制御棒駆動系水圧制御ユニット		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	二次格納施設内	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		44-3 配置図		
			第2号	操作性		中央制御室操作	A
		関連資料		44-3 配置図			
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		その他	M		
		関連資料		44-5 試験及び検査			
	第4号	切り替え性		当該系統の使用にあたり切り替え操作が不要	B b		
		関連資料		44-4 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		44-3 配置図, 44-4 系統図		
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B		
		関連資料		44-3 配置図			
	第2項	第1号	常設SAの容量		対象外	対象外	
			関連資料		—		
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外	
			関連資料		—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災		(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障		対象(サポート系有り)-別の手段	C b
				関連資料		44-4 系統図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第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		ATWS 緩和設備 (代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能)		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	二次格納施設内 原子炉建屋の二次格納施設外（中央制御操作室）	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	44-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	44-3 配置図		
		第3号	試験・検査 (検査性, 系統構成・外部入力)	計測制御設備	J	
			関連資料	44-5 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	44-4 系統図		
	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	44-8 ATWS 緩和設備について		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	44-3 配置図			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	44-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	(サポート系なし)	対象外
				関連資料	44-8 ATWS 緩和設備について	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第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		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	二次格納施設内	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	44-3 配置図	
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 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	44-5 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	44-4 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	44-3 配置図, 44-4 系統図		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	44-3 配置図			
	第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分(DB施設と同仕様の送水能力で設計)	B	
			関連資料	44-6 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	(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	44-3 配置図, 44-4 系統図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

		第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		ほう酸水注水系貯蔵タンク	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	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	44-3 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	44-5 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	44-4 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	44-3 配置図, 44-4 系統図		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の貯蔵能力で設計)	B	
			関連資料	44-6 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	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外	
			サポート系故障	(サポート系なし)	対象外	
			関連資料	44-3 配置図, 44-4 系統図		

44-2
単線結線図

44-2-1

- (略語)
- D/G : 非常用ディーゼル発電機
 - M/C : メタルクラッド開閉装置
 - P/C : パワーセンター
 - MCC : モーター・コントローラ・センタ
- 【凡例】
- /◇ : 非常用ディーゼル発電機
 - : 遮断器
 - : 配線用遮断器
 - : 切替装置

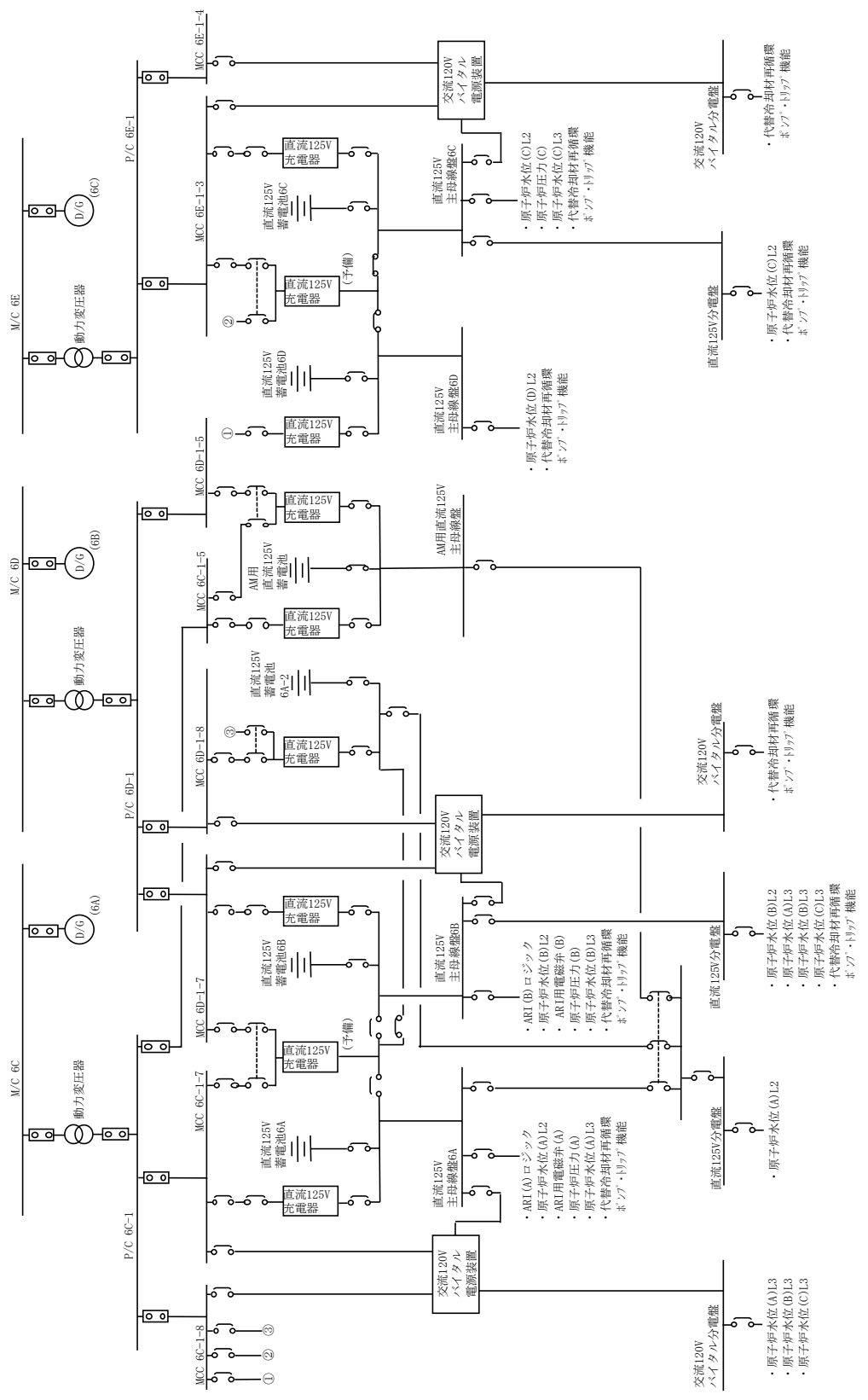


図1 6号炉 単線結線図

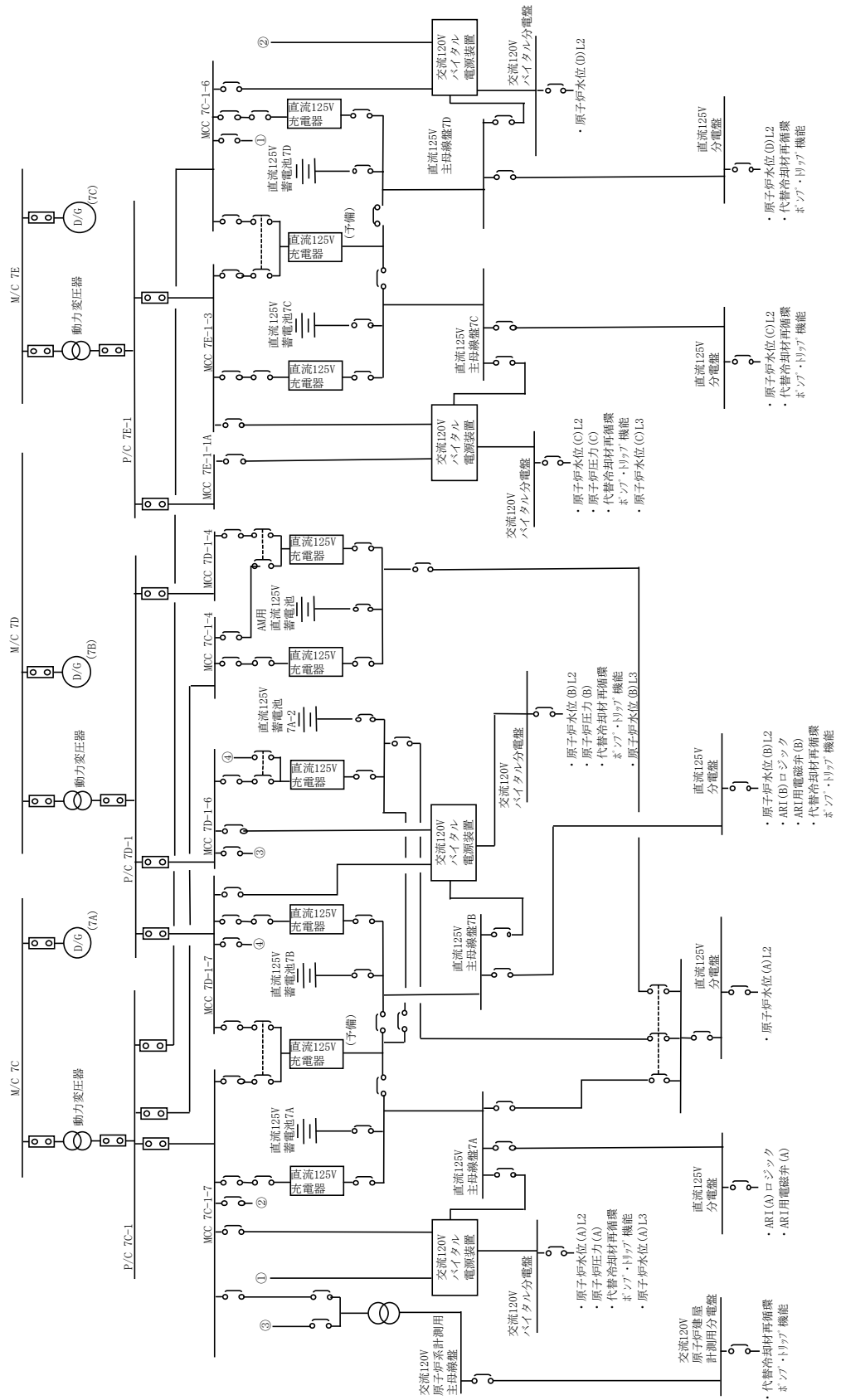
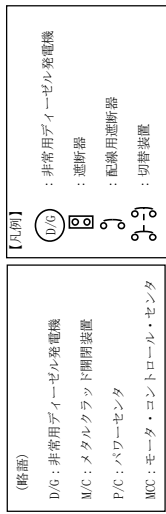


図 2 7号炉 単線結線図

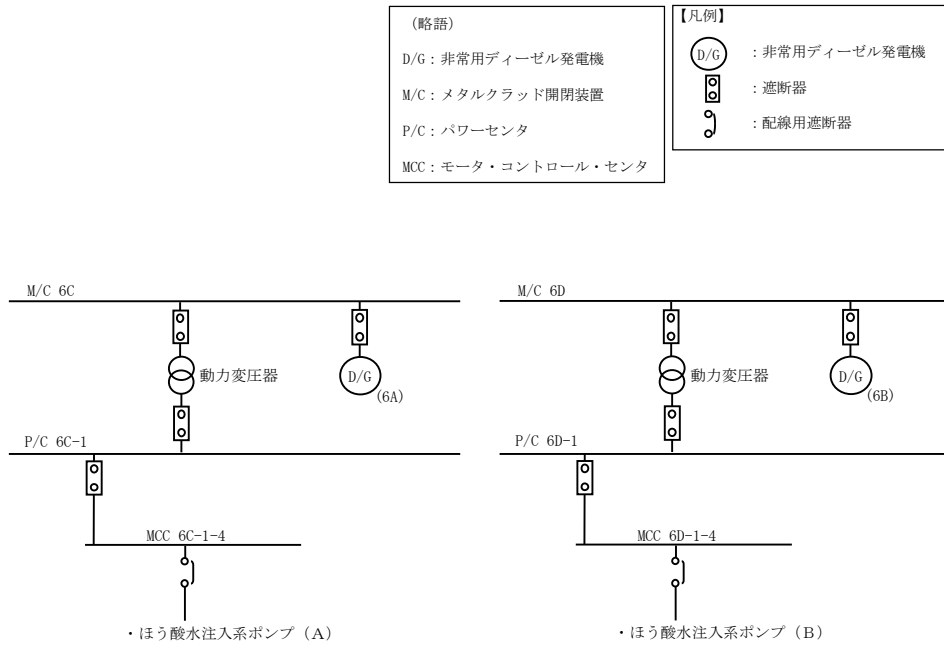


図 3 6号炉 ほう酸水注入系ポンプに関する単線結線図

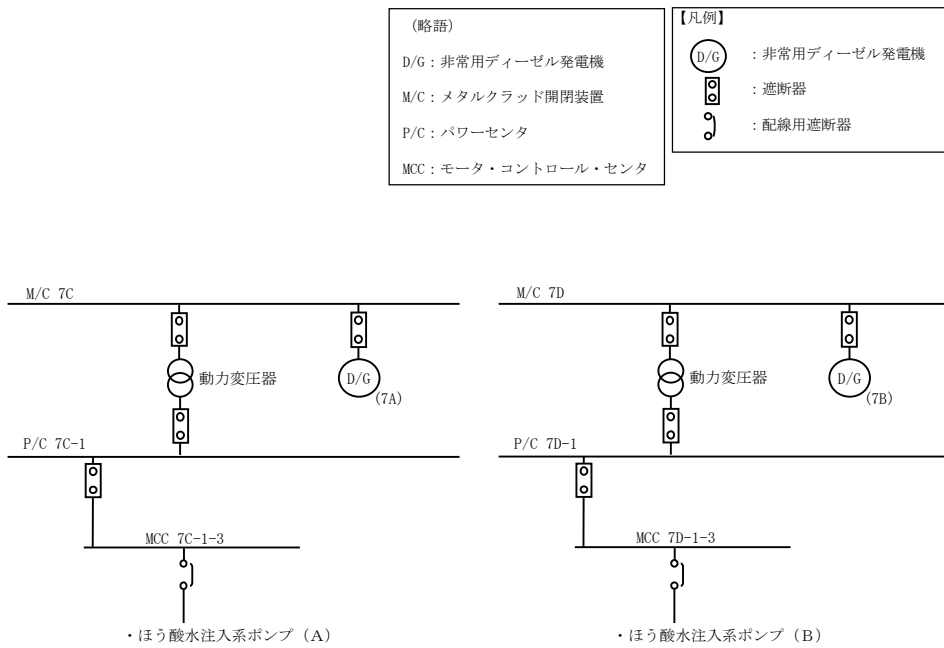
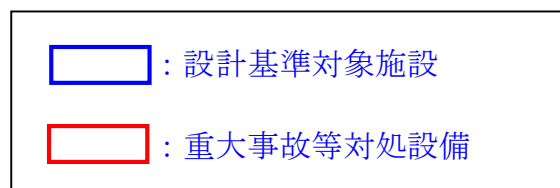


図 4 7号炉 ほう酸水注入系ポンプに関する単線結線図

44-3
配置図



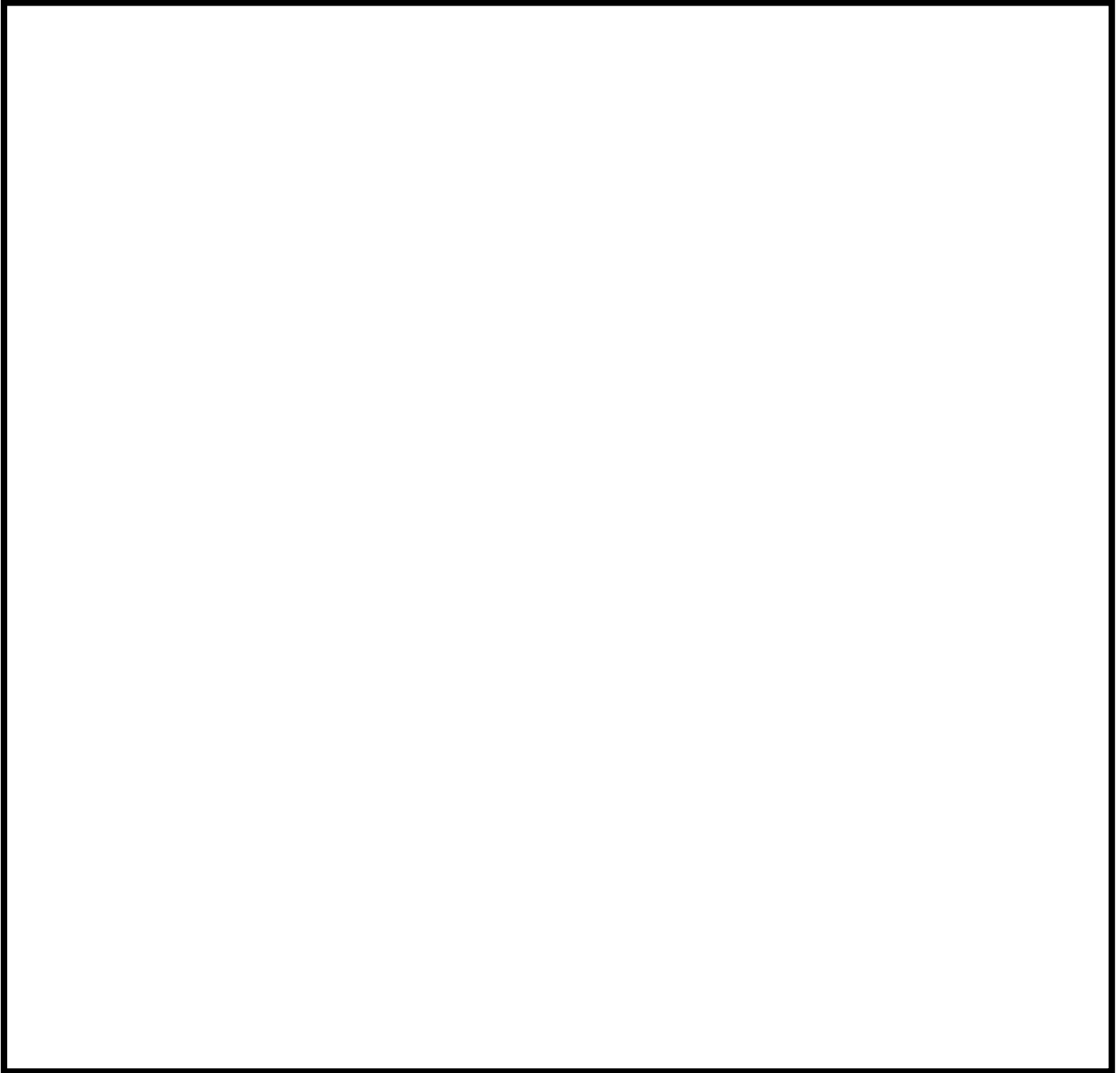


図1 ATWS 緩和設備（計器）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地下1階）

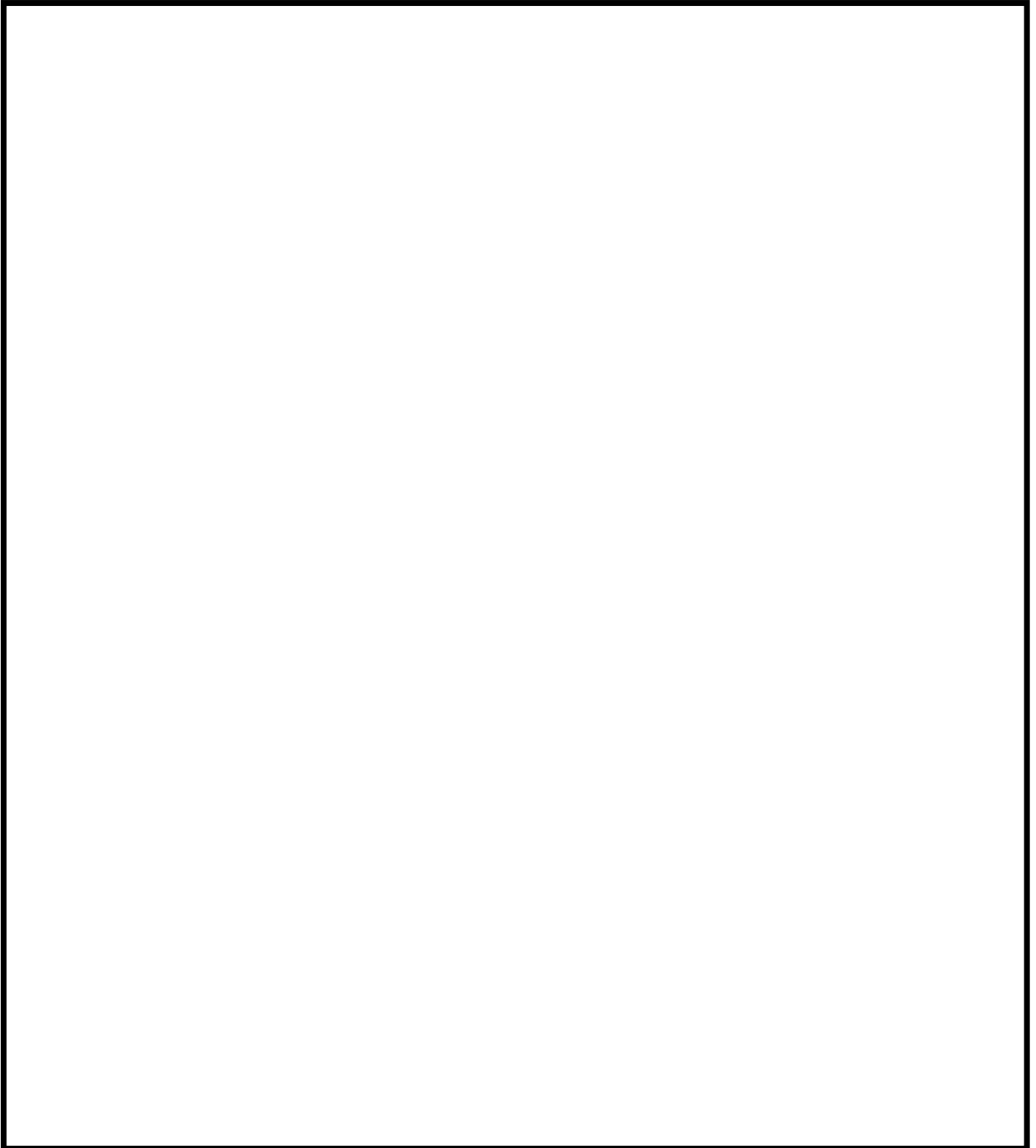


図 2 ATWS 緩和設備 (ARI 用電磁弁) の配置図 (6 号炉 原子炉建屋地下 3 階)

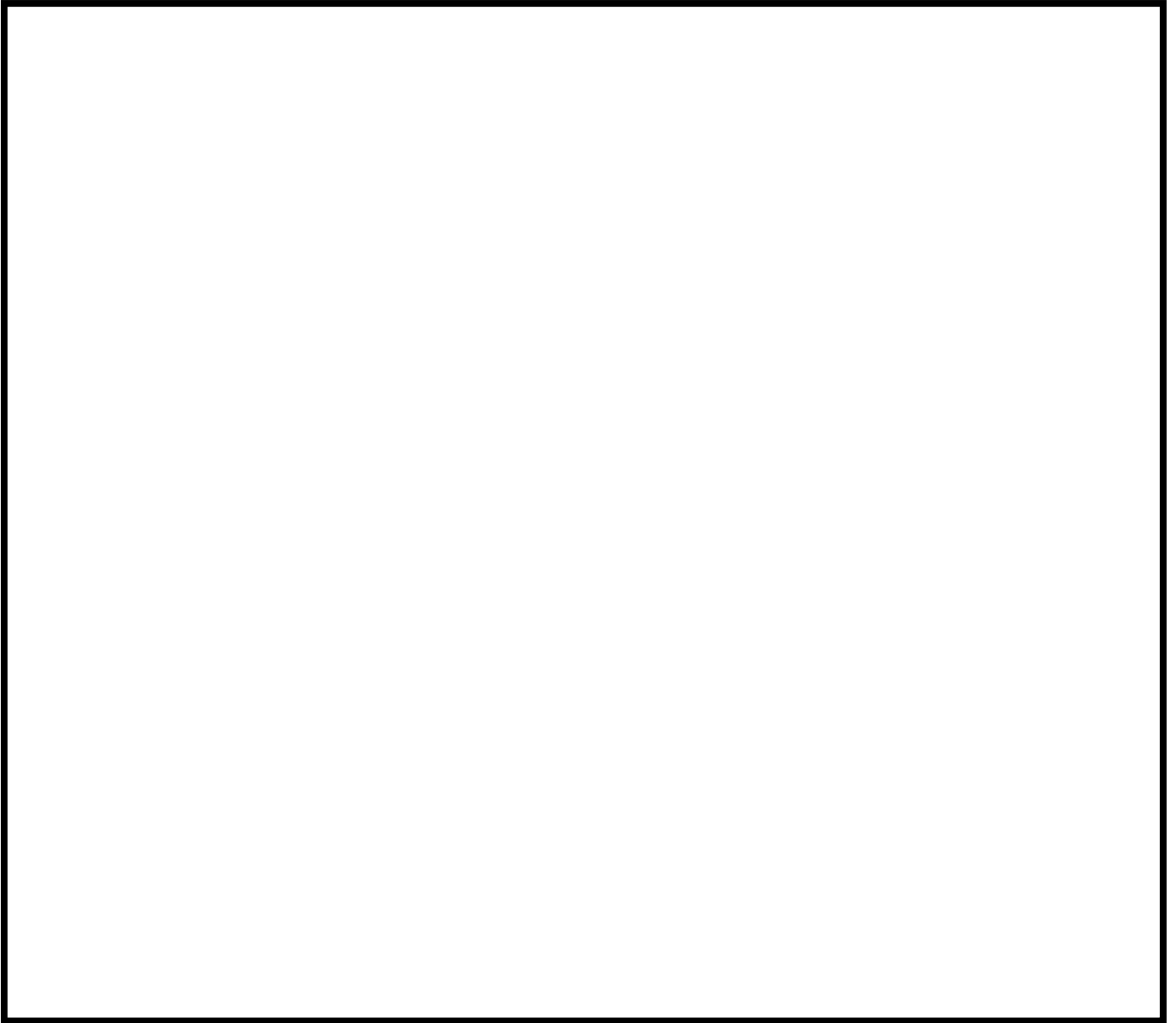


図 3 ATWS 緩和設備（原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地下1階）

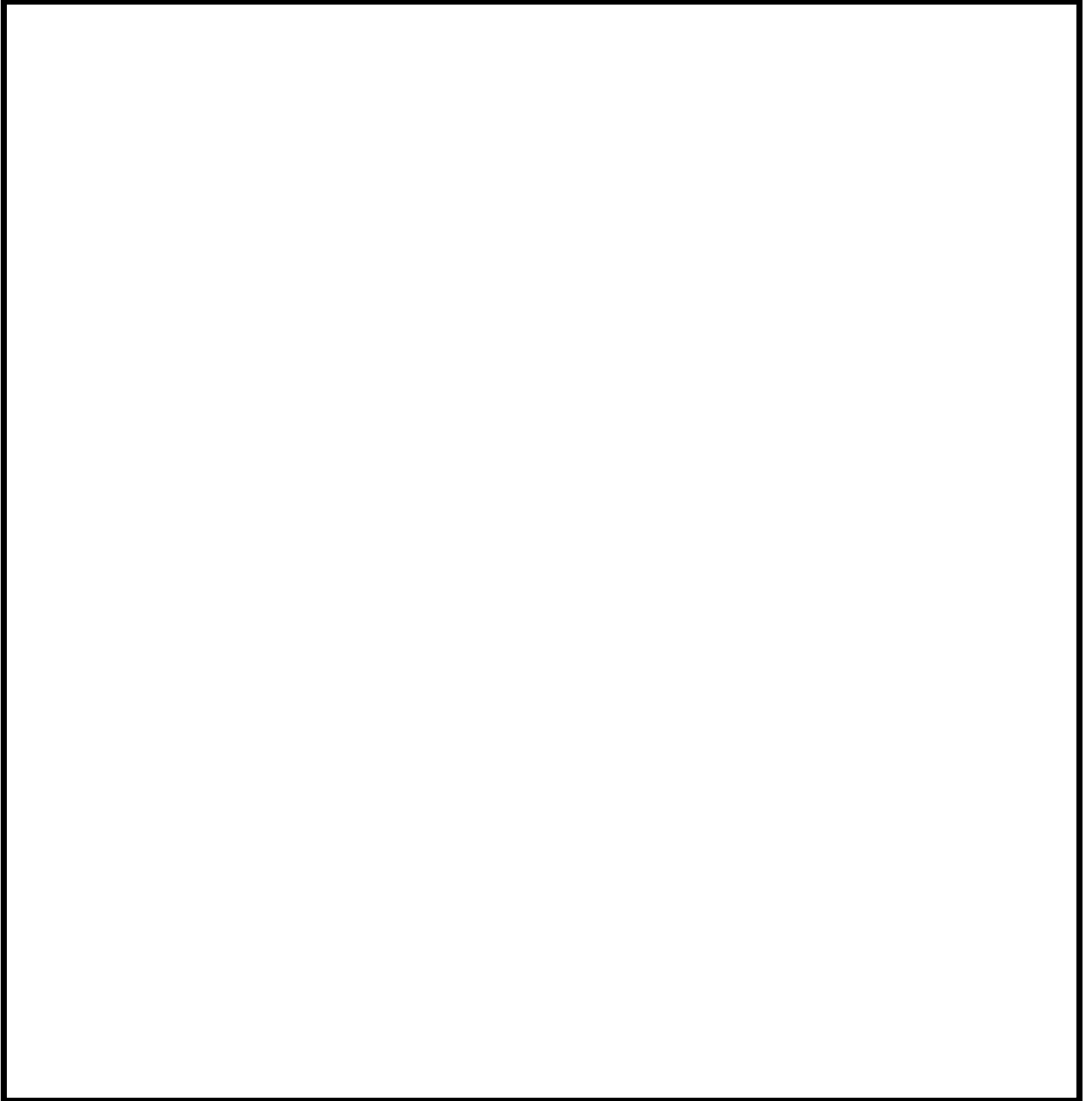


図 4 ほう酸水注入系に係る機器（ポンプ，タンク）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地上3階）

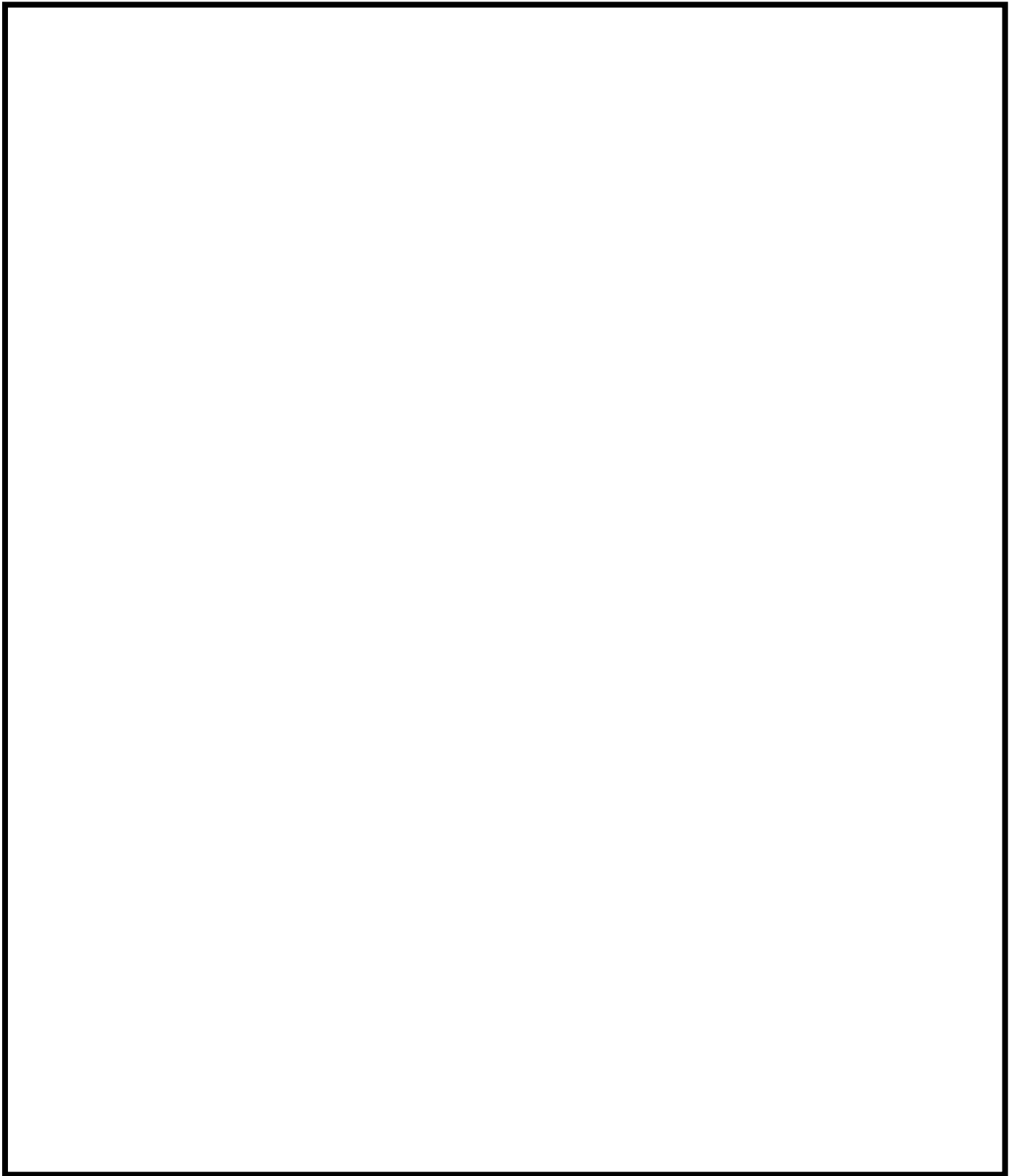


図5 ほう酸水注入系に係る中央制御室操作盤の配置図
(6/7号炉 コントロール建屋地上2階)

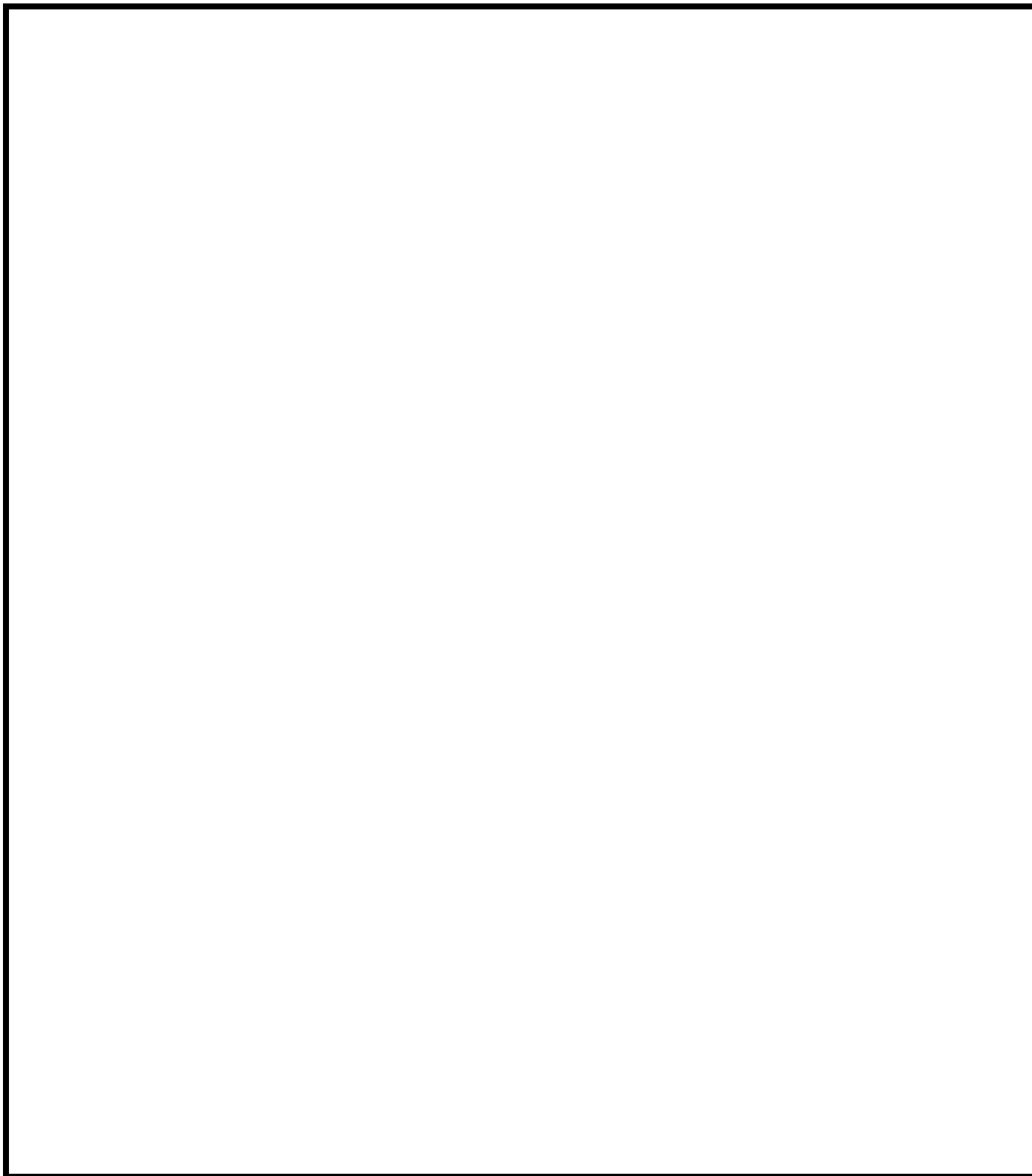


図 6 ほう酸水注入系に係る機器（弁）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地上3階）

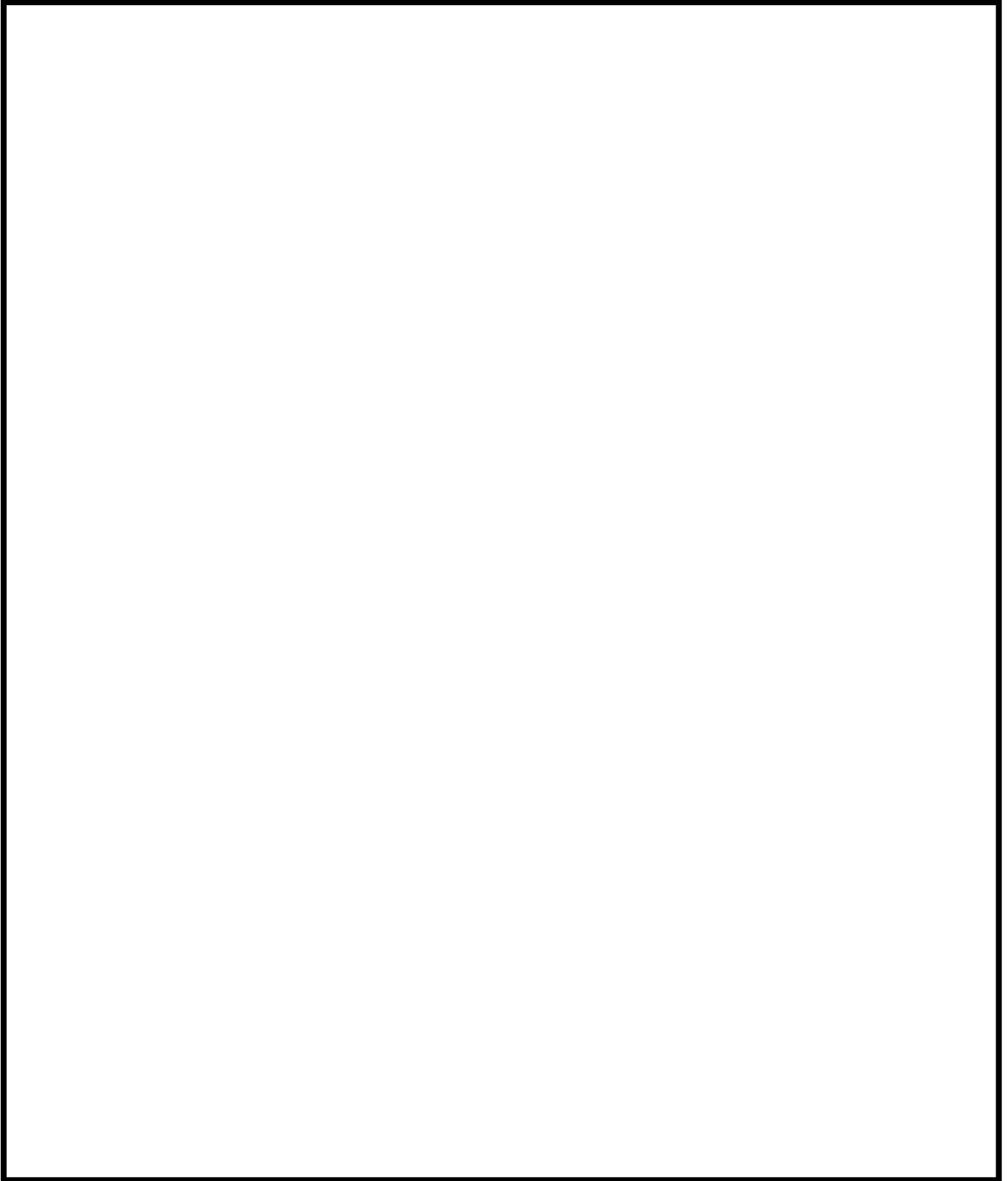


図 7 制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び
制御棒駆動系水圧制御ユニットの配置図
（6号炉 原子炉建屋地下3階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

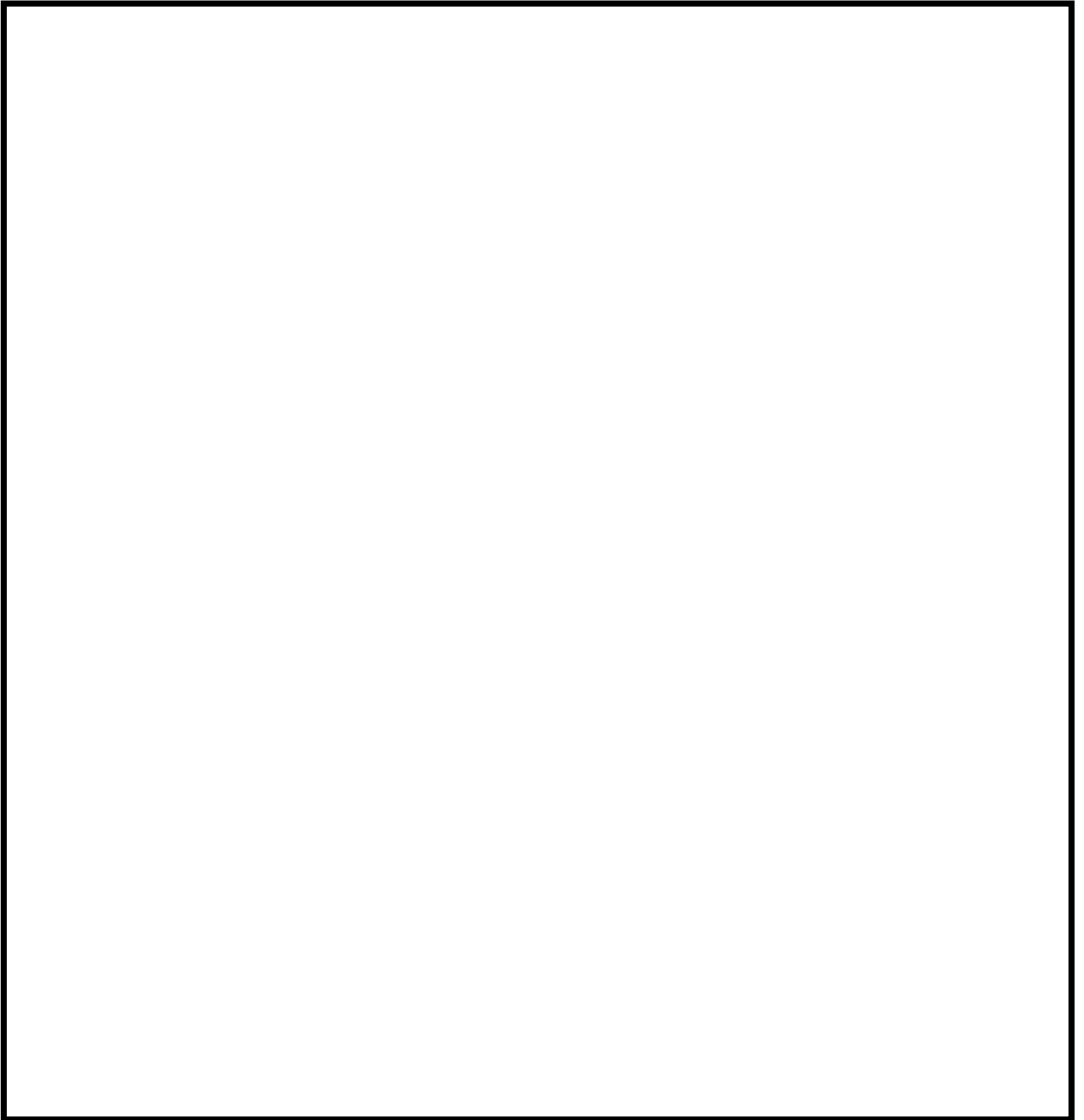


図 8 ATWS 緩和設備 (計器) の配置図
(7 号炉 原子炉建屋地下 1 階)

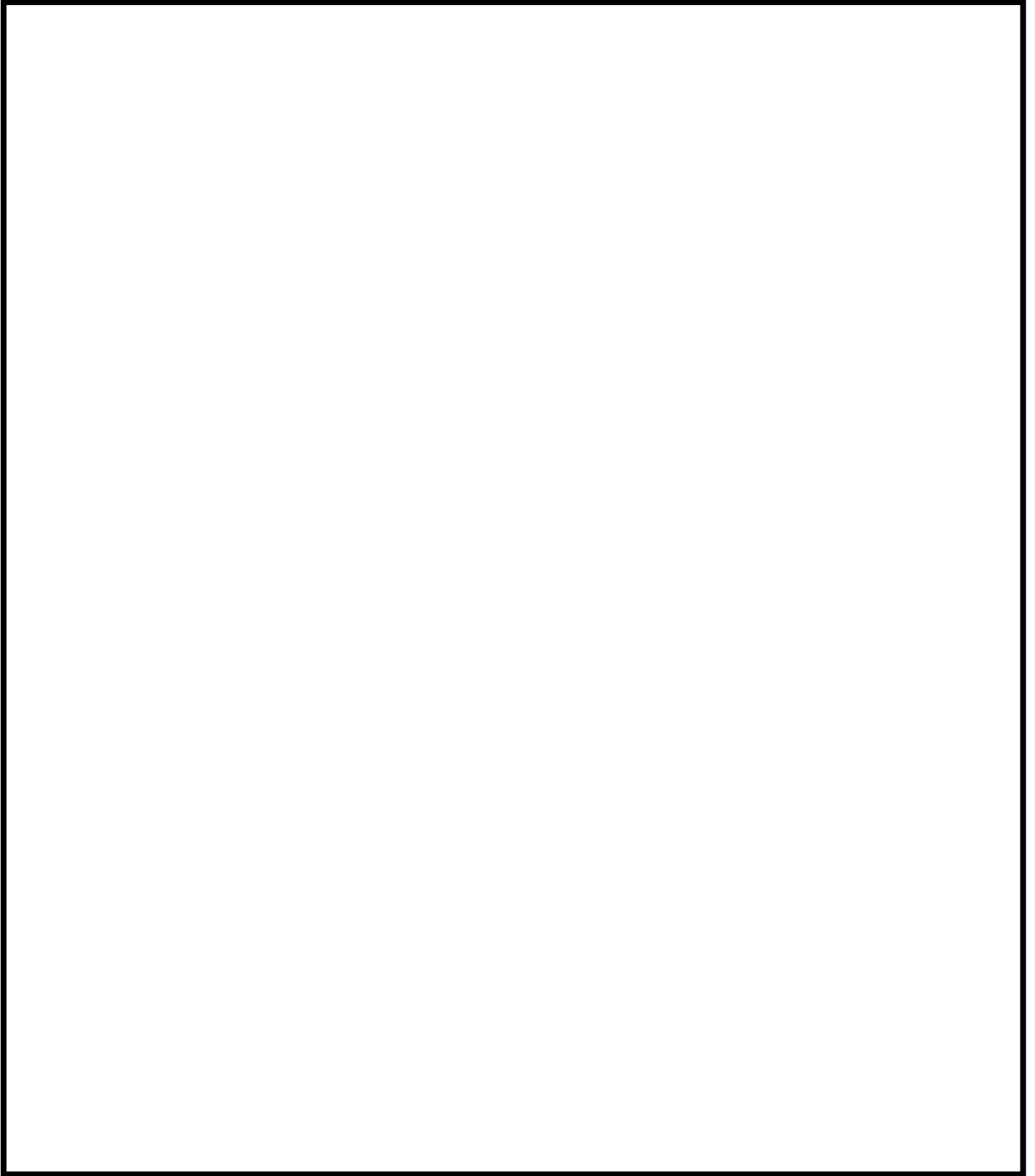


図9 ATWS 緩和設備 (ARI 用電磁弁) の配置図
(7号炉 原子炉建屋地下3階)

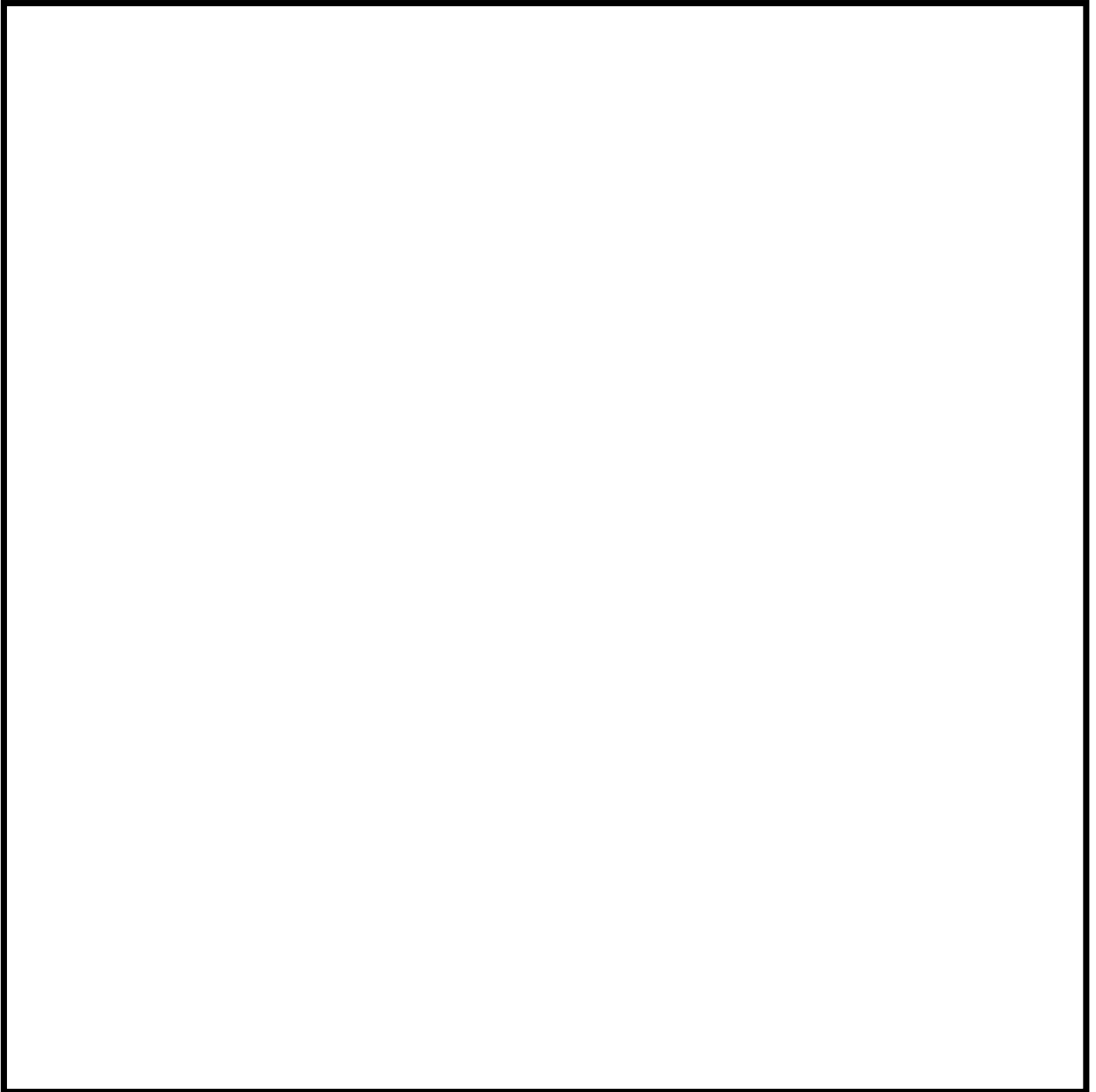


図 10 ATWS 緩和設備（原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地下1階）

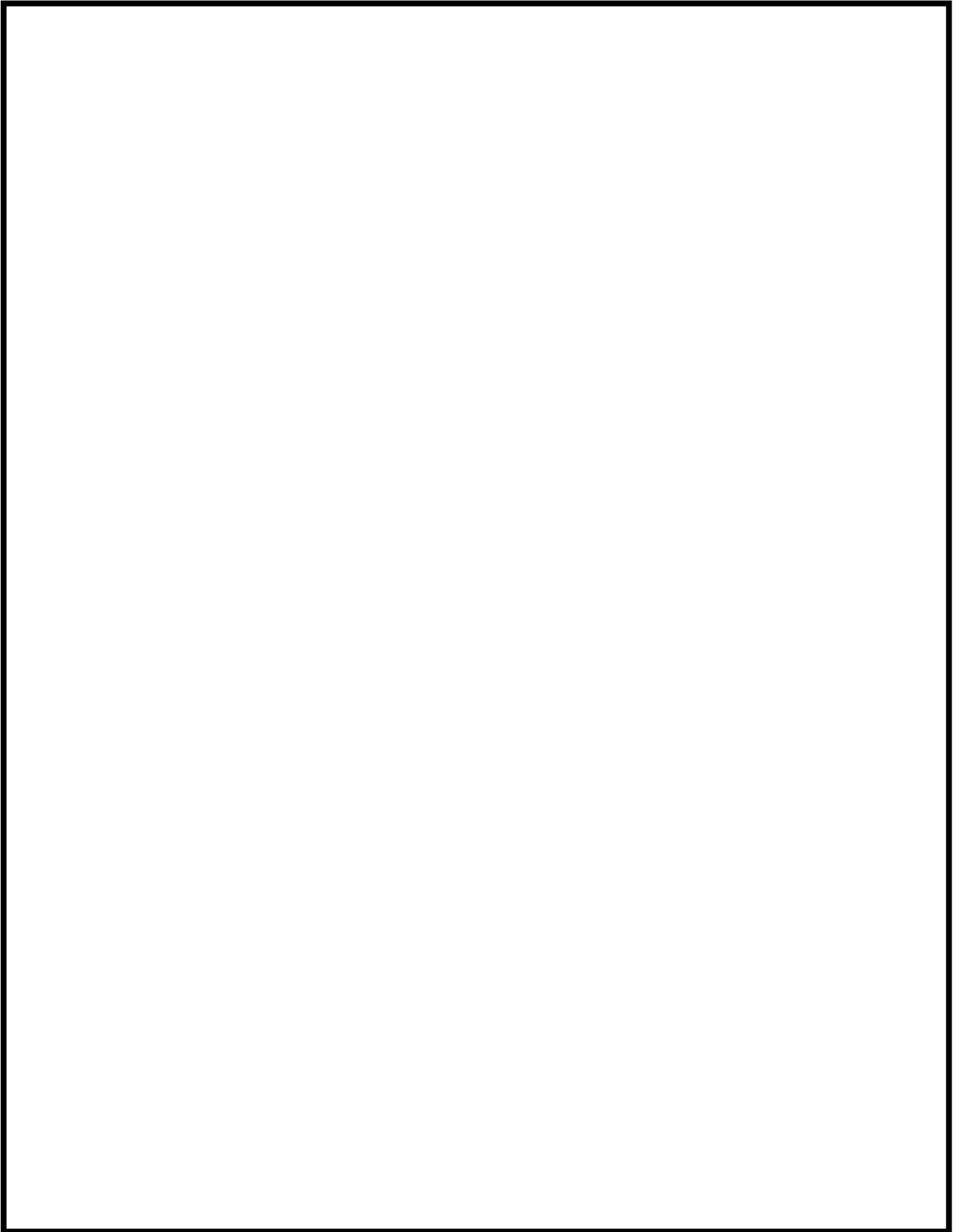


図 11 ほう酸水注入系に係る機器（ポンプ，タンク）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地上3階）

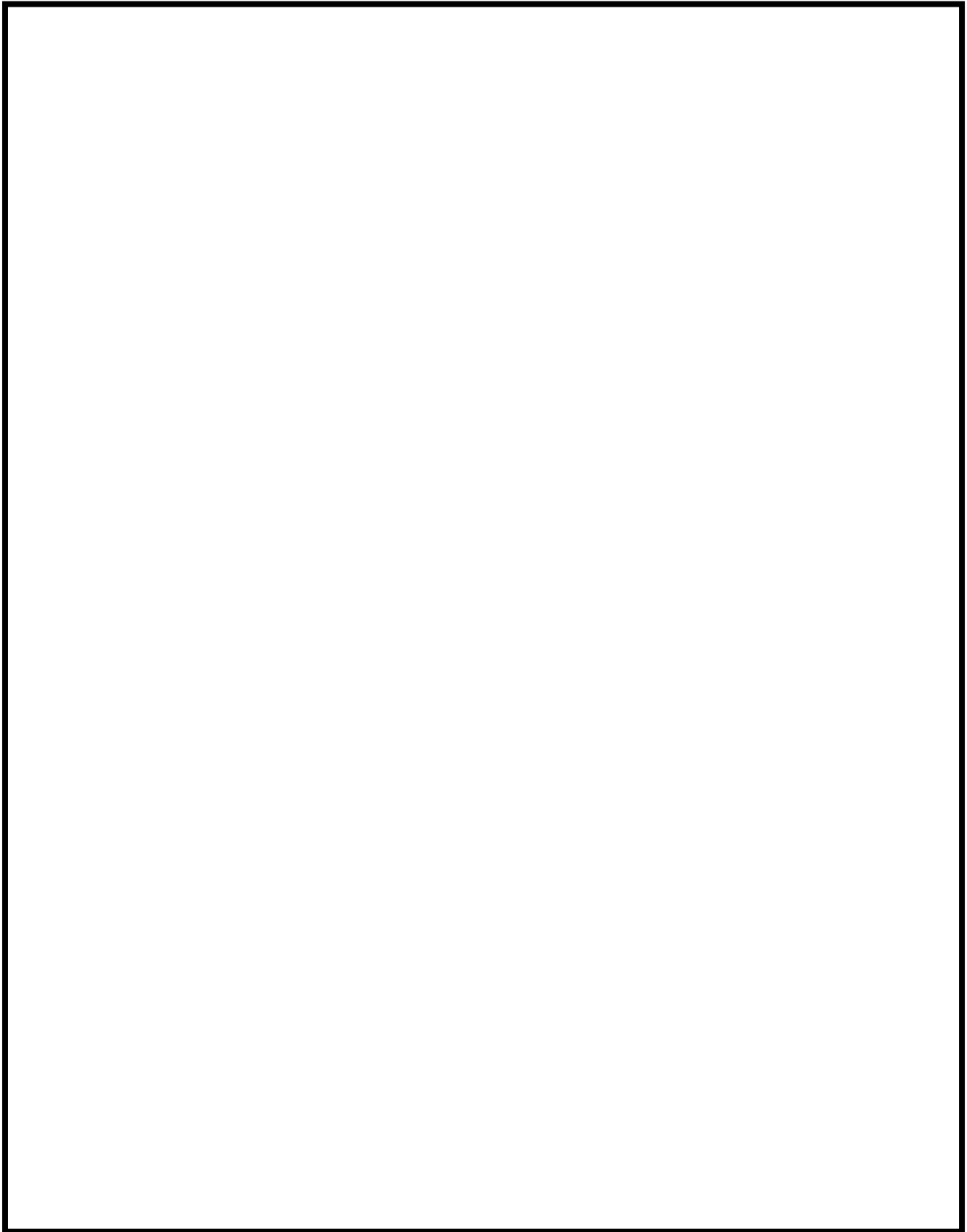


図 12 ほう酸水注入系に係る中央制御室操作盤の配置図
(6/7号炉 コントロール建屋地上2階)

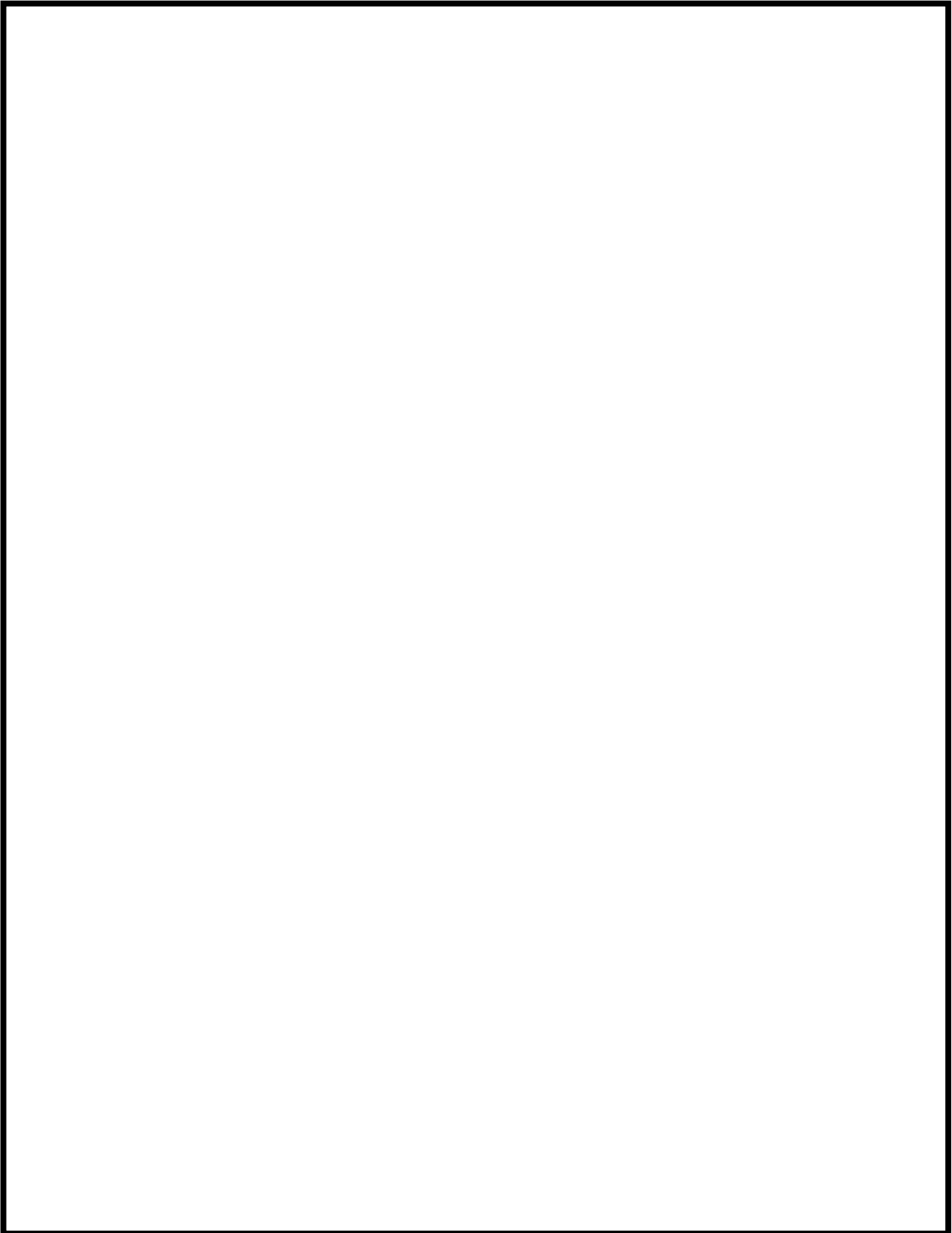


図 13 ほう酸水注入系に係る機器（弁）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地上3階）

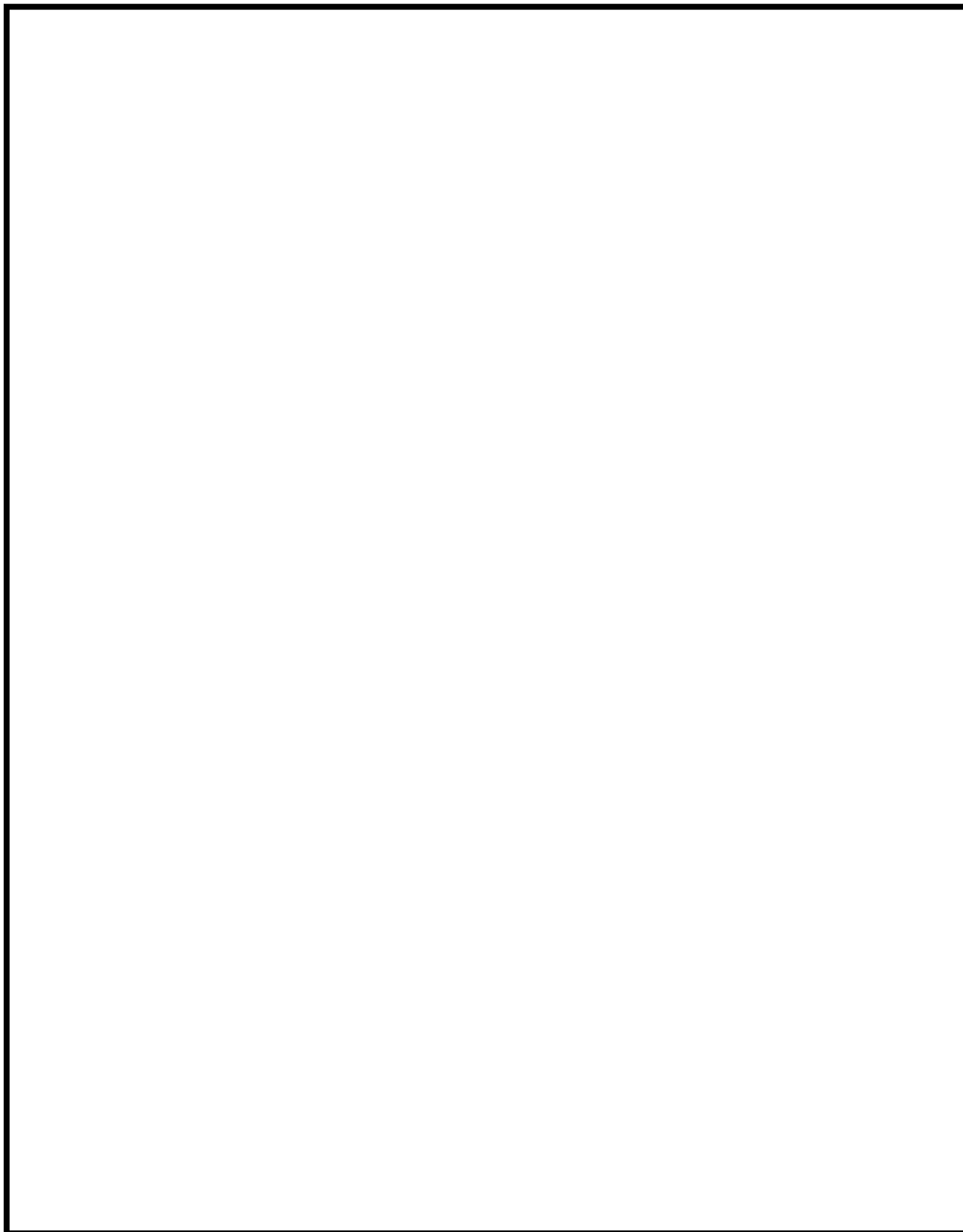


図 14 制御棒，制御棒駆動機構（水圧駆動）及び
制御棒駆動系水圧制御ユニットの配置図
（7号炉 原子炉建屋地下3階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

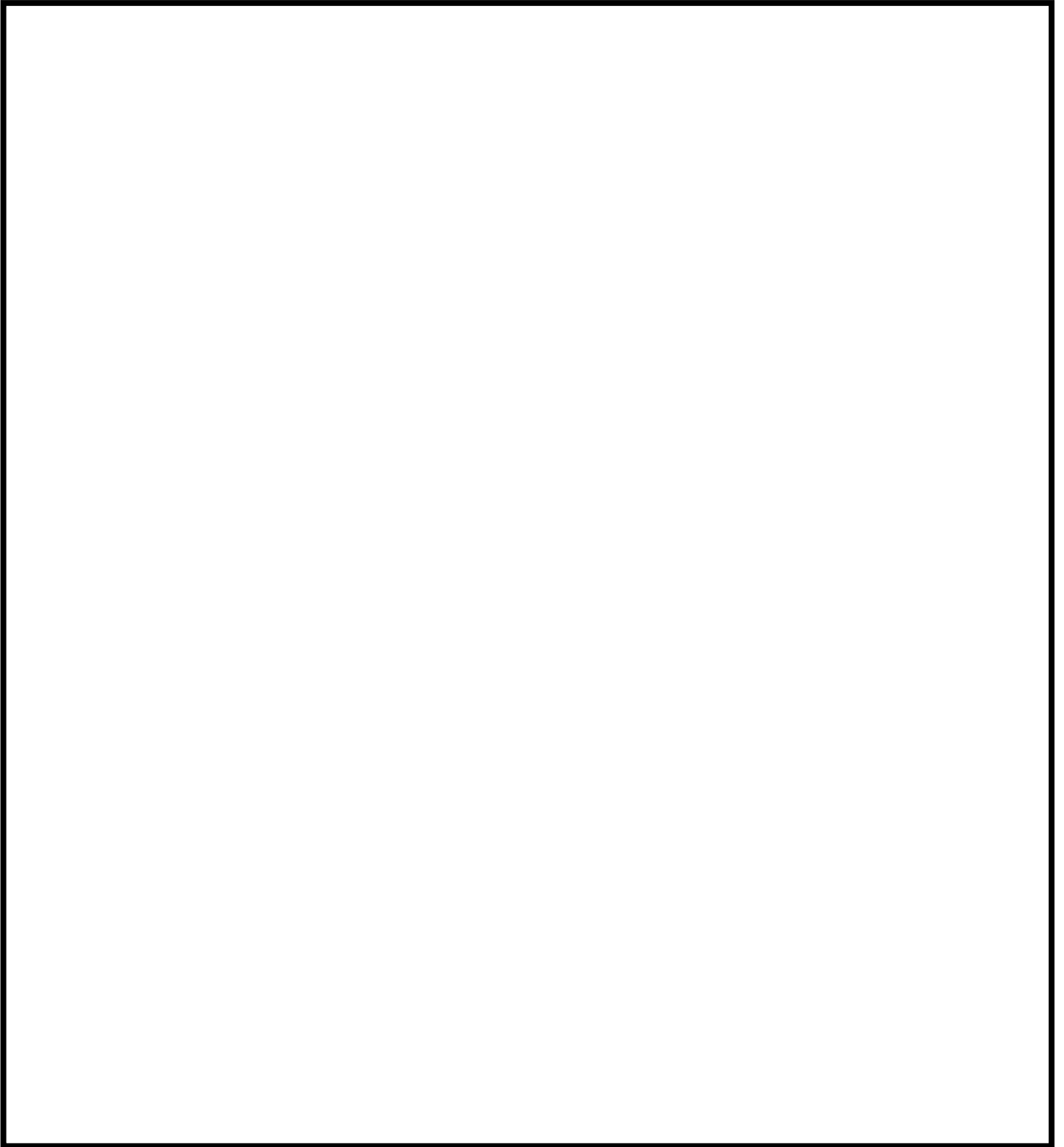
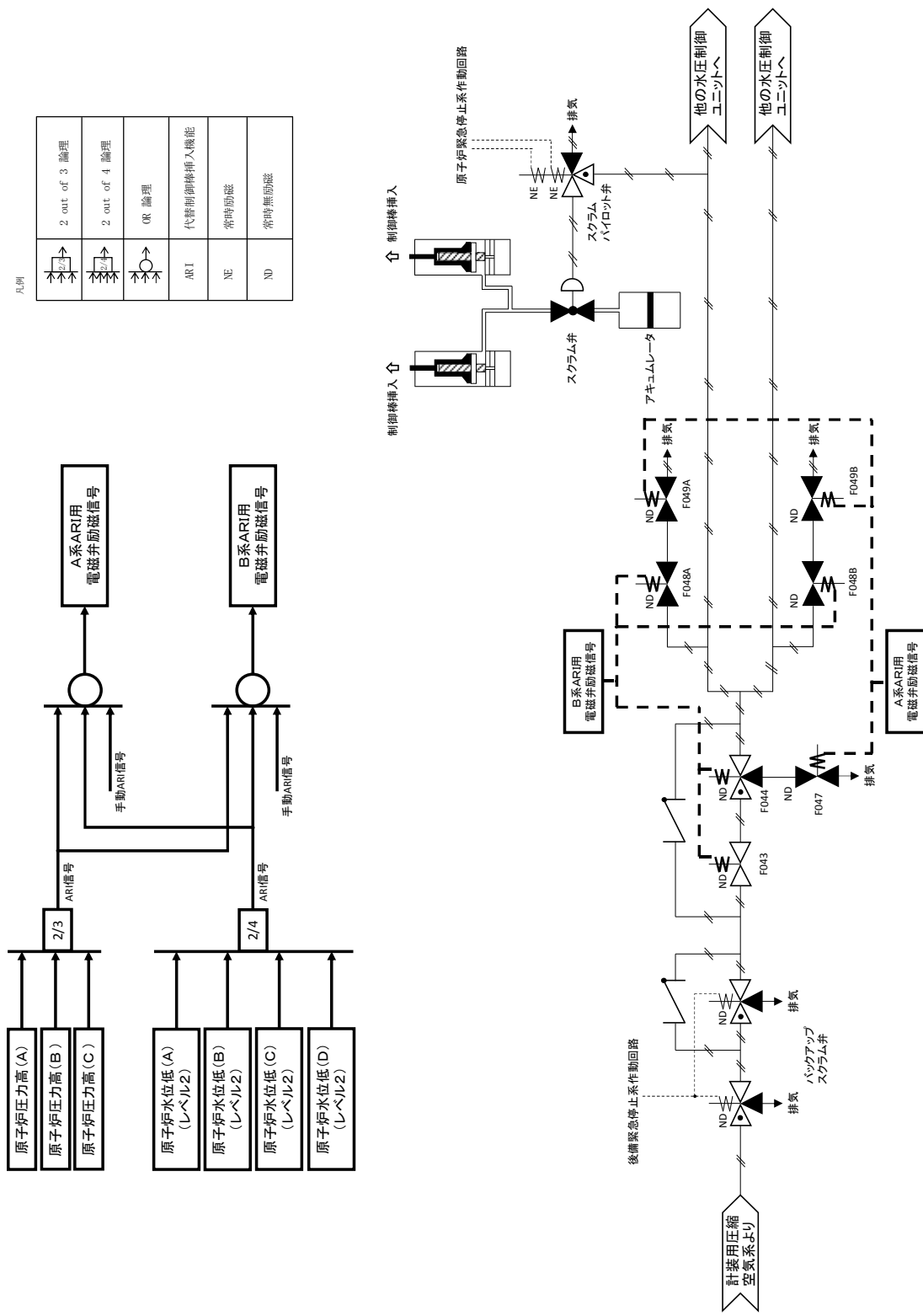


図 15 ATWS 緩和設備の配置図
(6/7 号炉 コントロール建屋地上 2 階)

44-4
系統図



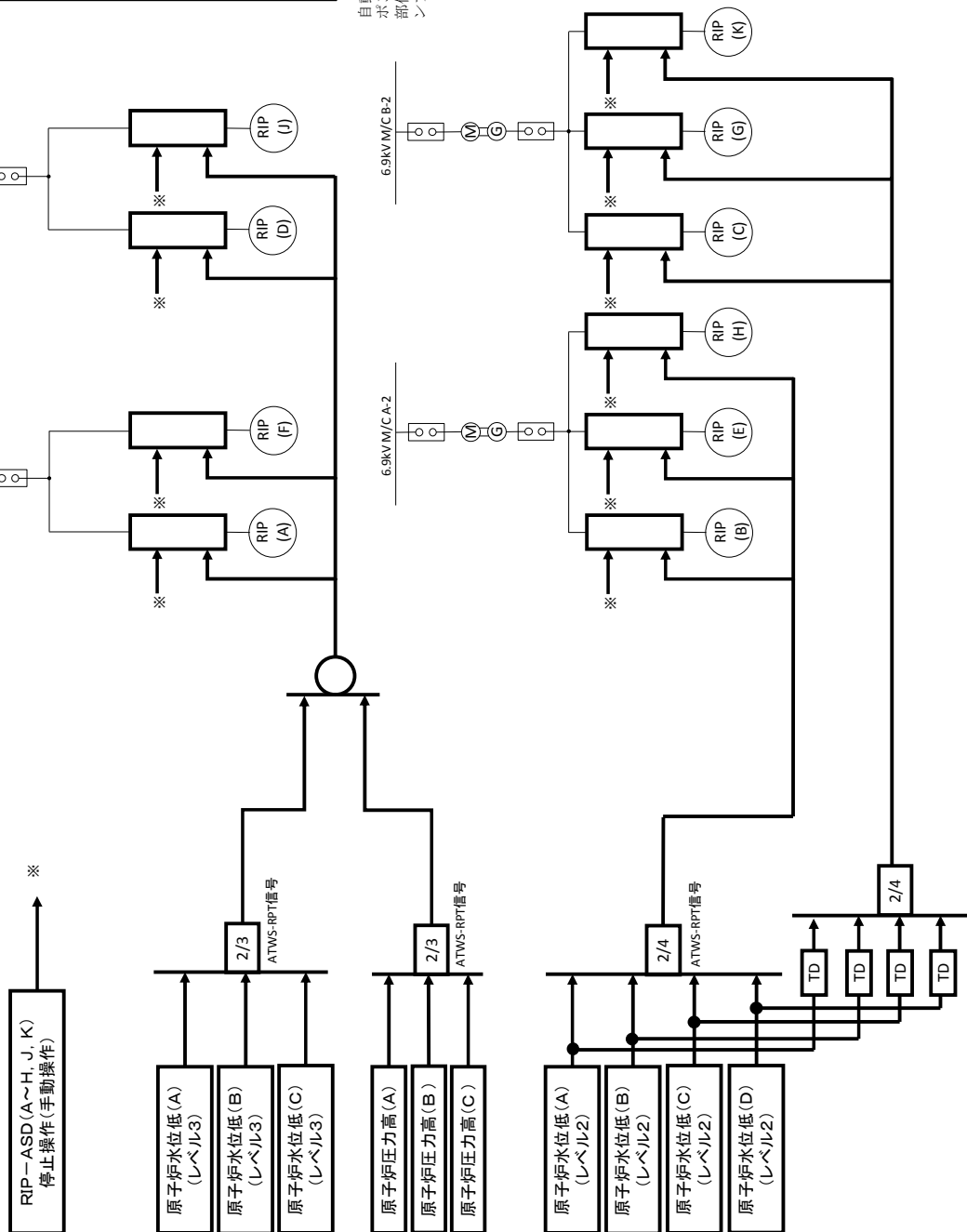
凡例

	2 out of 3 論理
	2 out of 4 論理
	OR 論理
	代替制御棒挿入機能
	ARI
	常時励磁
	常時無励磁

図 1 代替制御棒挿入機能の概念図

凡例

RIP	原子炉冷却材再循環ポンプ
	遮断器
	原子炉冷却材再循環ポンプ MGセット
	原子炉冷却材再循環ポンプ 可変周波数電源装置
	2 out of 3 論理
	2 out of 4 論理
	OR 論理
TD	タイマー (6秒)



自動又は手動の信号にて、原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置の内、停止に必要な部位を動作させることで原子炉冷却材再循環ポンプを停止させる。

図2 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の概念図

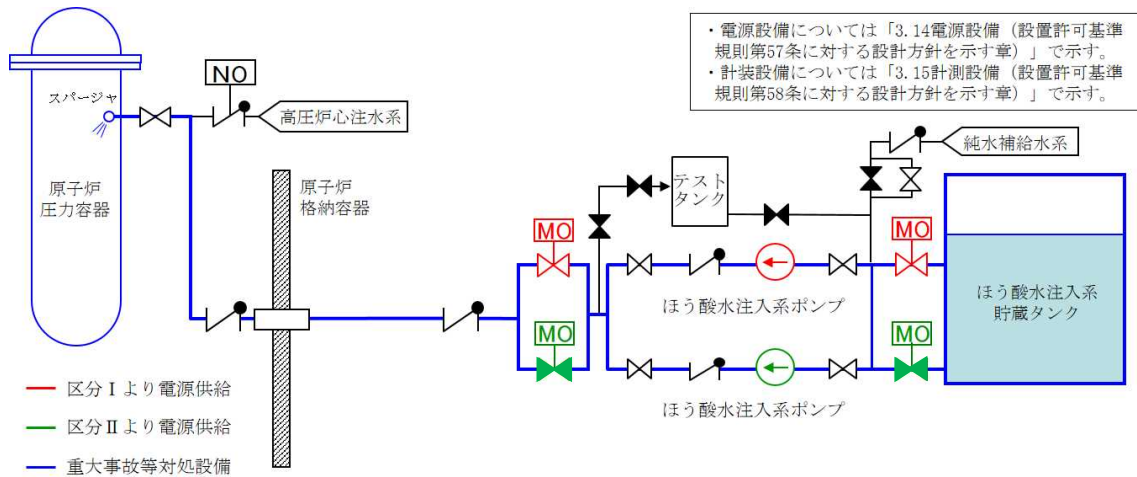


図3 ほう酸水注入系 系統概要図（6号炉）

表1 操作対象機器リスト

No.	機器番号	機器名称	操作方法	操作場所
A系				
1	C41-C001A	ほう酸水注入系ポンプ (A)	キー・スイッチ 操作	中央制御室
2	C41-MO-F001A	SLC ポンプ吸込弁 (A)		
3	C41-MO-F006A	ほう酸水注入弁 (A)		
B系				
4	C41-C001B	ほう酸水注入系ポンプ (B)	キー・スイッチ 操作	中央制御室
5	C41-MO-F001B	SLC ポンプ吸込弁 (B)		
6	C41-MO-F006B	ほう酸水注入弁 (B)		

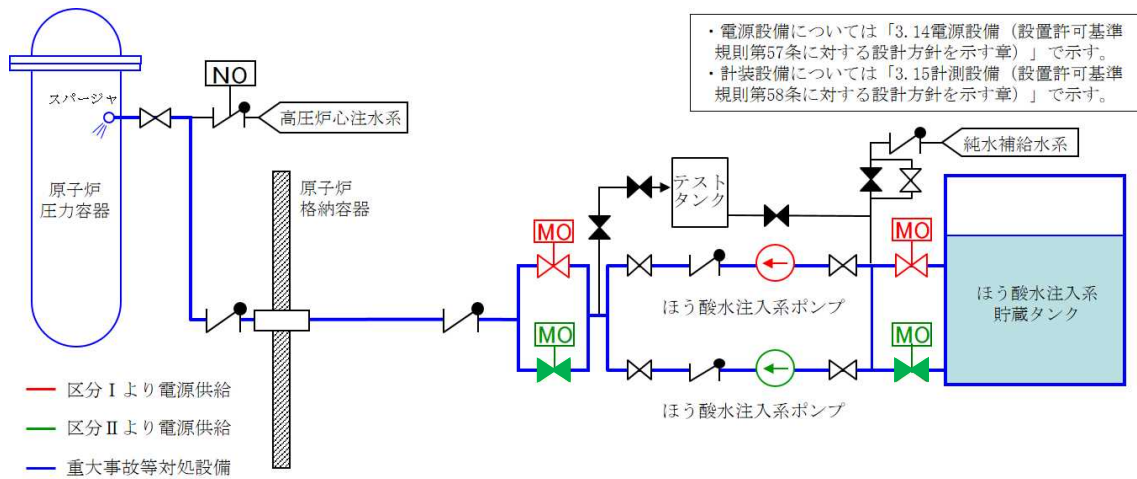


図4 ほう酸水注入系 系統概要図（7号炉）

表2 操作対象機器リスト

No.	機器番号	機器名称	操作方法	操作場所
A系				
1	C41-C001A	ほう酸水注入系ポンプ (A)	キー・スイッチ 操作	中央制御室
2	C41-MO-F001A	SLC ポンプ吸込弁 (A)		
3	C41-MO-F006A	SLC ほう酸水注入弁 (A)		
B系				
4	C41-C001B	ほう酸水注入系ポンプ (B)	キー・スイッチ 操作	中央制御室
5	C41-MO-F001B	SLC ポンプ吸込弁 (B)		
6	C41-MO-F006B	SLC ほう酸水注入弁 (B)		

44-5
試験及び検査

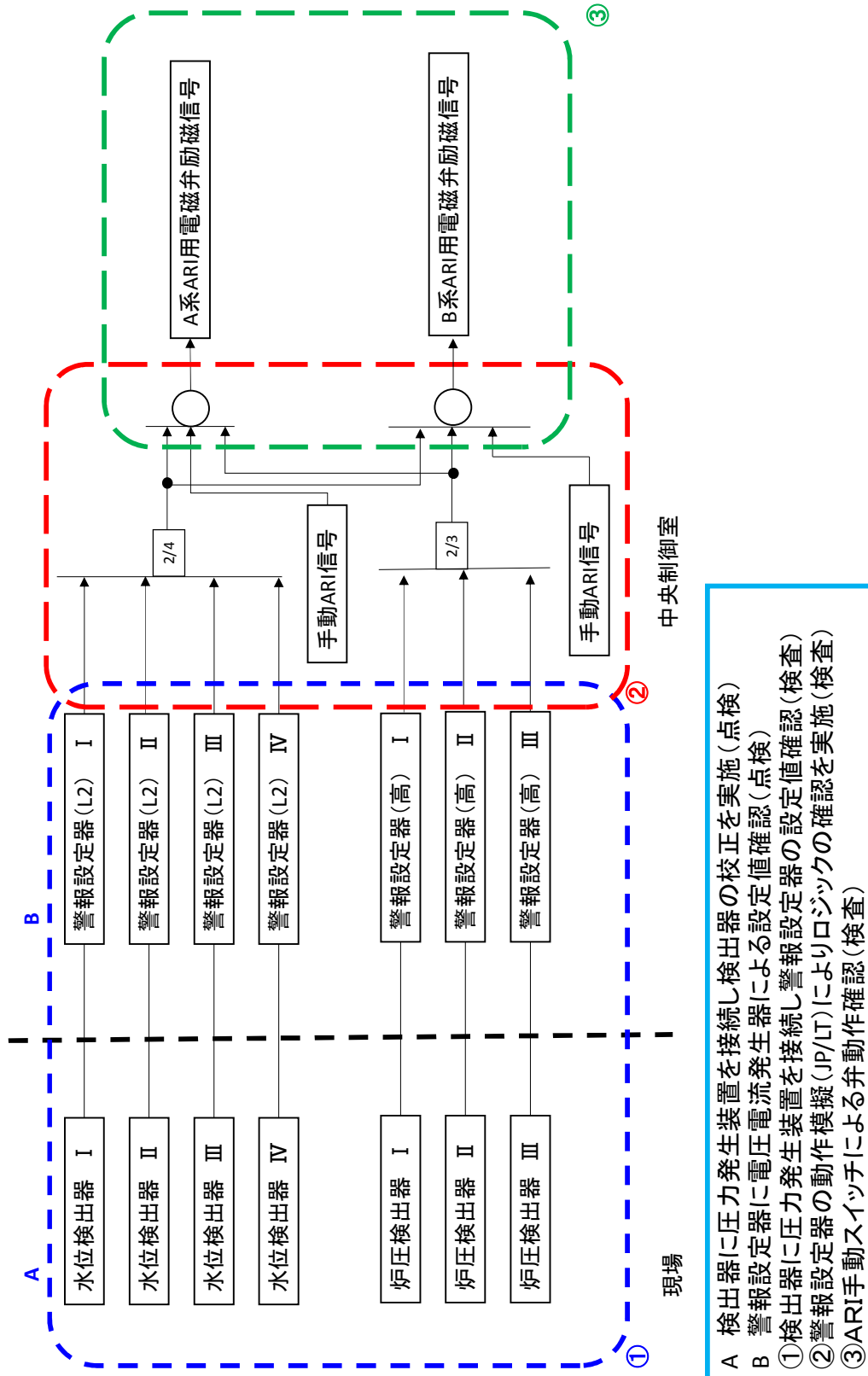


図1 代替制御棒挿入機能の試験及び検査

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の試験・検査

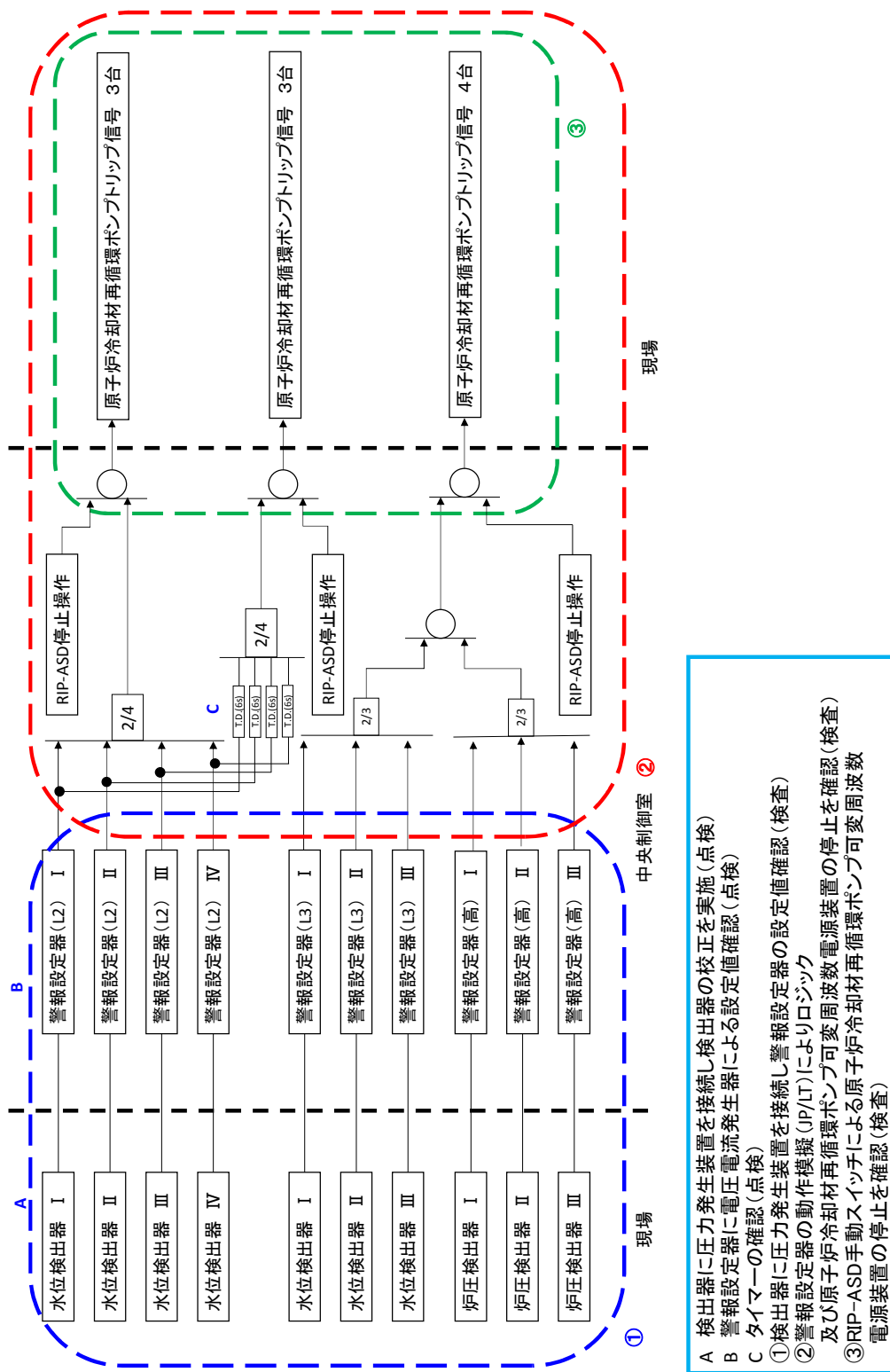


図2 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の試験及び検査

ATWS 緩和設備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、第四十三条（重大事故等対処設備）第1項第3号に要求されており、解釈には、第十二条（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、ATWS緩和設備については、制御棒挿入機能や原子炉冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の作動信号を発信する設備であり、運転中に試験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、試験中は機能自体が維持できない状態となる為、原子炉の停止中（定期検査時）に試験又は検査を行う設計とする。

2. 第十二条第4項の要求に対する適合性の整理

第十二条第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1 第十二条第4項の解釈の要求事項

第十二条 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中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當な場合には、試験用のバイパス系を用いること等を許容することを意味する。	使用前検査及び停止中（定期検査時）は、実系統を用いた試験又は検査を実施する。
8-1	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あつては、各々が独立して試験又は検査ができること。	使用前検査及び停止中（定期検査時）は、実系統を用いた試験又は検査を実施する。 なお、ATWS緩和設備は、代替制御棒挿入及び代替冷却材再循環ポンプ・トリップ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。
8-2	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つては、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。	ATWS緩和設備は、多重性を有していないため、試験を実施すると、その間は、機能自体が維持されない。 また、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。
8-3	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（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。	ATWS緩和設備は、重大事故等対処設備であることから、多重性を有していない。

3. ATWS緩和設備の試験間隔の検討

ATWS緩和設備は、安全保護系設備による原子炉緊急停止機能が喪失した時に期待される設備である。ATWS緩和設備に関する信頼性評価においては、試験頻度を定期検査毎として評価し、ATWSが発生し、かつATWS緩和設備の故障により緩和機能が動作しない状態が発生する頻度*は、
と十分に低いことを確認しており、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。

*44-9 参考資料1参照

以上のことから、ATWS緩和設備は、停止中（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。

表 2 柏崎刈羽原子力発電所 6号機 点検計画

機器又は系統名	実施数 (機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 () 内は適用する設備診断技術
	復水脱塩塔 (C) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	7 8 M	—	定検停止中
	復水脱塩塔 (D) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	7 8 M	—	定検停止中
	復水脱塩塔 (E) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	7 8 M	—	定検停止中
	復水脱塩塔 (F) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	7 8 M	—	定検停止中
	陽イオン樹脂再生塔	3	開放点検	1 0 4 M	—	定検停止中
	陰イオン樹脂再生塔	3	開放点検	1 0 4 M	—	定検停止中
	復水脱塩装置再循環ポンプ	3	分解点検	7 8 M	—	定検停止中
	復水脱塩装置再循環ポンプ電動機	3	分解点検	7 8 M	—	定検停止中
補給水系	復水移送ポンプ (A)	3	分解点検	5 2 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
			機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査 (その1)	定検停止中
			簡易点検 (潤滑油交換)	1 3 M	—	定検停止中
	復水移送ポンプ (B)	3	分解点検	5 2 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
			機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査 (その1)	定検停止中
			簡易点検 (潤滑油交換)	1 3 M	—	定検停止中
	復水移送ポンプ (C)	3	分解点検	5 2 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
			機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査 (その1)	定検停止中
			簡易点検 (潤滑油交換)	1 3 M	—	定検停止中
	復水移送ポンプ(A)電動機	3	分解点検	7 8 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
			機能・性能試験	B	電動機検査 (その1)	定検停止中
	復水移送ポンプ(B)電動機	3	分解点検	7 8 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
			機能・性能試験	B	電動機検査 (その1)	定検停止中
	復水移送ポンプ(C)電動機	3	分解点検	7 8 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
機能・性能試験			B	電動機検査 (その1)	定検停止中	
復水貯蔵槽	1	開放点検	1 3 0 M	—	定検停止中	
制御棒	制御棒	A	外観点検	照射量による	制御棒外観検査	定検停止中
			取替	照射量による	—	定検停止中
選択制御棒挿入	選択制御棒挿入機能 1式	A	機能・性能試験	1 C	選択制御棒挿入機能検査	定検停止中
	代替制御棒挿入機能計装 1式	C, 1, 3	特性試験	1 C 又は 1 3 M	—	定検停止中
	代替制御棒挿入機能用電磁弁 1式	C	機能・性能試験	1 C	—	定検停止中
制御棒駆動機構	制御棒駆動機構 205本	A	機能・性能試験	1 C	制御棒駆動水圧系機能検査	定検停止中
	制御棒駆動機構 205本	A	機能・性能試験	1 C	制御棒駆動機構機能検査	定検停止中
	制御棒駆動機構本体 205本 (全数)	1	分解点検	1 3 0 M (25%)	制御棒駆動機構分解検査 (ABWR)	定検停止中
	制御棒駆動機構スプールピース 205個 (全数)	1	分解点検	1 3 0 M	制御棒駆動機構分解検査 (ABWR)	定検停止中
	制御棒駆動機構 205本 (全数)	1	分解点検	1 3 0 M (25%)	制御棒駆動水圧系設備検査 (その1)	定検停止中
	制御棒駆動機構用電動機 205台 (全数)	2	分解点検	1 3 0 M	—	定検停止中
	制御棒駆動機構結合部 205本 (全数)	1	機能・性能試験	1 C	制御棒駆動水圧系設備検査 (その3)	定検停止中
	制御棒位置表示装置	A	機能・性能試験	1 C	制御棒駆動機構機能検査	定検停止中

表 3 柏崎刈羽原子力発電所 6号機 点検計画

機器又は系統名	実施数 (機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 () 内は適用する設備診断技術
	制御棒駆動水ポンプ (A) 電動機	3	分解点検	7 8 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
	制御棒駆動水ポンプ (B) 電動機	3	分解点検	7 8 M	—	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
	制御棒駆動系スクラム弁 103台 (全数)	1	分解点検	130 M	制御棒駆動水圧系スクラム弁分解検査	定検停止中
	サクシオンフィルタ (A) (B) 2基	3	開放点検	13 M	—	定検停止中
	制御棒駆動水フィルタ (A) (B) 2基	3	開放点検	13 M	—	定検停止中
	フィルタ (パージ水用) 103基	2	開放点検	13 M	—	定検停止中
	水圧制御ユニット 103基 (全数)	1	分解点検	130 M	—	定検停止中
	充填水ラインアキュムレータ	3	分解点検	65 M	—	定検停止中
	制御棒駆動系挿入・引抜配管 1式	A	非破壊試験	10 C	制御棒駆動水圧系設備検査 (その2)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系 (A) (B) 2系列	1	機能・性能試験	1 C	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ (A)	1	分解点検	130 M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1 C) (赤外線診断 1 C)
			簡易点検 (接液部手入れ)	13 M	—	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ (B)	1	分解点検	130 M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1 C) (赤外線診断 1 C)
			簡易点検 (接液部手入れ)	13 M	—	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ (A) 電動機	1	分解点検	78 M	—	定検停止中 (振動診断 1 C) (赤外線診断 1 C)
	ほう酸水注入系ポンプ (B) 電動機	1	分解点検	78 M	—	定検停止中 (振動診断 1 C) (赤外線診断 1 C)
	ほう酸水注入系ヒーター 1式	3	簡易点検	1 C	—	定検停止中
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	1	簡易点検 (外観点検)	1 C	—	定検停止中
核計測装置	起動領域モニタ (SRNM) 検出器 10個	1	特性試験	1 C	核計測装置機能検査	定検停止中
	局部出力領域モニタ (LPRM) 検出器 208個	1	特性試験	1 C	核計測装置機能検査	定検停止中
安全保護系	プロセス計装 4個 (炉心流量分)	A,1	特性試験	1 C 又は13 M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	プロセス計装 124個 (上記以外)	1	特性試験	1 C 又は13 M	安全保護系設定値確認検査 (プロセス計装)	定検停止中
	核計測装置 1式	A,1	特性試験	1 C 又は13 M	安全保護系検出器要素性能 (校正) 検査 (核計測装置)	定検停止中
	格納容器内雰囲気モニタ 1式	1,3	特性試験	13 M	安全保護系検出器要素性能 (校正) 検査 (核計測装置)	定検停止中
	起動領域モニタ (SRNM) 10チャンネル	1	特性試験	1 C 又は13 M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	平均出力領域モニタ (APRM) 4チャンネル	A,1	特性試験	1 C 又は13 M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	制御棒引抜監視装置 (MRBM) 2チャンネル	A,2	特性試験	1 C 又は13 M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	中央制御室監視計器 1式	3	特性試験	13 M	安全保護系検出器要素性能 (校正) 検査 (核計測装置)	定検停止中
	中央制御室及びRSS監視計器 1式	A,C, 1,2,3	特性試験	1 C 又は13 M	安全保護系検出器要素性能 (校正) 検査 (プロセス計装)	定検停止中

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第6号機
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名：計測制御系統設備
検 査 名：制御棒駆動機構分解検査（ABWR）
要領書番号：K6-10-35-B-R-1

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第6号機
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名 : 計測制御系統設備
検 査 名 : 制御棒駆動水圧系機能検査
要領書番号 : K6-10-33-A-燃

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第6号機
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

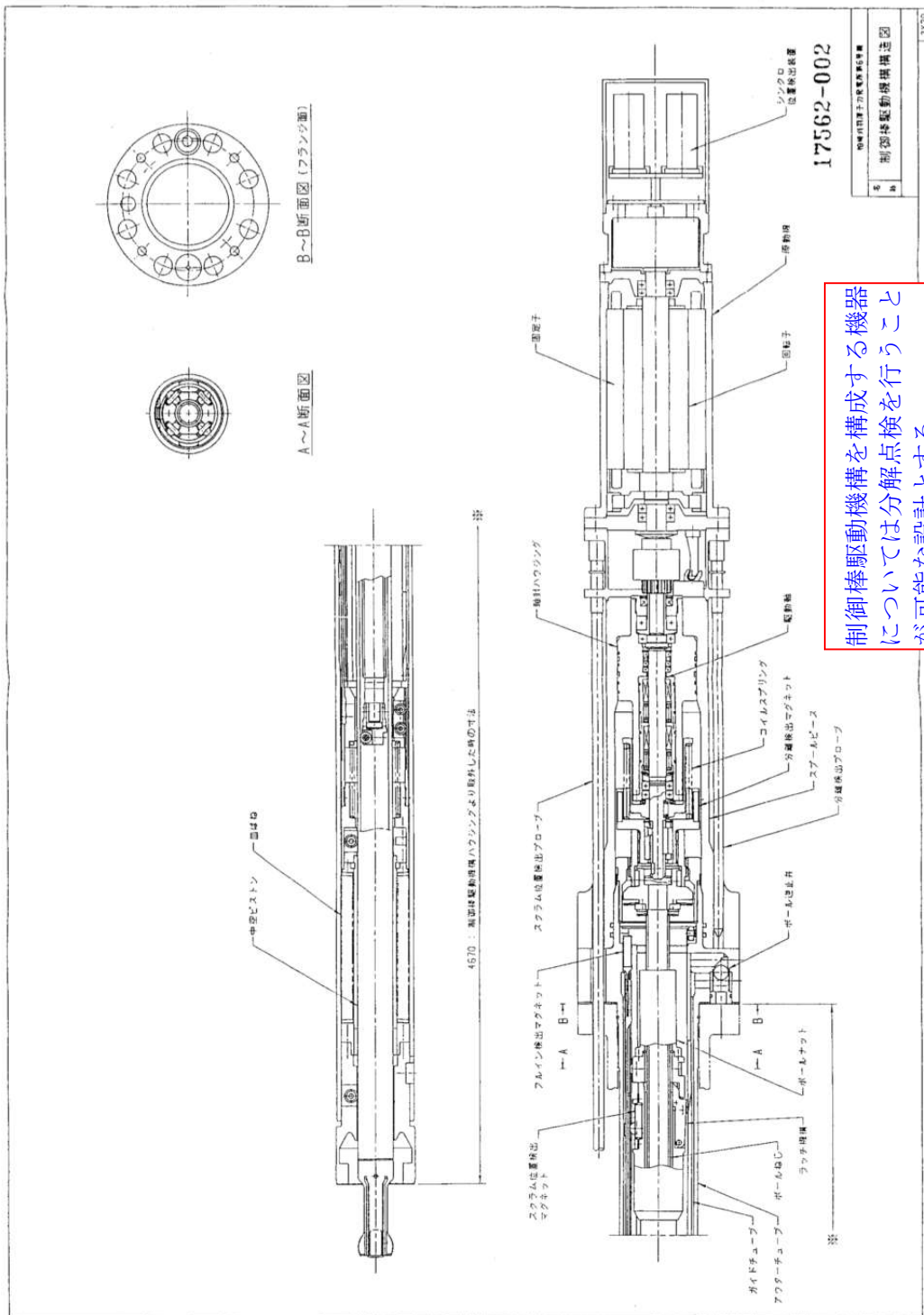
検査名：制御棒駆動水圧系設備検査（その1）
要領書番号：K6-10-115-C-R1

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第6号機
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名 : 計測制御系統設備
検 査 名 : ほう酸水注入系機能検査
要領書番号 : K6-10-37-B-運

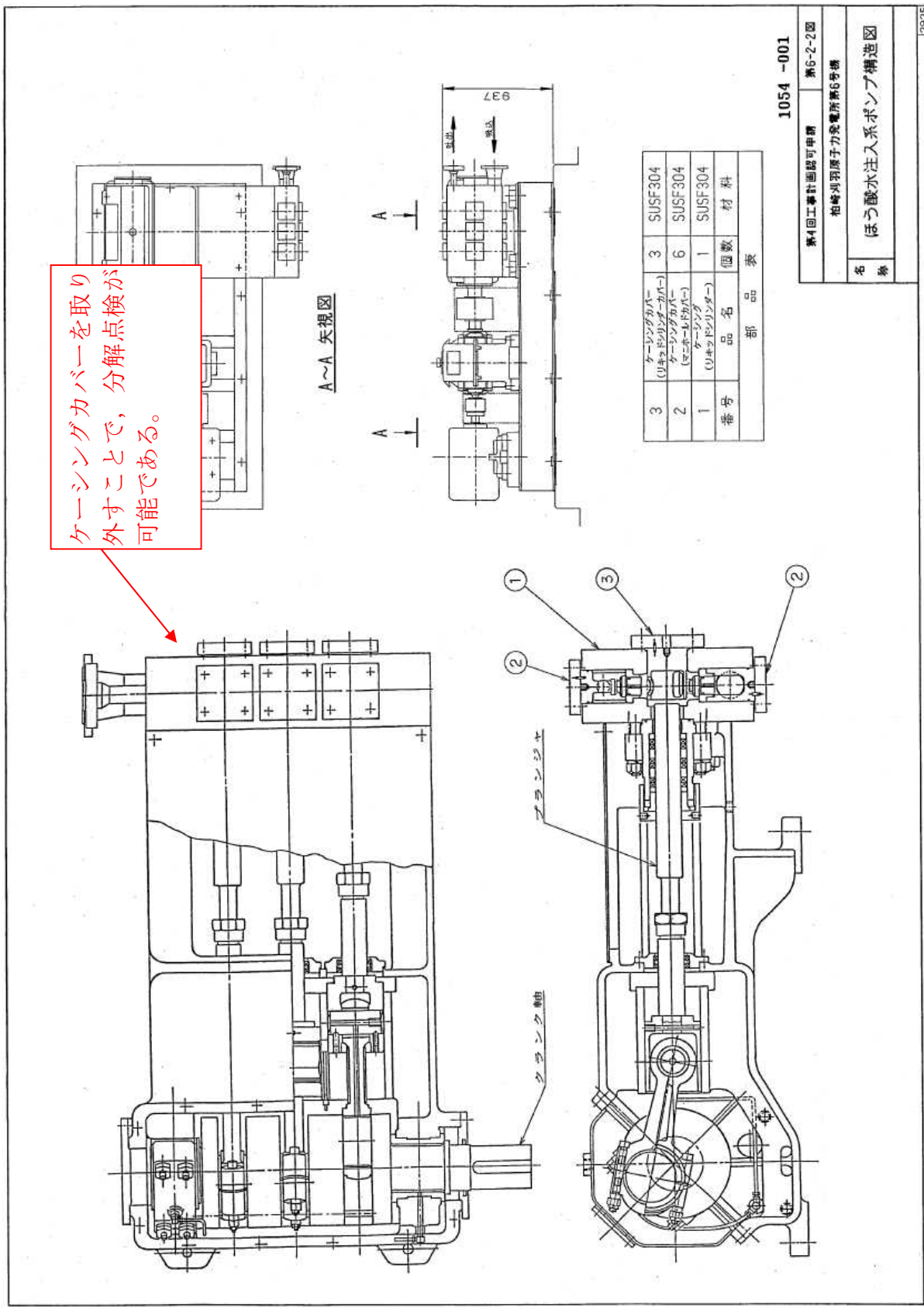
東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第6号機
第8回定期事業者検査要領書

設 備 名 : 計測制御系統設備
検 査 名 : ほう酸水注入系ポンプ検査
要領書番号 : K6-8-116-3C-R



制御棒駆動機構を構成する機器
については分解点検を行うこと
が可能な設計とする。

図3 制御棒駆動機構 構造図



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。

A~A 矢視図

番号	品名	個数	材料
3	ケーシングカバー (リキッドリリングタイプ)	3	SUSF304
2	ケーシングカバー (マニホールドタイプ)	6	SUSF304
1	ケーシング (リキッドリリングタイプ)	1	SUSF304

1054 -001

第4回工事計画認可申請 第6-2-2図
 相崎川羽原子力発電所第6号機

ほう酸水注入系ポンプ構造図

名 称

E2925

図4 ほう酸水注入系ポンプ 構造図

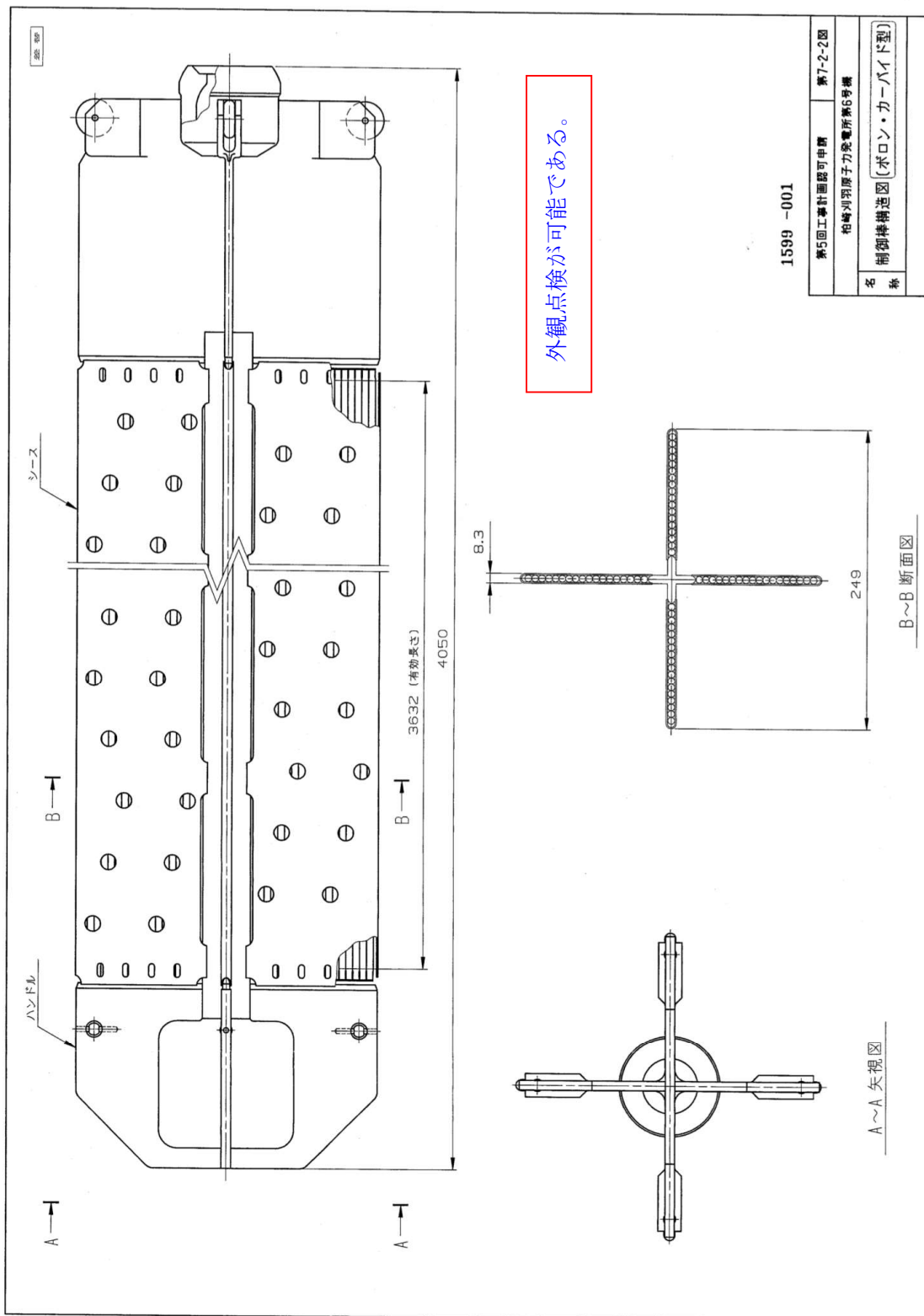
表 4 柏崎刈羽原子力発電所 6号機 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 ()内は適用する設備診断技術					
	復水脱塩塔(C)樹脂ストレーナ	3	開放点検	7 8 M		定検停止中					
	復水脱塩塔(D)樹脂ストレーナ	3	開放点検	7 8 M		定検停止中					
	復水脱塩塔(E)樹脂ストレーナ	3	開放点検	7 8 M		定検停止中					
	復水脱塩塔(F)樹脂ストレーナ	3	開放点検	7 8 M		定検停止中					
	陽イオン樹脂再生塔	3	開放点検	1 0 4 M		定検停止中					
	陰イオン樹脂再生塔	3	開放点検	1 0 4 M		定検停止中					
	復水脱塩装置再循環ポンプ	3	分解点検	7 8 M		定検停止中					
	復水脱塩装置再循環ポンプ電動機	3	分解点検	7 8 M		定検停止中					
補給水系	復水移送ポンプ(A)	3	分解点検	5 2 M	-	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)					
							機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査(その1)	定検停止中	
							簡易点検(潤滑油交換)	1 3 M	-	定検停止中	
	復水移送ポンプ(B)	3	分解点検	5 2 M	-	-	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)				
								機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査(その1)	定検停止中
								簡易点検(潤滑油交換)	1 3 M	-	定検停止中
	復水移送ポンプ(C)	3	分解点検	5 2 M	-	-	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)				
								機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査(その1)	定検停止中
								簡易点検(潤滑油交換)	1 3 M	-	定検停止中
	復水移送ポンプ(A)電動機	3	分解点検	7 8 M	-	-	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)				
								機能・性能試験	B	電動機検査(その1)	定検停止中
	復水移送ポンプ(B)電動機	3	分解点検	7 8 M	-	-	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)				
								機能・性能試験	B	電動機検査(その1)	定検停止中
	復水移送ポンプ(C)電動機	3	分解点検	7 8 M	-	-	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)				
機能・性能試験								B	電動機検査(その1)	定検停止中	
復水貯蔵槽	1	開放点検		1 3 0 M	-	定検停止中					
制御棒	制御棒	A	外観点検 ※	照射量による	制御棒外観検査	定検停止中					
			取替	照射量による	-	定検停止中					
選択制御棒挿入	選択制御棒挿入機能 1式	A	機能・性能試験	1 C	選択制御棒挿入機能検査	定検停止中					
	代替制御棒挿入機能計装 1式	C, 1, 3	特性試験	1 C 又は 1 3 M	-	定検停止中					
	代替制御棒挿入機能用電磁弁 1式	C	機能・性能試験	1 C	-	定検停止中					

※外観点検については、「照射量による」以外の条件においても、必要に応じて実施する。
 本点検計画については、7号機も同様の内容である。

表5 柏崎刈羽原子力発電所 6号機 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 ()内は適用する設備診断技術
	制御棒駆動水ポンプ(A)電動機	3	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
	制御棒駆動水ポンプ(B)電動機	3	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)
	制御棒駆動系スクラム弁 103台(全数)	1	分解点検	130M	制御棒駆動水圧系スクラム弁分解検査	定検停止中
	サクシオンフィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	13M	—	定検停止中
	制御棒駆動水フィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	13M	—	定検停止中
	フィルタ(パージ水用) 103基	2	開放点検	13M	—	定検停止中
	水圧制御ユニット 103基(全数)	1	分解点検	130M	—	定検停止中
	充填水ラインキユムレータ	3	分解点検	65M	—	定検停止中
	制御棒駆動系挿入・引抜配管 1式	A	非破壊試験	10C	制御棒駆動水圧系設備検査(その2)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系(A)(B) 2系列	1	機能・性能試験	1C	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ(A)	1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
			簡易点検 (接液部手入れ)	13M	—	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ(B)	1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
			簡易点検 (接液部手入れ)	13M	—	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ(A)電動機	1	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
	ほう酸水注入系ポンプ(B)電動機	1	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
	ほう酸水注入系ヒーター 1式	3	簡易点検	1C	—	定検停止中
	ほう酸水注入系貯蔵タンク	1	簡易点検 (外観点検)	1C	—	定検停止中
核計測装置	起動領域モニタ(SRNM)検出器 10個	1	特性試験	1C	核計測装置機能検査	定検停止中
	局部出力領域モニタ(LPRM)検出器 208個	1	特性試験	1C	核計測装置機能検査	定検停止中
安全保護系	プロセス計装 4個(炉心流量分)	A,1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	プロセス計装 124個(上記以外)	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査 (プロセス計装)	定検停止中
	核計測装置 1式	A,1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系検出器要素性能 (校正)検査(核計測装置)	定検停止中
	格納容器内雰囲気モニタ 1式	1,3	特性試験	13M	安全保護系検出器要素性能 (校正)検査(核計測装置)	定検停止中
	起動領域モニタ(SRNM) 10チャンネル	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	平均出力領域モニタ(APRM) 4チャンネル	A,1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	制御棒引抜監視装置(MRBM) 2チャンネル	A,2	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査 (核計測装置)	定検停止中
	中央制御室監視計器 1式	3	特性試験	13M	安全保護系検出器要素性能 (校正)検査(核計測装置)	定検停止中
	中央制御室及びRSS監視計器 1式	A,C, 1,2,3	特性試験	1C 又は13M	安全保護系検出器要素性能 (校正)検査(プロセス計装)	定検停止中

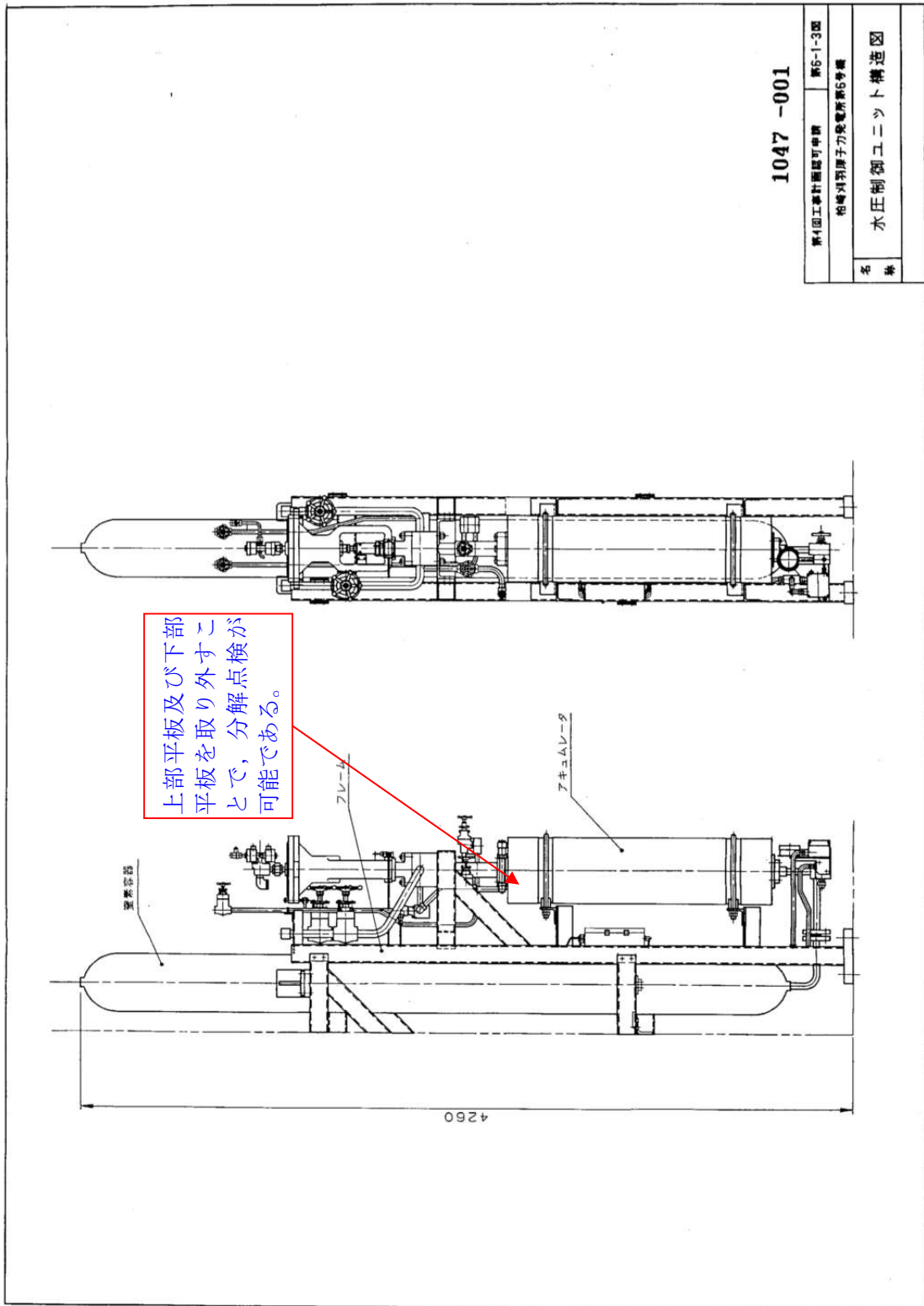


1599 -001

第5回工事計画認可申請	第7-2-2図
柏崎刈羽原子力発電所第6号機	
名 称 制御棒構造図〔ボロン・カーバイド型〕	

5113

図5 制御棒 構造図



上部平板及び下部
平板を取り外すこ
とで、分解点検が
可能である。

図6 制御棒駆動系水圧制御ユニット 構造図

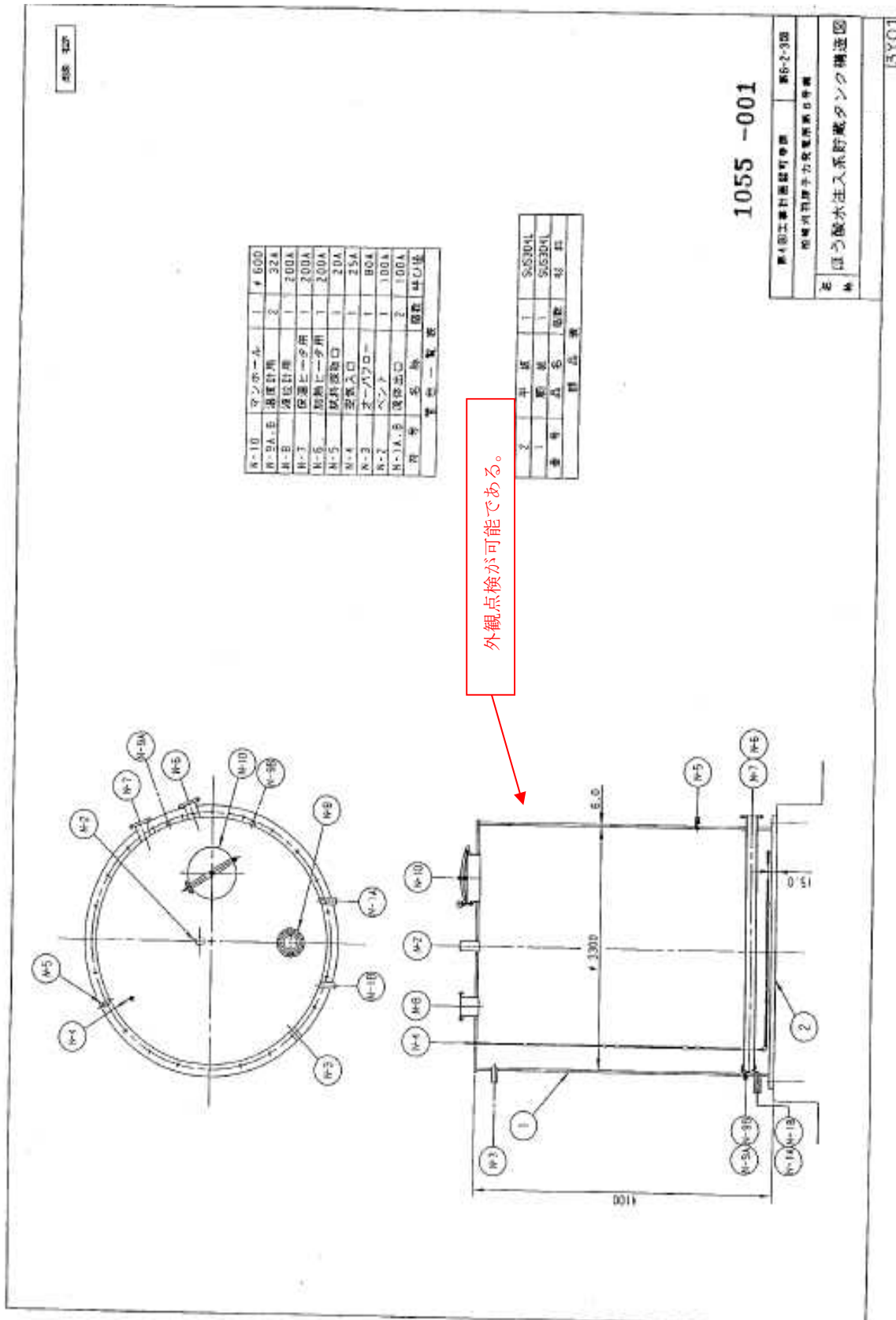


図7 ほう酸水注入系貯蔵タンク 構造図

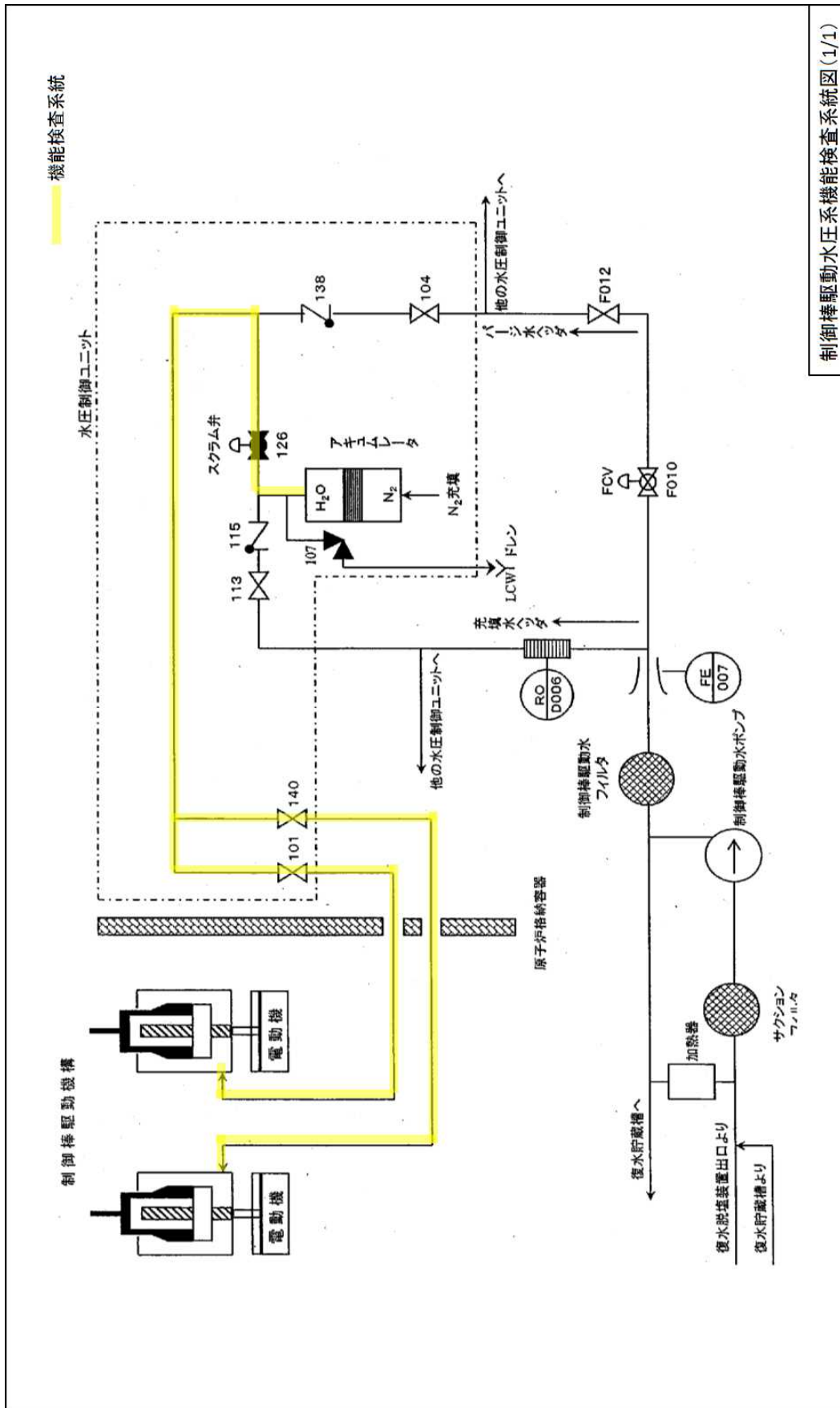


図 8 制御棒駆動系機能検査系統図

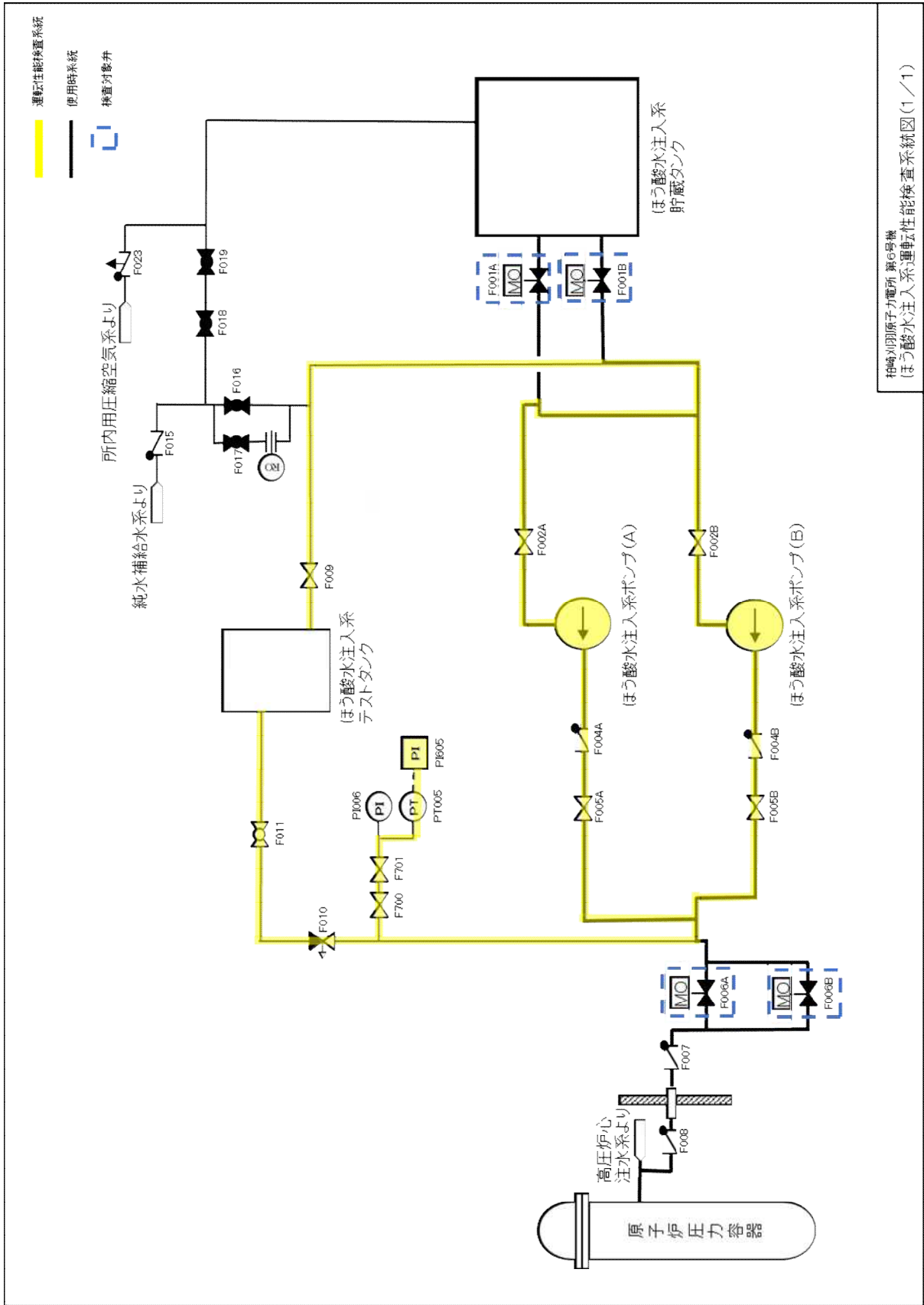


図9 ほう酸水注入系運転性能検査系統図

表 6 柏崎刈羽原子力発電所 7号機 点検計画

機器又は系統名	実施数 (機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 () 内は適用する設備診断技術
	復水ろ過器 (C)	3	開放点検	7 8 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (A)	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (B)	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (C)	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (D)	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (E)	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (F)	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (A) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (B) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (C) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (D) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (E) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	復水脱塩塔 (F) 樹脂ストレーナ	3	開放点検	6 5 M	-	定検停止中
	陽イオン樹脂再生塔	3	開放点検	1 0 4 M	-	定検停止中
	陰イオン樹脂再生塔	3	開放点検	1 0 4 M	-	定検停止中
	復水脱塩装置再循環ポンプ	3	分解点検	7 8 M	-	定検停止中
	復水脱塩装置再循環ポンプ電動機	3	分解点検	7 8 M	-	定検停止中
補給水系	復水移送ポンプ (A)	3	分解点検	5 2 M	-	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
			機能・性能試験	B	原子炉冷却系統設備検査 (その1)	定検停止中
			簡易点検 (潤滑油交換)	1 3 M	-	定検停止中
	復水移送ポンプ (B)	3	分解点検	5 2 M	-	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
				B	原子炉冷却系統設備検査 (その1)	定検停止中
				1 3 M	-	定検停止中
	復水移送ポンプ (C)	3	分解点検	5 2 M	-	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
				B	原子炉冷却系統設備検査 (その1)	定検停止中
				1 3 M	-	定検停止中
	復水移送ポンプ (A) 電動機	3	分解点検	7 8 M	-	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)
B				電動機検査 (その1)	定検停止中	
復水移送ポンプ (B) 電動機	3	分解点検	7 8 M	-	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)	
			B	電動機検査 (その1)	定検停止中	
復水移送ポンプ (C) 電動機	3	分解点検	7 8 M	-	定検停止中 (振動診断 1 M) (赤外線診断 6 M)	
			B	電動機検査 (その1)	定検停止中	
復水貯蔵槽	1	開放点検	1 3 0 M	-	定検停止中	
制御棒	制御棒	A	外観点検 (ボロンカーバイト型)	照射量による	-	定検停止中
			外観点検 (ハフニウムフラットチューブ型)	1 C	-	定検停止中
			取替	照射量による	-	定検停止中
選択制御棒挿入	選択制御棒挿入機能 1式	A	機能・性能試験	1 C	選択制御棒挿入機能検査	定検停止中
	代替制御棒挿入機能計装 1式	B, C, 1	特性試験	1 C 又は 1 3 M	-	定検停止中
	代替制御棒挿入機能用電磁弁 1式	A	機能・性能試験	1 C	-	定検停止中
制御棒駆動機構	制御棒駆動機構 205本	1	機能・性能試験	1 C	制御棒駆動水圧系機能検査	定検停止中
	制御棒駆動機構 205本	1	機能・性能試験	1 C	制御棒駆動機構機能検査	定検停止中
	制御棒駆動機構本体 205本 (全数)	1	分解点検	1 3 0 M (25%)	制御棒駆動機構分解検査 (ABPR)	定検停止中
			分解点検	1 3 0 M (25%)	制御棒駆動水圧系設備検査 (その1)	定検停止中
制御棒駆動機構スプールピース 205個 (全数)	1	分解点検	1 3 0 M	制御棒駆動機構分解検査 (ABPR)	定検停止中	

表7 柏崎刈羽原子力発電所 7号機 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 ()内は適用する設備診断技術	
	制御棒駆動機構電動機 205台(全数)	2	分解点検	130M	-	定検停止中	
	制御棒駆動機構結合部 205本(全数)	1	機能・性能試験	1C	制御棒駆動水圧系設備検査(その3)	定検停止中	
	制御棒位置表示装置	A	機能・性能試験	1C	制御棒駆動機構機能検査	定検停止中	
制御棒駆動系	制御棒駆動水圧系	A	機能・性能試験	1C	制御棒駆動水圧系設備検査(その1)	定検停止中	
	制御棒駆動水ポンプ(A)	3	分解点検	39M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M) (潤滑油診断 6M)	
	制御棒駆動水ポンプ(B)	3	分解点検	39M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M) (潤滑油診断 6M)	
	制御棒駆動水ポンプ(A)電動機	3	分解点検	78M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)	
	制御棒駆動水ポンプ(B)電動機	3	分解点検	78M	-	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)	
	制御棒駆動系スクラム弁 103台(全数)	1	分解点検	130M	制御棒駆動水圧系スクラム弁分解検査	定検停止中	
	サクションフィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	13M	-	定検停止中	
	制御棒駆動水フィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	13M	-	定検停止中	
	フィルタ(バージ水用、充填水用) 206基	2	開放点検	13M	-	定検停止中	
	水圧制御ユニット 103基(全数)	1	分解点検	130M	-	定検停止中	
	充填水ラインキユムレータ	3	備えい試験	65M	-	定検停止中	
	制御棒駆動系挿入・引抜配管 1式	A	非破壊試験	10C	制御棒駆動水圧系設備検査(その2)	定検停止中	
	ほう酸水注入系	ほう酸水注入系(A)(B) 2系列	1	機能・性能試験	1C	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
		ほう酸水注入系ポンプ(A)	1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)
簡易点検 (接液部手入れ)				13M	-	定検停止中	
ほう酸水注入系ポンプ(B)		1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)	
			簡易点検 (接液部手入れ)	13M	-	定検停止中	
ほう酸水注入系ポンプ(A)電動機		1	分解点検	78M	-	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)	
ほう酸水注入系ポンプ(B)電動機		1	分解点検	78M	-	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)	
ほう酸水注入系ヒーター 1式		3	簡易点検	1C	-	定検停止中	
ほう酸水注入系貯蔵タンク	1	簡易点検 (外観点検)	1C	-	定検停止中		
核計測装置	起動領域モニタ(SRNM)検出器 10個	1	特性試験	1C	核計測装置機能検査	定検停止中	
	局部出力領域モニタ(LPRM)検出器 208個	1	特性試験	1C	核計測装置機能検査	定検停止中	
安全保護系	プロセス計装 4個(炉心流量分)	1	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中	
	プロセス計装 124個(上記以外)	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査(プロセス計装)	定検停止中	
	核計測装置 1式	1	特性試験	13M	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(核計測装置)	定検停止中	
	格納容器内雰囲気モニタ 1式	1,3	特性試験	13M	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(核計測装置)	定検停止中	
	起動領域モニタ(SRNM) 10チャンネル	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中	
	平均出力領域モニタ(APRM) 4チャンネル	1	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中	
	制御棒引抜監視装置(MRBM) 2チャンネル	2	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中	
	中央制御室監視計器 1式	B,C	特性試験	1C	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(核計測装置)	定検停止中	
	中央制御室及びRSS監視計器 1式	A,B,C 1,2,3	特性試験	1C 又は13M	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(プロセス計装)	定検停止中	

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第7号機
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名：計測制御系統設備
検 査 名：制御棒駆動機構分解検査（ABWR）
要領書番号：K7-10-35-B-R

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第7号機
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名 : 計測制御系統設備
検 査 名 : 制御棒駆動水圧系機能検査
要領書番号 : K7-10-33-A-燃

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第7号機
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

検査名：制御棒駆動水圧系設備検査（その1）
要領書番号：K7-10-115-C-R1

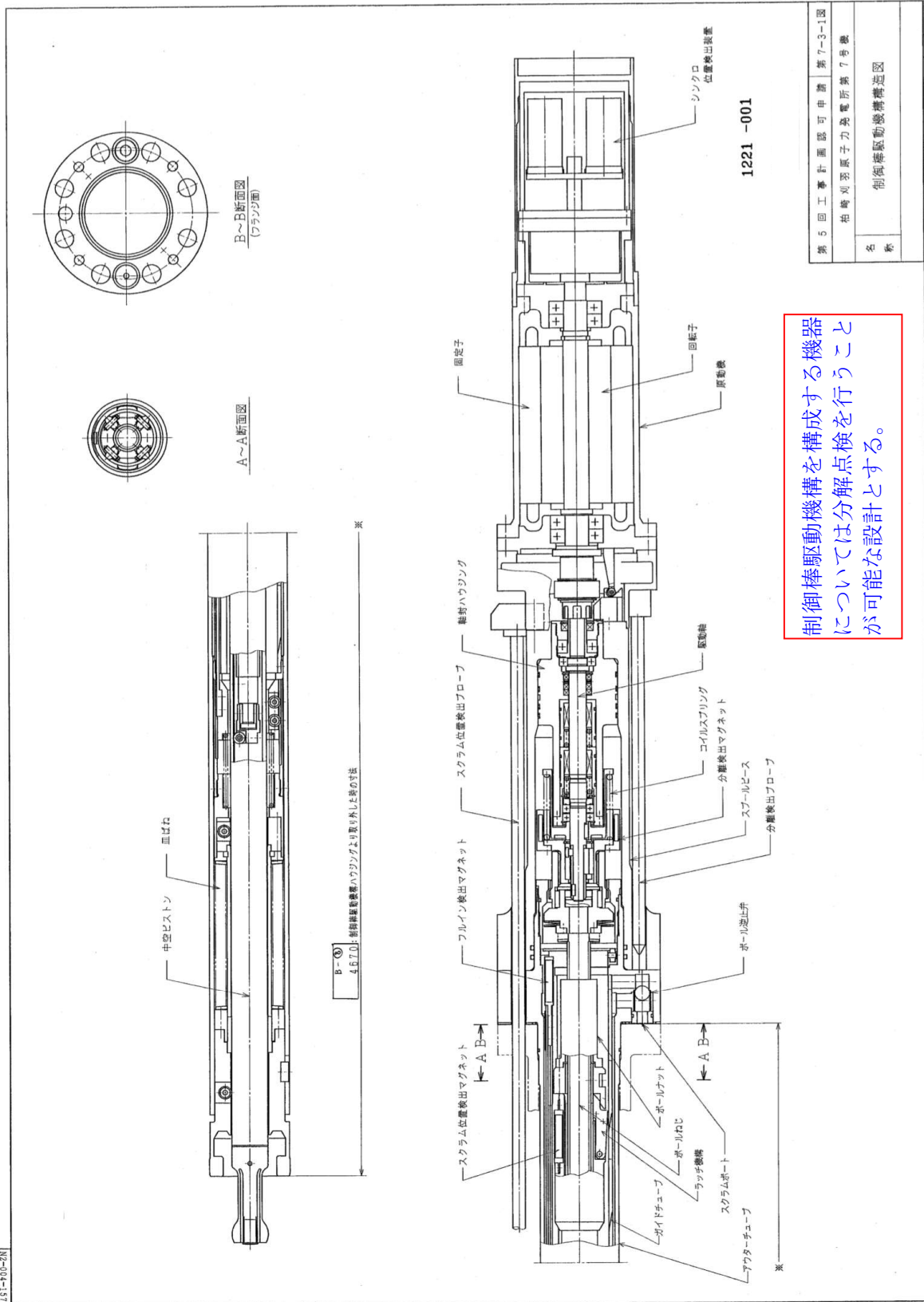
東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第7号機
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

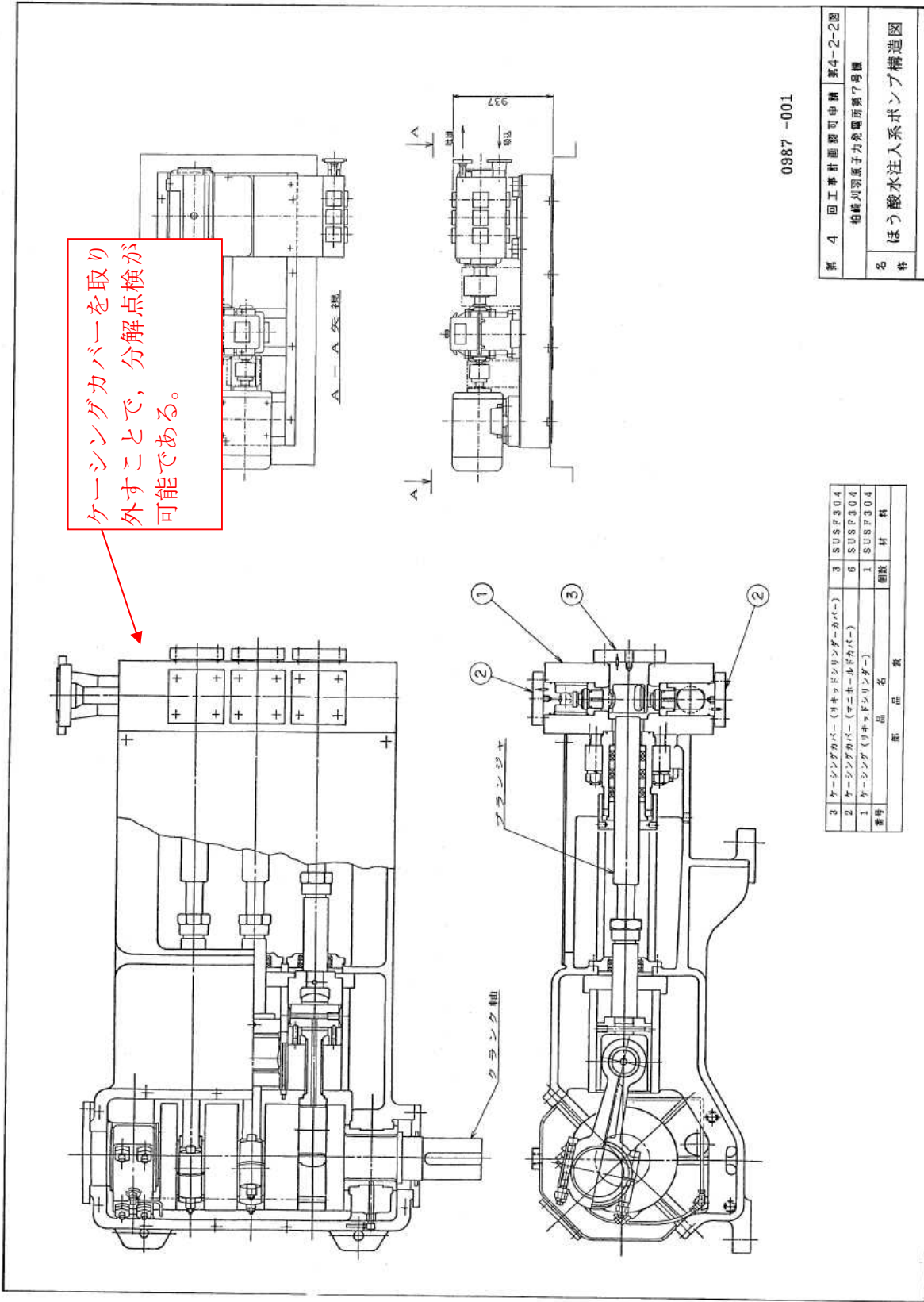
設 備 名：計測制御系統設備
検 査 名：ほう酸水注入系機能検査
要領書番号：K7-10-37-B-運

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第7号機
第8回定期事業者検査要領書

設 備 名 : 計測制御系統設備
検 査 名 : ほう酸水注入系ポンプ検査
要領書番号 : K7-8-116-3C-R

1221-000-2N





0987-001

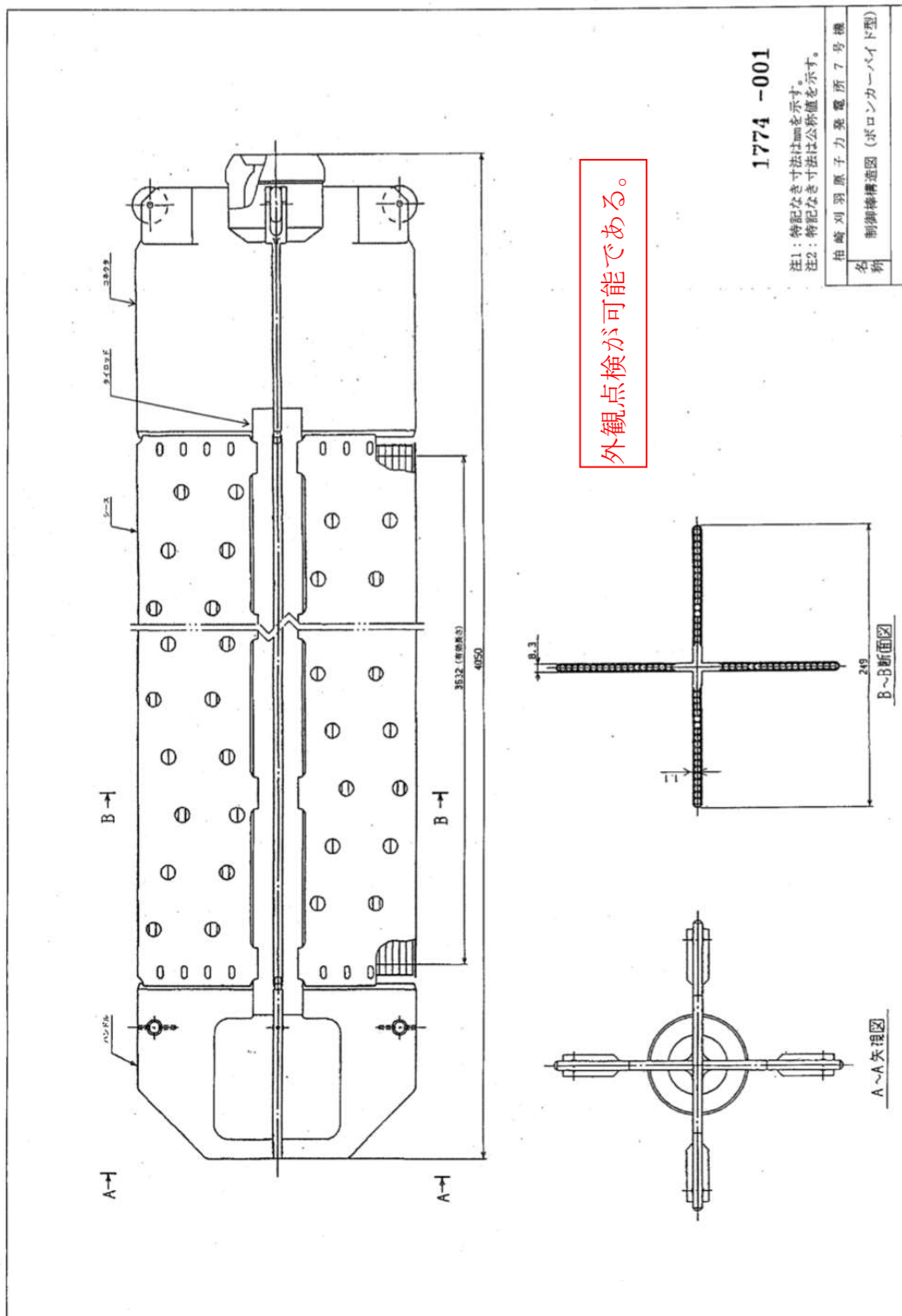
第 4 回 工事 計画 承認 申請 第 4-2-2 図
柏崎刈羽原子力発電所 第 7 号機
名 称 ほう酸水注入系ポンプ構造図
作 者

番号	品 名	数 量	材 料
3	ケーシングカバー (リキッドシリンドラ-カバー)	3	SUSF304
2	ケーシングカバー (マニュアルカバー)	6	SUSF304
1	ケーシング (リキッドシリンドラ-)	1	SUSF304

図 11 ほう酸水注入系ポンプ 構造図

表 8 柏崎刈羽原子力発電所 7号機 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 ()内は適用する設備診断技術	
	制御棒駆動機構電動機 205台(全数)	2	分解点検	130M	—	定検停止中	
	制御棒駆動機構結合部 205本(全数)	1	機能・性能試験	1C	制御棒駆動水圧系設備検査(その3)	定検停止中	
	制御棒位置表示装置	A	機能・性能試験	1C	制御棒駆動機構機能検査	定検停止中	
制御棒駆動系	制御棒駆動水圧系	A	機能・性能試験	1C	制御棒駆動水圧系設備検査(その1)	定検停止中	
	制御棒駆動水ポンプ(A)	3	分解点検	39M	—	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M) (潤滑油診断 6M)	
	制御棒駆動水ポンプ(B)	3	分解点検	39M	—	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M) (潤滑油診断 6M)	
	制御棒駆動水ポンプ(A)電動機	3	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)	
	制御棒駆動水ポンプ(B)電動機	3	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1M) (赤外線診断 6M)	
	制御棒駆動系スクラム弁 103台(全数)	1	分解点検	130M	—	制御棒駆動水圧系スクラム弁分解検査	定検停止中
	サクションフィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	13M	—	定検停止中	
	制御棒駆動水フィルタ(A)(B) 2基	3	開放点検	13M	—	定検停止中	
	フィルタ(パージ水用、充填水用) 206基	2	開放点検	13M	—	定検停止中	
	水圧制御ユニット 103基(全数)	1	分解点検	130M	—	定検停止中	
	充填水フィンキユムレータ	3	漏えい試験	65M	—	定検停止中	
	制御棒駆動系挿入・引抜配管 1式	A	非破壊試験	10C	—	制御棒駆動水圧系設備検査(その2)	定検停止中
ほう酸水注入系	ほう酸水注入系(A)(B) 2系列	1	機能・性能試験	1C	—	ほう酸水注入系機能検査	定検停止中
	ほう酸水注入系ポンプ(A)	1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)	
			簡易点検 (接液部手入れ)	13M	—	定検停止中	
	ほう酸水注入系ポンプ(B)	1	分解点検	130M	ほう酸水注入系ポンプ検査	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)	
			簡易点検 (接液部手入れ)	13M	—	定検停止中	
	ほう酸水注入系ポンプ(A)電動機	1	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)	
	ほう酸水注入系ポンプ(B)電動機	1	分解点検	78M	—	定検停止中 (振動診断 1C) (赤外線診断 1C)	
	ほう酸水注入系ヒーター 1式	3	簡易点検	1C	—	定検停止中	
ほう酸水注入系貯蔵タンク	1	簡易点検 (外観点検)	1C	—	定検停止中		
核計測装置	起動領域モニタ(SRNM)検出器 10個	1	特性試験	1C	核計測装置機能検査	定検停止中	
	局部出力領域モニタ(LPRM)検出器 208個	1	特性試験	1C	核計測装置機能検査	定検停止中	
安全保護系	プロセス計装 4個(炉心流量分)	1	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中	
	プロセス計装 124個(上記以外)	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査(プロセス計装)	定検停止中	
	核計測装置 1式	1	特性試験	13M	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(核計測装置)	定検停止中	
	格納容器内雰囲気モニタ 1式	1,3	特性試験	13M	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(核計測装置)	定検停止中	
	起動領域モニタ(SRNM) 10チャンネル	1	特性試験	1C 又は13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中	
	平均出力領域モニタ(APRM) 4チャンネル	1	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中	
	制御棒引抜監視装置(MRBM) 2チャンネル	2	特性試験	13M	安全保護系設定値確認検査(核計測装置)	定検停止中	
	中央制御室監視計器 1式	B,C	特性試験	1C	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(核計測装置)	定検停止中	
	中央制御室及びRSS監視計器 1式	A,B,C 1,2,3	特性試験	1C 又は13M	安全保護系検出器要素性能(校正)検査(プロセス計装)	定検停止中	



外観点検が可能である。

図 12 制御棒 構造図

44-5-33

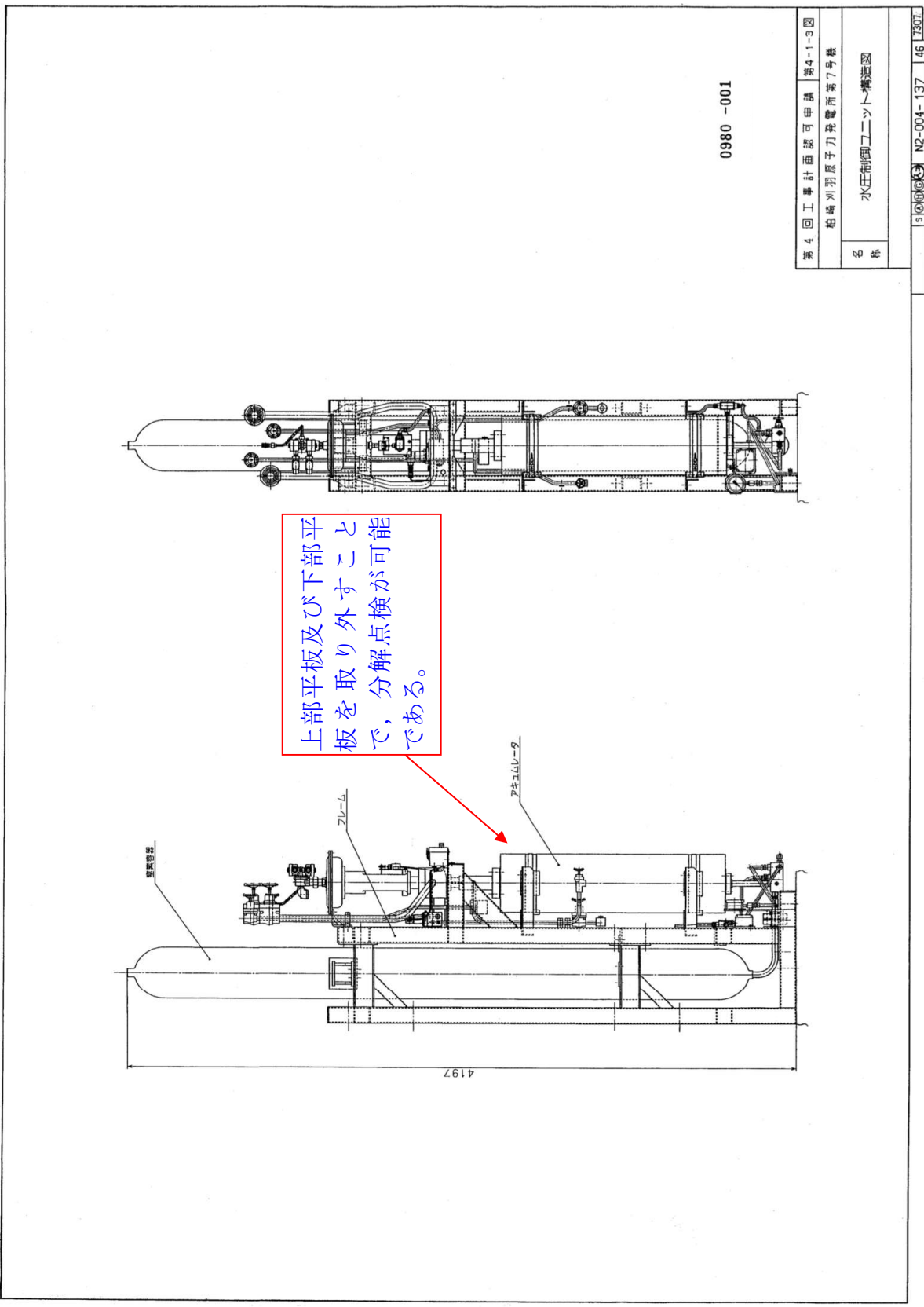
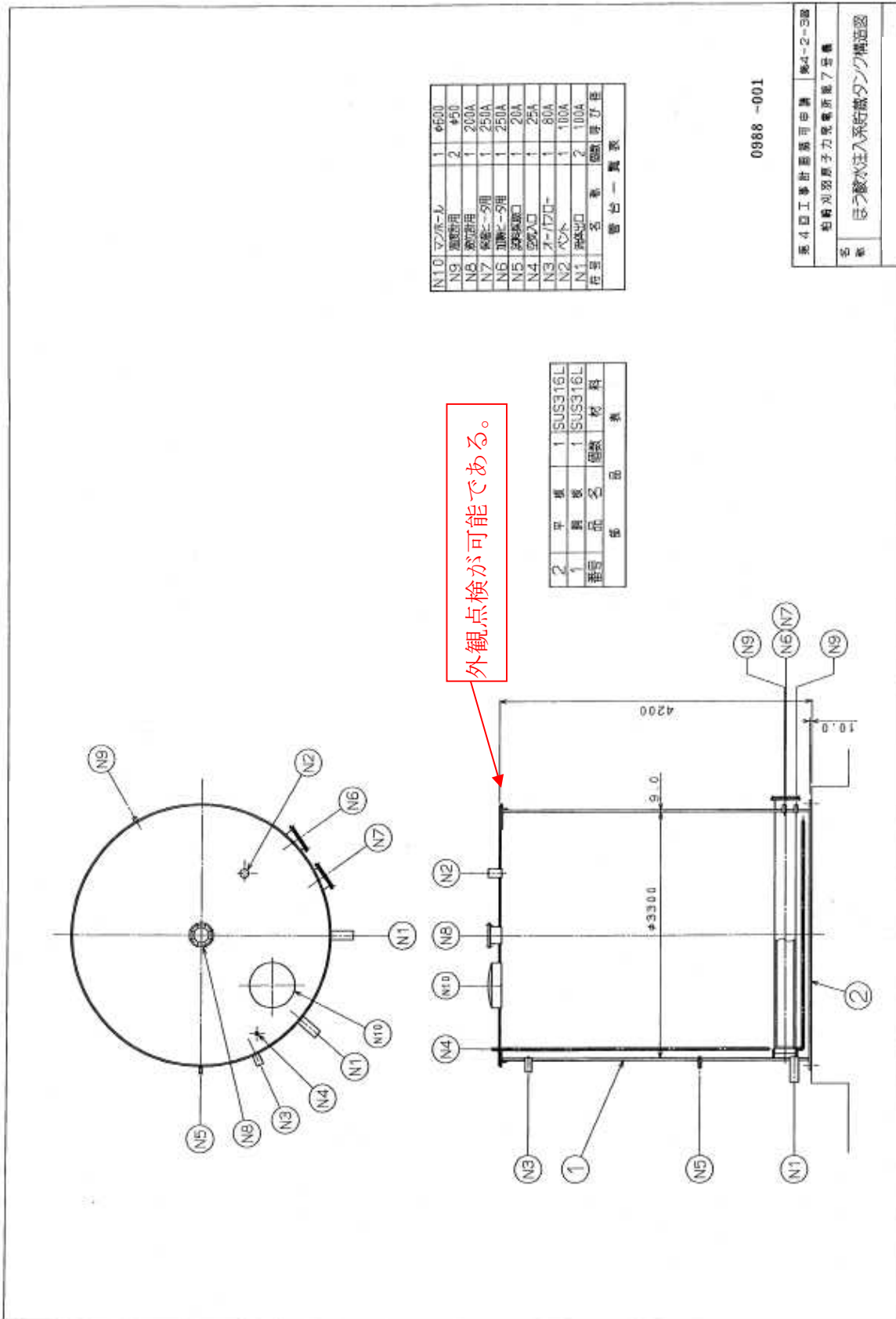


図 13 制御棒駆動系水圧制御ユニット 構造図



0888 -001

第4回工事計画書第1号申請	第4-2-388
船舶用原子力発電所第7号機	
ほう酸水注入系貯蔵タンク構造図	

図 14 ほう酸水注入系貯蔵タンク 構造図

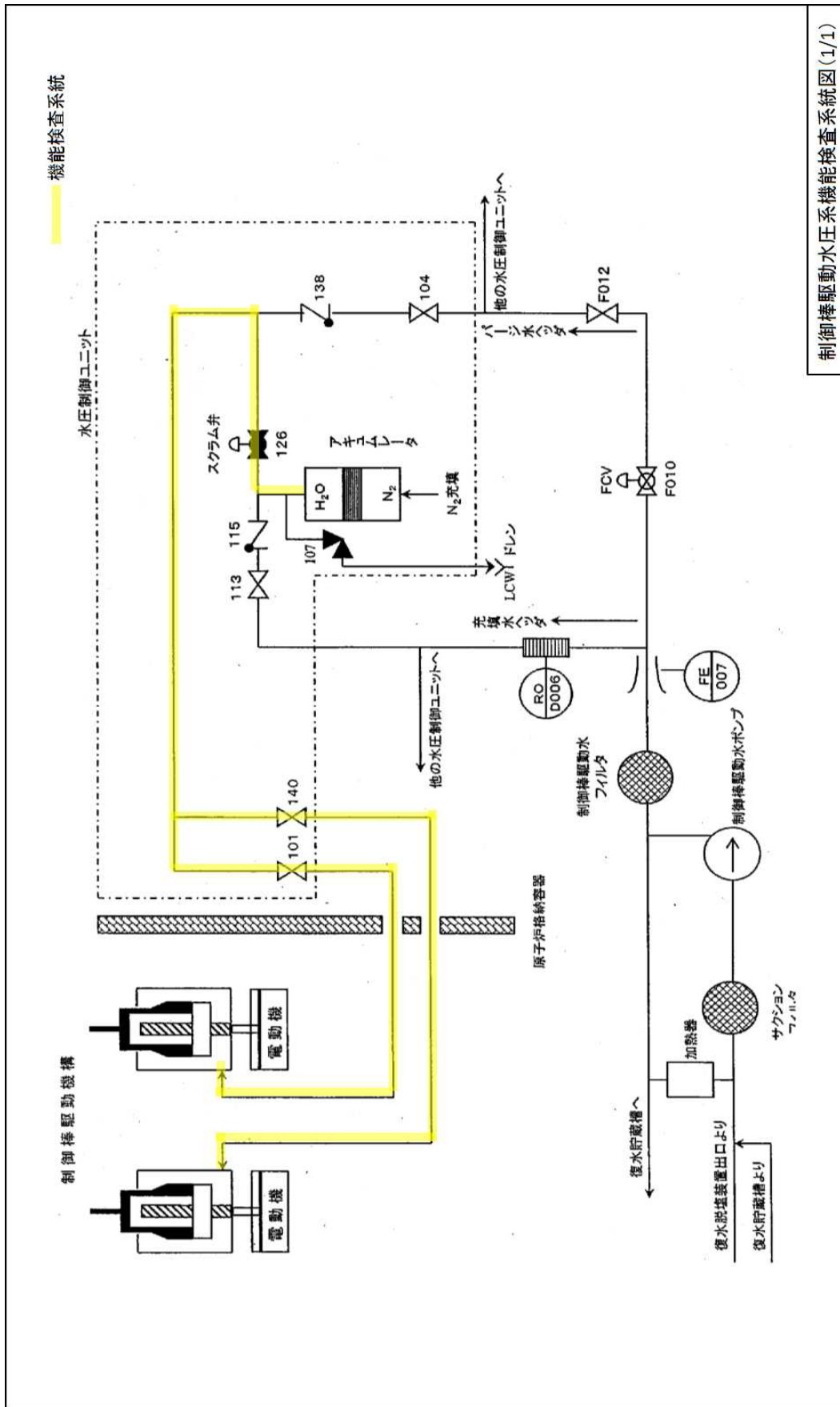
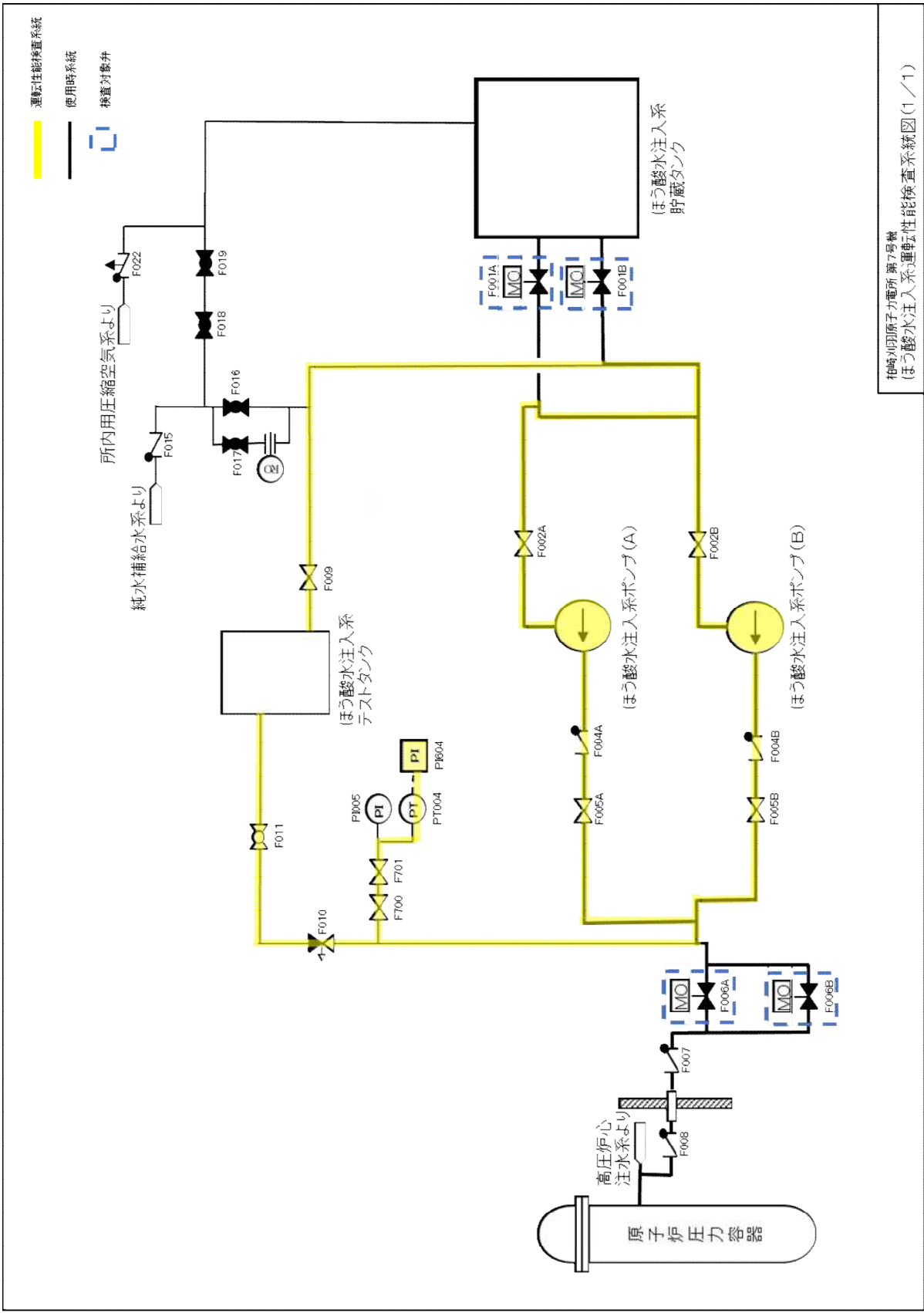


図 15 制御棒駆動系機能検査系統図



和崎川原子力研究所 第7号機
 ほう酸水注入系運転性能検査系統図(1/1)

図 16 ほう酸水注入系運転性能検査系統図

44-6
容量設定根拠

・代替制御棒挿入機能

名 称	原 子 炉 圧 力 高
保護目的／機能	運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、制御棒挿入を行う。
設 定 値	7.48MPa 以下

【設定根拠】

設定値は、次の事項を考慮して決定する。

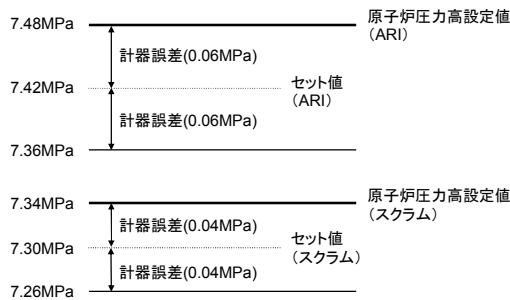
- (1)スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し、原子炉圧力高スクラム設定値（7.34MPa）より高い設定とする。
- (2)逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッションプールへの負荷を考慮し、逃がし安全弁第1段設定値（7.51MPa）程度以下とする。

<補足>

原子炉圧力が上昇し、原子炉圧力高による原子炉スクラムに失敗した場合、代替制御棒挿入機能により原子炉を未臨界にする。

<参考>

【6号炉】



ARI : 代替制御棒挿入機能
 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

【7号炉】

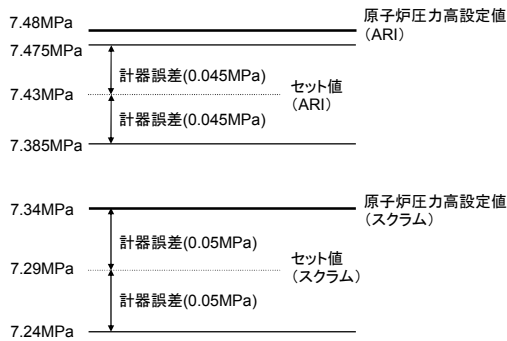


図 1 原子炉圧力高設定値の概要図

名 称	原子炉水位低 (レベル2)
保護目的／機能	運転時の異常な過渡変化時において，原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において，炉心の著しい損傷を防止し，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため，制御棒挿入を行う。
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 1165 cm以上

【設定根拠】

原子炉水位低 (レベル 3) スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において，事象緩和に有効な値として原子炉水位低 (レベル 2) を設定値とする。

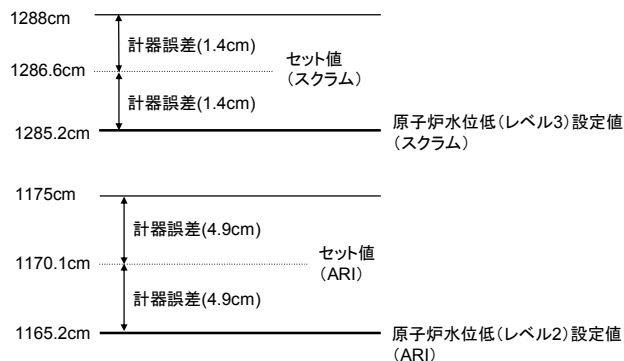
注記*：原子炉圧力容器零レベルは，蒸気乾燥器スカート下端より 1224 cm下

<補足>

原子炉水位が低下して，原子炉水位低 (レベル 3) による原子炉スクラムに失敗した場合，代替制御棒挿入機能により原子炉を未臨界にする。

<参考>

【6号炉】



ARI : 代替制御棒挿入機能
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

【7号炉】

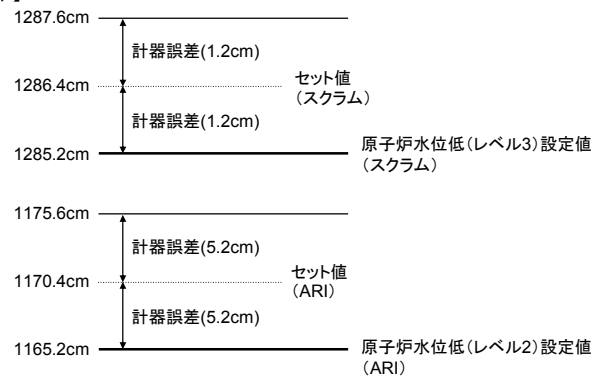


図 2 原子炉水位低 (レベル 2) 設定値の概要図

・代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能

名 称	原 子 炉 圧 力 高
保護目的／機能	運転時の異常な過渡変化時において，原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において，炉心の著しい損傷を防止し，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため，原子炉冷却材再循環ポンプトリップを行う。
設 定 値	7.48MPa 以下

【設定根拠】

設定値は，次の事項を考慮して決定する。

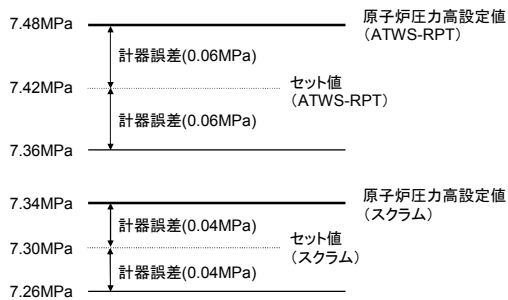
- (1) スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し，原子炉圧力高スクラム設定値（7.34MPa）より高い設定とする。
- (2) 逃がし安全弁からの蒸気によるサブレーションプールへの負荷を考慮し，逃がし安全弁第1段設定値（7.51MPa）程度以下とする。

<補足>

原子炉圧力が上昇し，原子炉圧力高による原子炉スクラムに失敗した場合，一時的な原子炉圧力の上昇が圧力容器設計圧力の1.2倍（10.34MPa）を超えないようにする。

<参考>

【6号炉】



ATWS-RPT : 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能
 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

【7号炉】

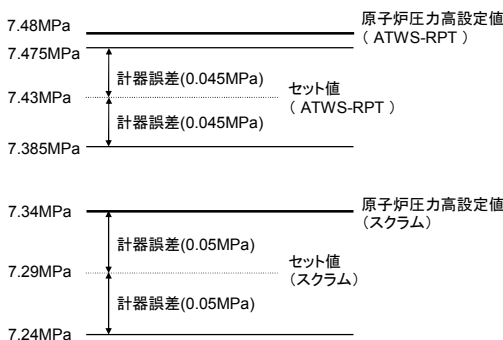


図3 原子炉圧力高設定値の概要図

名 称	原 子 炉 水 位 低 (レベル 3)
保護目的／機能	運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため、原子炉冷却材再循環ポンプトリップを行う。
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 1285 cm以上

【設定根拠】

原子炉水位低（レベル 3）スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において、事象緩和に有効な値として原子炉水位低（レベル 3）を設定値とする。

注記*：原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より 1224 cm下

<補足>

原子炉水位が低下して、原子炉水位低（レベル 3）による原子炉スクラムに失敗した場合、代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能により原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台をトリップさせ、原子炉出力を低下させる。

<参考>

ATWS-RPT : 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能
 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

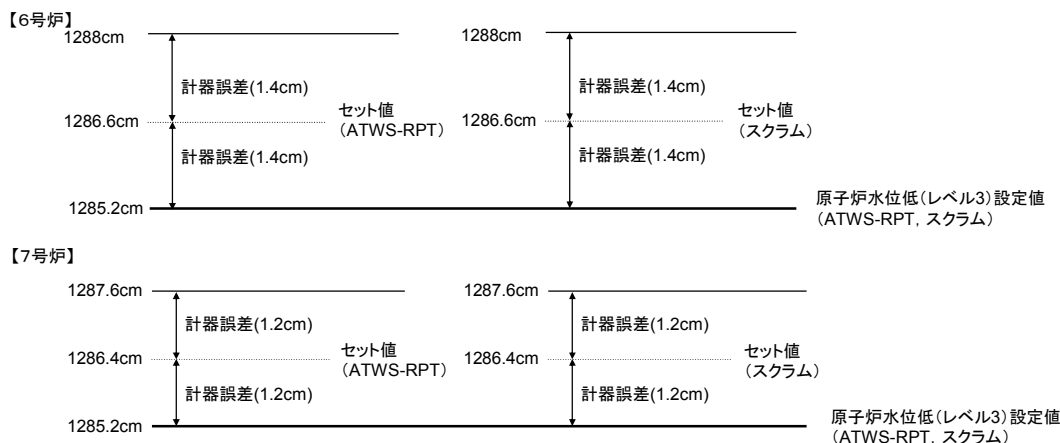


図 4 原子炉水位低（レベル 3）設定値の概要図

名 称	原 子 炉 水 位 低 (レベル 2)
保 護 目 的 / 機 能	運転時の異常な過渡変化時において，原子炉を緊急に停止することができない事象が発生した場合において，炉心の著しい損傷を防止し，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するため，原子炉冷却材再循環ポンプトリップを行う。
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 1165 cm以上

【設定根拠】

原子炉水位低（レベル 3）で原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台トリップが作動した後の事象緩和に有効な値として原子炉水位低（レベル 2）を設定値とする。

注記*：原子炉圧力容器零レベルは，蒸気乾燥器スカート下端より 1224 cm下

<補足>

原子炉水位が低下して，原子炉水位低（レベル 3）による原子炉スクラムに失敗した場合，代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能により原子炉冷却材再循環ポンプ 6 台をトリップさせ，原子炉出力を低下させる。（原子炉水位低（レベル 3）の信号により，原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台をトリップし，原子炉水位低（レベル 2）の信号により，原子炉冷却材再循環ポンプ 6 台をトリップする設計とする。）

<参考>

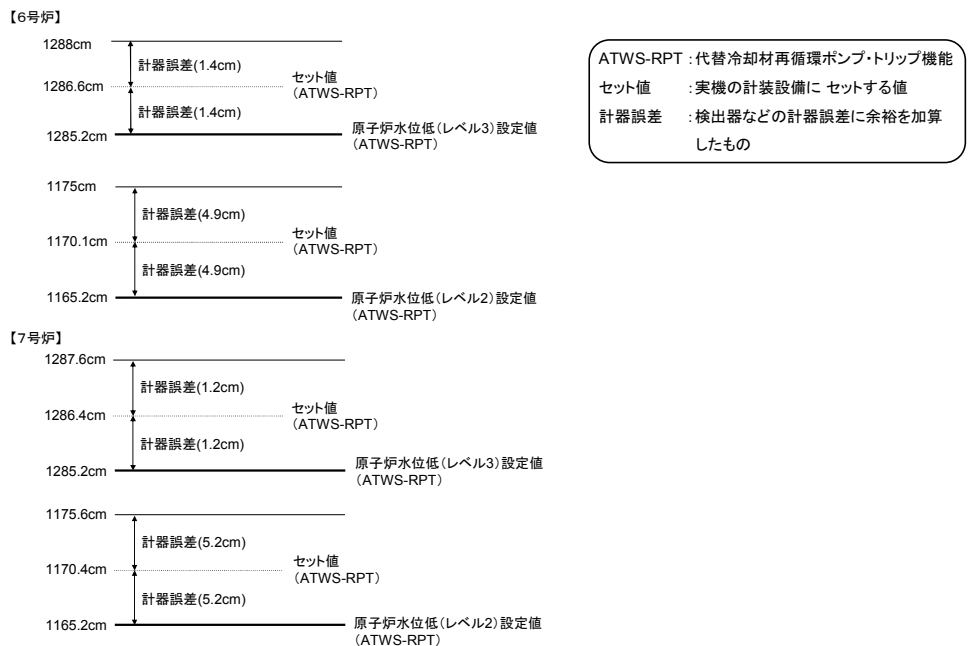


図 5 原子炉水位低（レベル 2）設定値の概要図

・制御棒駆動系水圧制御ユニット

名 称		制御棒駆動系水圧制御ユニット アキュムレータ
容量	L/個	約 <input type="text"/> (注 1), (66(注 2)) (水側有効容量)
最高使用圧力	MPa	18.6MPa
最高使用温度	℃	66
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】

水圧制御ユニットアキュムレータは、制御棒駆動機構のスクラム時の駆動源として、加圧された駆動水を供給するための設備として設置し、容量として、スクラム時、制御棒を炉心内に挿入するために制御棒駆動機構が全ストロークスクラム可能なアキュムレータ水容量を確保する設計とする。

1. 容量

アキュムレータの水容量は、下記の必要要領を考慮して決定する。

- (a) FMCRD 駆動ピストンのフルストローク挿入に消費される容量
- (b) ラビリンスシール通過容量
- (c) N₂ ガスの周囲環境温度変化 (20℃→40℃) に伴う体積膨張

- (a) FMCRD 駆動ピストンのフルストローク挿入に消費される容量

- ・ FMCRD のスクラムストローク : mm
- ・ FMCRD 中空ピストン断面積

$$\frac{\pi}{4} \times \text{}^2 = \text{} \text{ mm}^2$$

$$V_U = \text{} \text{ mm} \times \text{} \text{ mm}^2 \times 10^6 \div \text{} = \text{} \text{ L/FMCRD}$$

- (b) ラビリンスシール通過容量

ラビリンスシール通過容量は、試験結果等に基づき $\sim \text{} \text{ L/FMCRD}$ で評価する。

- (c) N₂ ガスの周囲環境温度変化 (20℃→40℃) に伴う体積膨張

N₂ ガスの周囲環境温度変化に伴うガス膨張は、窒素容器容積 (L) 及びアキュムレータピストンのガス側容積 (L) を考慮すると下記となる。

$$V_g = \text{} + \text{} \times \frac{273+40}{273+20} = 219.0 \text{ L}$$

$$\Delta V = 219.0 - \text{} - \text{} = 14.0 \text{ L}$$

以上より、環境温度変化による窒素ガスの体積膨張が生じても、前述のスクラム時の必要容量を確保するように容量設定する。アキュムレータ水の必要容量を纏めると下記となる。

・ピストン移動量	<input type="text"/>	L×2
・ラビリンスシール通過量	<input type="text"/>	L×2
・N ₂ ガス膨張		14.0L
合計	<input type="text"/>	L (≒ <input type="text"/> L)

これに余裕をとり、アキュムレータ公称容量は 66L とする。

2. 最高使用圧力

アキュムレータに駆動水を供給する、制御棒駆動水ポンプの吐出側最高使用圧力に合わせ 18.6MPa とする。

3. 最高使用温度

制御棒駆動系の系統水の供給側（復水給水系及び復水補給水系）の最高使用温度に合わせ 66℃ とする。

・ほう酸水注入系ポンプ

名 称		ほう酸水注入系ポンプ (6号及び7号炉)
容量	m ³ /h/個	約10 (注1), (約11 (注2))
全揚程	m	6号炉: 約840, 7号炉: 約838 (注1), (約860 (注2))
最高使用圧力	MPa	吸込側 1.37MPa / 吐出側 10.8MPa
最高使用温度	℃	66
原動機出力	kW/個	45
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】

ほう酸水注入系ポンプは、運転時の異常な過渡変化発生後、原子炉停止機能が喪失した場合に、炉心へのほう酸水注入によって原子炉を停止するための設備として設置する。

ほう酸水注入系ポンプは、炉1基あたり2台 (予備1台) 設置する。

1. 容量

ほう酸水注入系ポンプの容量は、タンク有効容量 m³ (全容量 31.7m³) を設計上の許容注入時間 (設計ボロン濃度 ppm を設計ボロン注入速度 ppm/min^{*} で注入する時間) で注入可能な容量とする。

※最低反応度印加速度に相当する必要ボロン注入速度 ppm/min に余裕を加えて定めた設計値

ポンプ容量 (1台当り)

= タンク容量 (ℓ) / 注入時間 (min)

= / (/)

≒ 174 ℓ / min = 10.44 m³/h

以上より、ポンプ容量は上記を上回るものとし、11.4m³/h/個とする。

2. 全揚程

ほう酸水注入系ポンプの全揚程は、注入先の圧力（原子炉圧力 MPa（逃がし安全弁安全弁機能最低設定圧力））、静水頭、配管及び弁類圧損を基に設定する。

【6号炉】

原子炉圧力	<input type="text"/>	MPa
静水頭 約	<input type="text"/>	MPa
配管及び弁類圧損 約	<input type="text"/>	MPa
<hr/>		
合計 約	<input type="text"/>	MPa (約 840m)

【7号炉】

原子炉圧力	<input type="text"/>	MPa
静水頭 約	<input type="text"/>	MPa
配管及び弁類圧損 約	<input type="text"/>	MPa
<hr/>		
合計 約	<input type="text"/>	MPa (約 838m)

以上より、ほう酸水注入系ポンプの全揚程はこれを上回るものとして約 860m とする。

3. 最高使用圧力

ほう酸水注入系ポンプの吸込側の最高使用圧力は、通常時吸込配管に補給水系から圧力が加わることを考慮し、補給水系の最高使用圧力に合わせて 1.37MPa とする。

ほう酸水注入系ポンプの吐出側の最高使用圧力は、ほう酸水注入系ポンプの吐出圧力を上回る圧力とし、10.8MPa とする。

4. 最高使用温度

ほう酸水注入系ポンプの最高使用温度は、水源であるほう酸水注入系貯蔵タンクの最高使用温度に合わせ 66℃ とする。

5. 原動機出力

ほう酸水注入系ポンプの原動機出力は、下記の式を用いて、容量及び吐出圧力を考慮して決定する。

$$P_u = \frac{10^3}{60} \times Q \times p$$

$$\eta = \frac{P_u}{P} \times 100$$

$$P = \frac{10^3 \times Q \times p}{60 \times \eta / 100}$$

(引用文献：日本工業規格 JIS B 8311(2002)「往復ポンプー試験方法」)

P : 軸動力 (kW)

P_u : 水動力 (kW)

Q : 容量 (m³/min) =

p : 吐出圧力 (MPa) = (ピーク値)

η : ポンプ効率 (%)

$$\eta = \eta_m \times \eta_g \times \eta_v \times 10^{-4} =$$

η_m : ポンプ機械効率 (%) =

η_g : 減速機効率 (%) =

η_v : ポンプ容積効率 (%) =

$$P =$$

上記から、ほう酸水注入系ポンプの原動機出力は、必要軸動力を上回る出力として 45kW/個とする。

・ほう酸水注入系貯蔵タンク

名 称		ほう酸水注入系貯蔵タンク (6号及び7号炉)
容量	m ³ /h/個	約28 (注1), (約30 (注2))
最高使用圧力	MPa	静水頭
最高使用温度	°C	66
機器仕様に関する注記		注1: 要求値を示す 注2: 公称値を示す
<p>【設定根拠】</p> <p>ほう酸水注入系貯蔵タンクは、制御棒の挿入不能の場合に原子炉に注入するほう酸水を貯蔵するために設置する。</p> <p>ほう酸水注入系貯蔵タンクは炉1基あたり1基設置する。</p> <p>1. 容量</p> <p>ほう酸水注入系貯蔵タンクの容量は、以下の通り。</p> <p>原子炉停止時における通常水位までの水量は [] kg であり、</p> <p>原子炉を冷温停止状態にするために必要な注入ボロン量は、</p> <p>[] × [] ppm (設計ボロン濃度) = [] kg</p> <p>必要五ほう酸ナトリウム量は、</p> $\frac{10B}{Na_2B_{10}O_{16} \cdot 10H_2O} = 0.1831 \quad (\text{各原子量: } B=10.8, H=1, O=16, Na=23)$ <p>であることから、</p> <p>[] / [] = [] kg</p> <p>上記に、タンク無効容量分の五ほう酸ナトリウム量 ([] kg) を考慮した、最小必要五ほう酸ナトリウム量 ([] kg) をほう酸水注入系貯蔵タンクに貯蔵することにより、十分な反応度制御能力を満足することができる。</p> <p>設計飽和温度 15°C の五ほう酸ナトリウム重量%は 13.4%、また、この重量%における 27°C での比重は 1.065 であり、これに対応するほう酸水注入系貯蔵タンクの有効容量は [] m³ となり、タンク無効容量 [] m³ を考慮し、タンク全容量は 31.7m³ とする。</p> <p>2. 最高使用圧力</p> <p>ほう酸水注入系貯蔵タンクの最高使用圧力は、ほう酸水注入系貯蔵タンクが開放型タンクであることから静水頭とする。</p>		

3. 最高使用温度

ほう酸水注入系貯蔵タンクの最高使用温度は、ほう酸水注入系貯蔵タンクの通常の温度制御範囲（ °C）を上回るものとして、66°Cとする。

44-7
その他設備

以下に、原子炉を未臨界にするための自主対策設備の概要を示す。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするために寄与する自主対策設備は以下の通りである。

- (1) 手動スクラムボタン
手動スクラムボタンを操作することで、制御棒のスクラム動作が可能であることから、手動スクラムボタンを整備している。
- (2) 原子炉モードスイッチ
原子炉モードスイッチを「停止」位置に操作することで、制御棒のスクラム動作が可能であることから、原子炉モードスイッチを整備している。
- (3) スクラムテストスイッチ
スクラムテストスイッチを操作することで、制御棒のスクラム動作が可能であることから、スクラムテストスイッチを整備している。
- (4) スクラムソレノイドヒューズ
現場に設置してあるスクラムソレノイドヒューズを引き抜くことでスクラムパイロット弁電磁コイルの電源を遮断し、制御棒のスクラム動作が可能であることから、スクラムソレノイドヒューズを整備している。

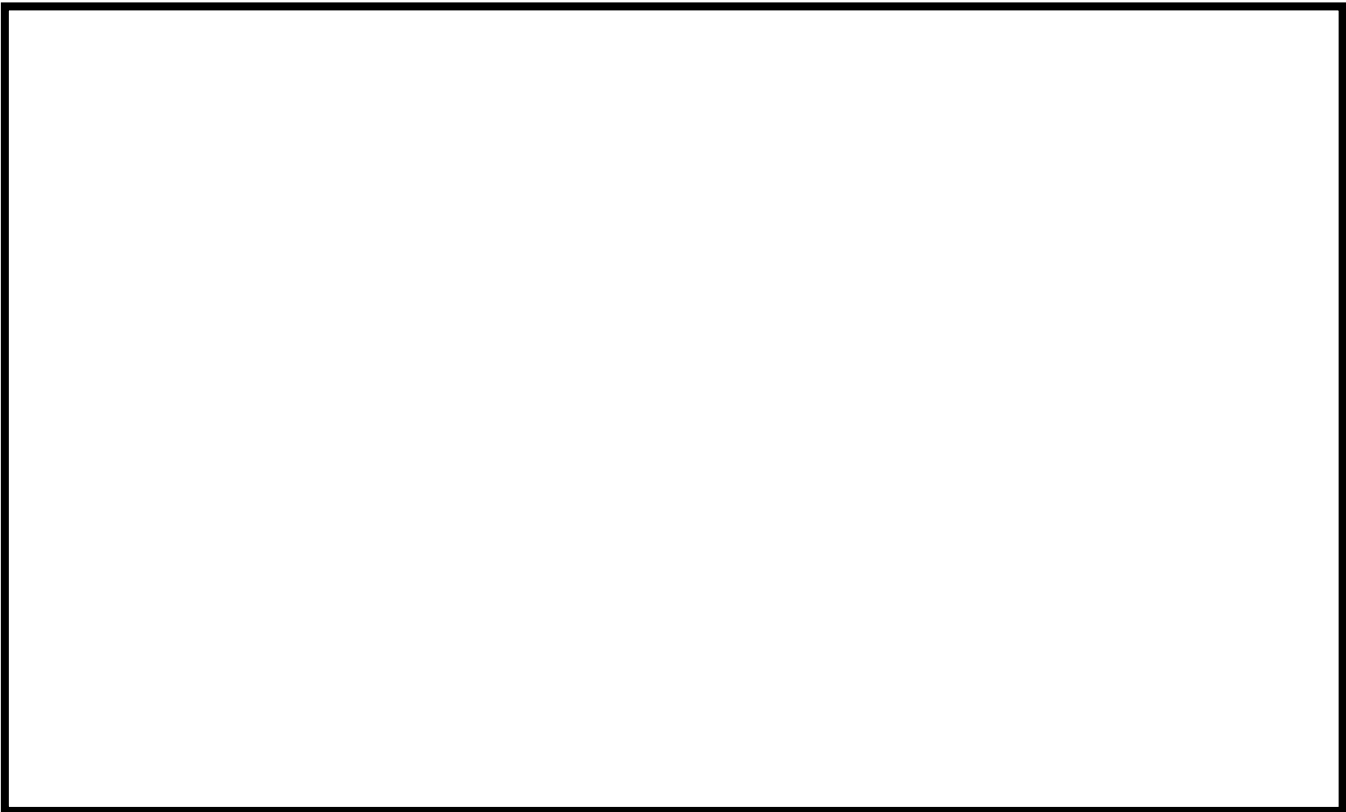


図1 配置図（自主対策設備）
(6号炉 原子炉建屋地下2階)

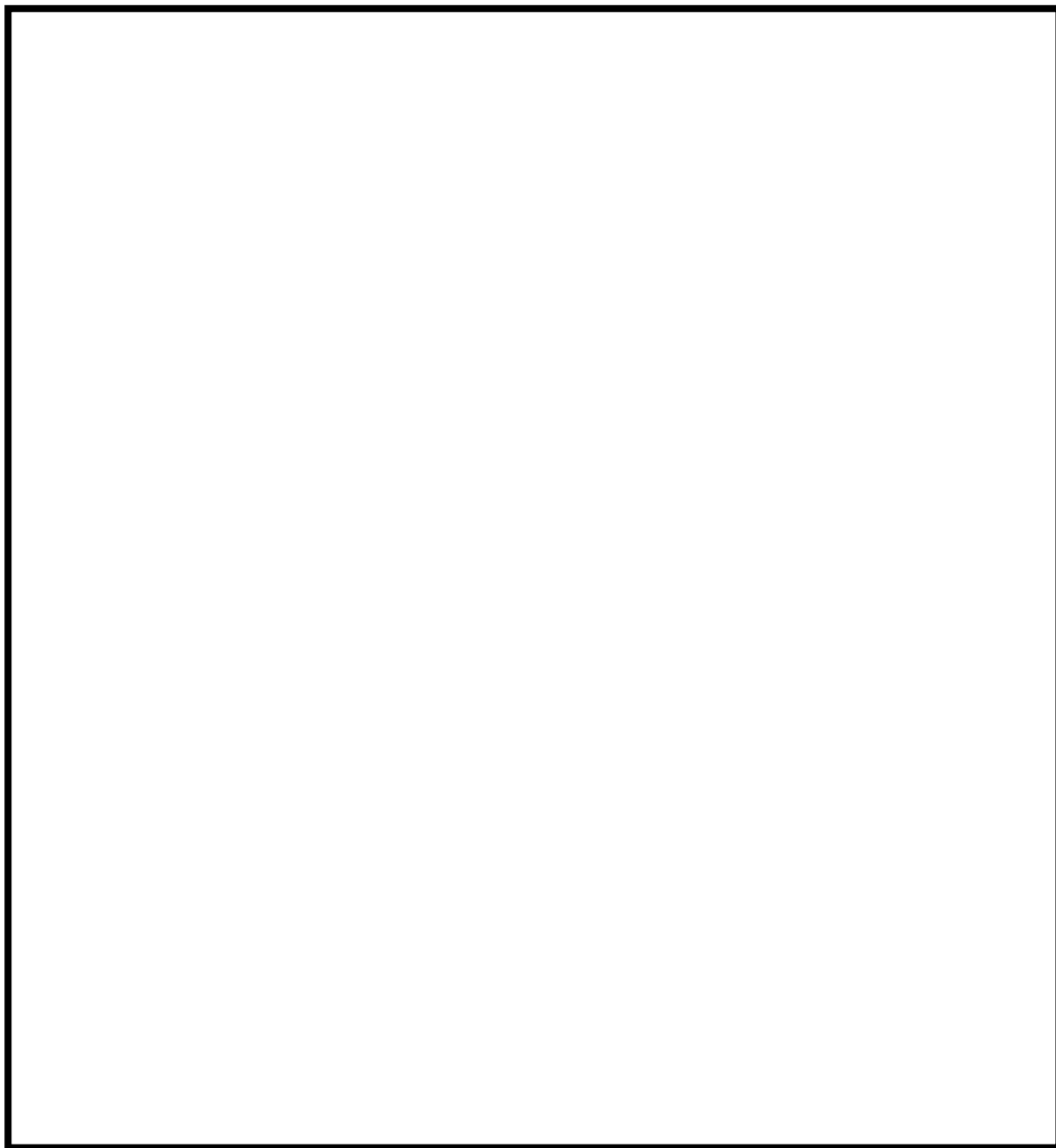


図 2 配置図（自主対策設備）
(7号炉 原子炉建屋地下2階)

(5) 制御棒操作監視系，制御棒駆動機構

制御棒駆動機構は，原子炉圧力容器下部の制御棒駆動機構ハウジング内に据え付けられており，スクラムテストスイッチ又はスクラムソレノイドヒューズの操作完了までの間，もしくはこれらの操作が実施できない場合に，制御棒を自動若しくは手動にて電動駆動で挿入する手段として有効である。

制御棒挿入及び引き抜きの概要について，図 4 に示す。

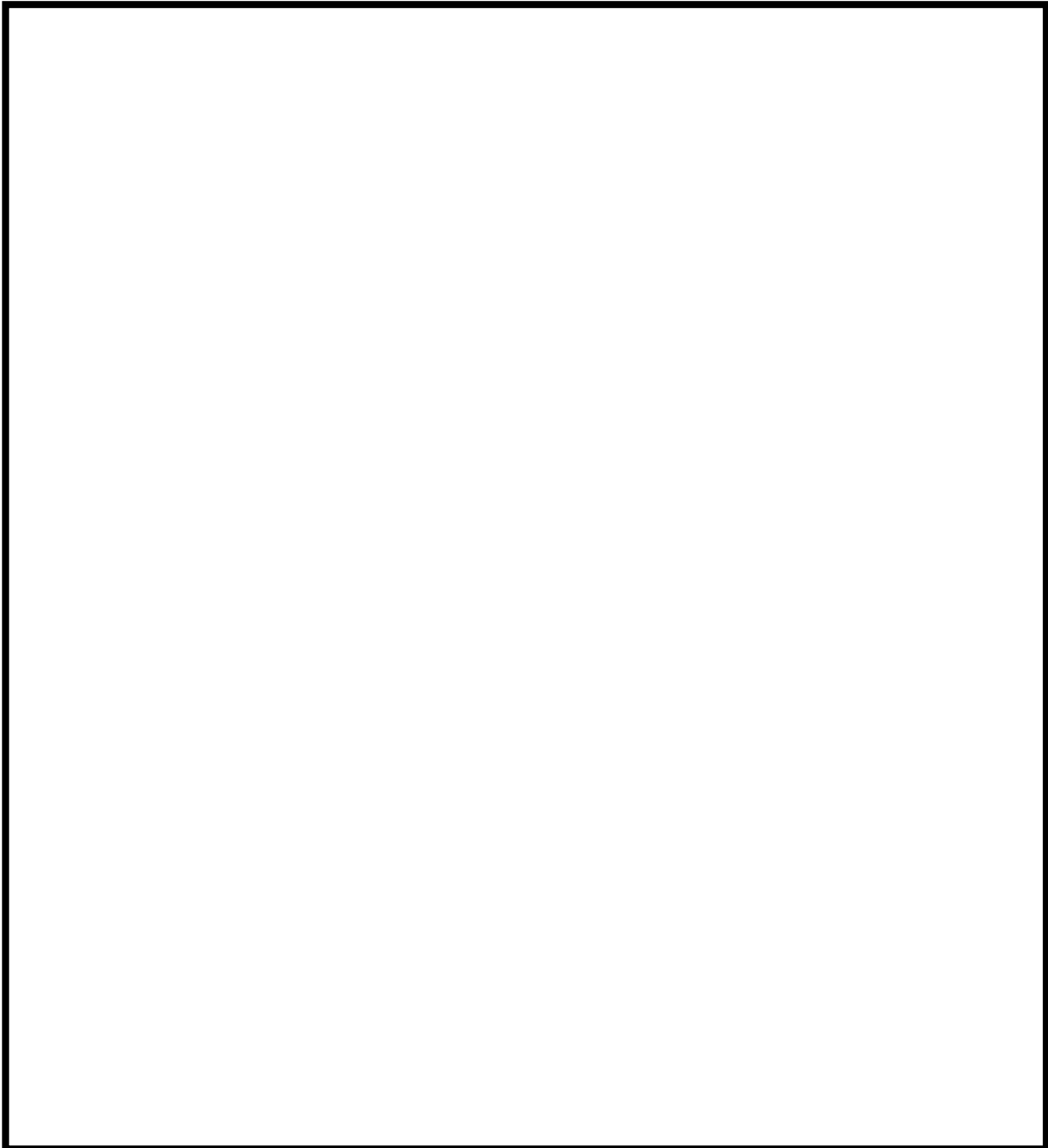


図 3 制御棒駆動機構 概要図

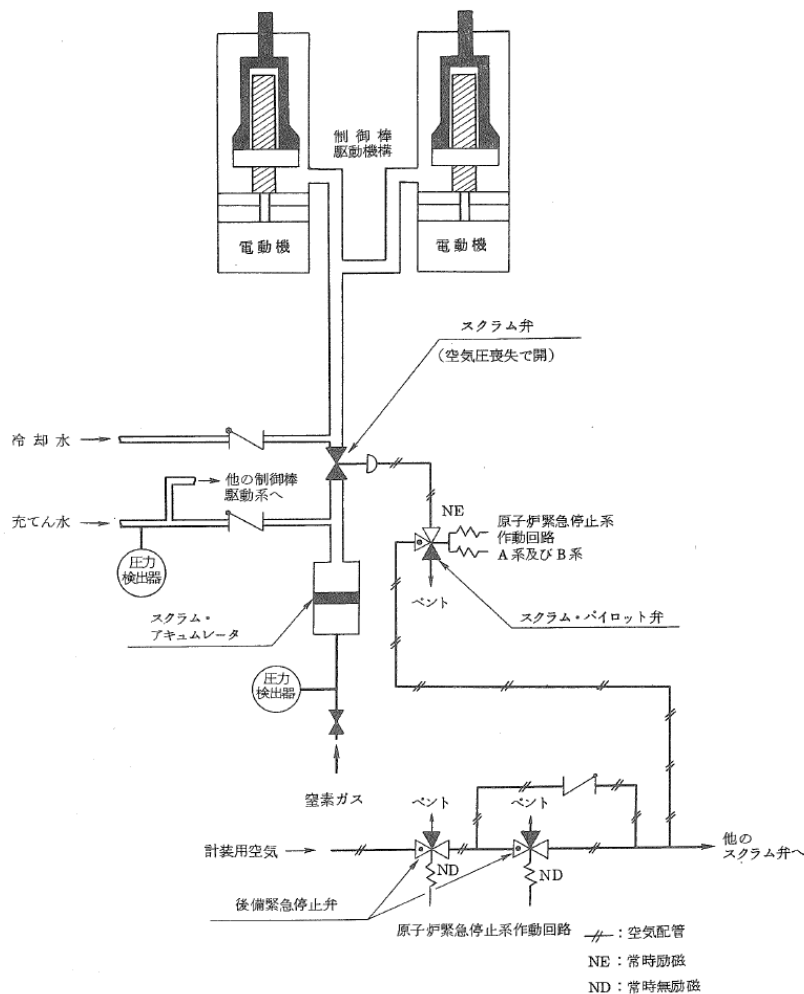


図4 原子炉緊急停止系及び制御棒駆動系水圧制御ユニット 概要図

- (6) 給水制御系，給水系（電動駆動原子炉給水ポンプ），原子炉隔離時冷却系，
 高圧炉心注水系

給水系（電動駆動原子炉給水ポンプ），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系による原子炉への給水量の調整により，原子炉水位を低下でき，原子炉の出力抑制を行えることから，給水制御系，給水系（電動駆動原子炉給水ポンプ），原子炉隔離時冷却系，高圧炉心注水系を整備している。

電動駆動原子炉給水ポンプの原子炉への給水流量制御は，ポンプ出口側に設置している流量調節弁の開度を制御することにより行う。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

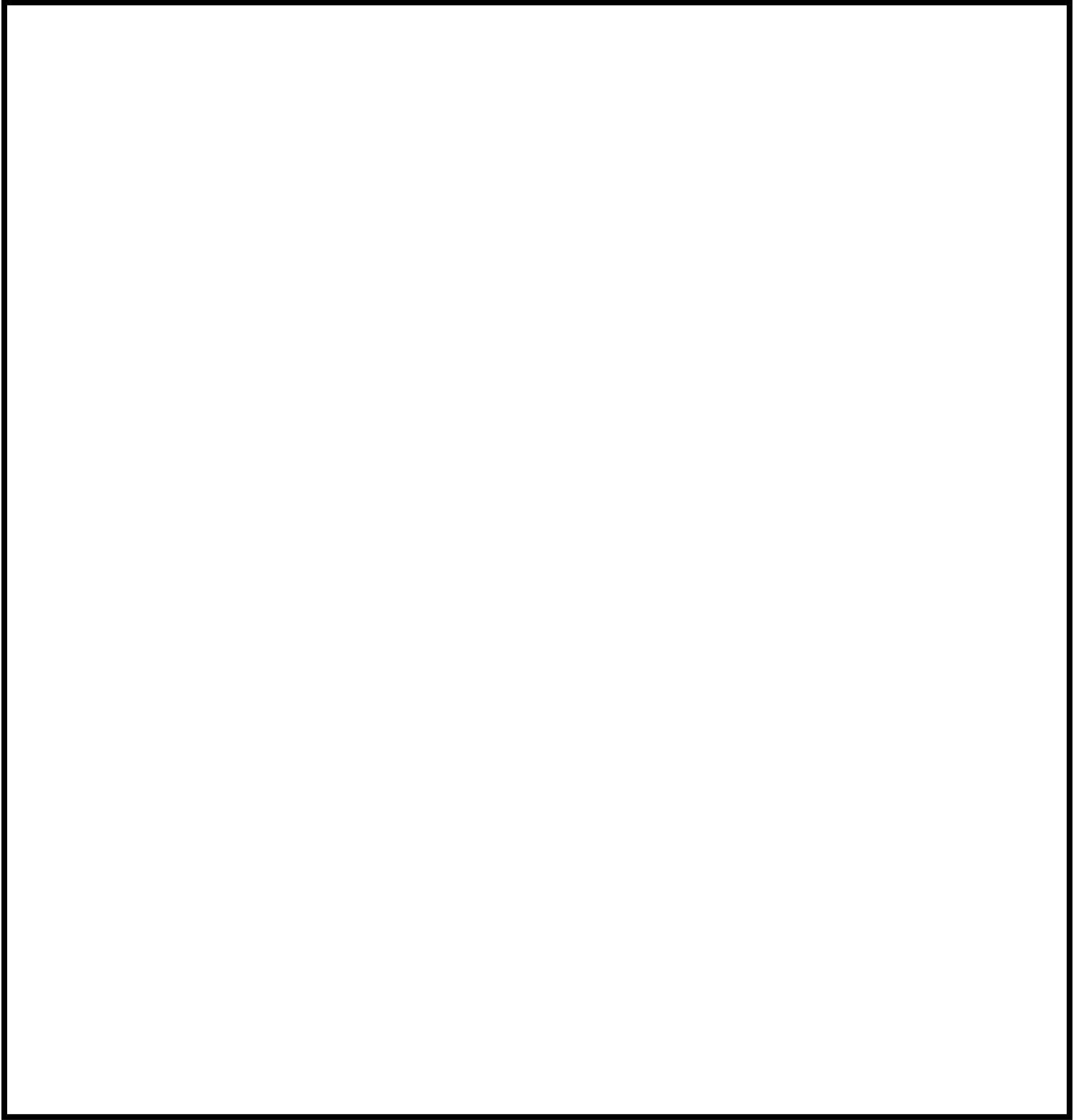


図 5 配置図（自主対策設備）
(6/7号炉 コントロール建屋地上2階)

44-8
ATWS 緩和設備について

1. 概要

本資料は、運転時の異常な過度変化時における原子炉を緊急に停止することができない事象（ATWS）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、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界にするために必要な設備について説明する。

2. 基本方針

原子炉の運転を緊急に停止できない事象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、自動又は手動により代替制御棒挿入機能にて制御棒を自動挿入させる事により原子炉を未臨界にするるとともに、原子炉冷却材再循環ポンプを自動又は手動で停止させる代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能にて原子炉出力を抑制し、原子炉圧力の上昇を緩和することで、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持し、炉心の著しい損傷を防止するための設備（以下、「ATWS緩和設備」という。）を設置する。

また、ATWS緩和設備のうち、代替制御棒挿入機能による制御棒挿入が失敗した場合には、手動でほう酸水注入系（SLC）を起動し、反応度を制御するために十分な量のほう酸水を原子炉に注入することで原子炉を未臨界にする。

3. ATWS緩和設備の設計方針

ATWS緩和設備の設計方針を以下に示す。

(1) 環境条件

ATWS緩和設備は、中央制御室及び二次格納施設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が発生した場合における、中央制御室及び二次格納施設内の環境条件（温度、圧力、湿度、放射線及び地震、風（台風）、積雪の影響による荷重、電磁波）において、必要な機能を果たすことができる設計とする。

(2) 操作性

ATWS緩和設備は、必要な信号を自動的に発信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。

なお、代替制御棒挿入機能及び代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能については、手動によっても操作可能な設計となっており、操作スイッチは、中央制御室の制御盤に設置しており重大事故時においても操作可能である。

(3) 悪影響防止

ATWS緩和設備は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁又は原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）まで設計基準事故対処設備である多重化された原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており、原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計とする。

原子炉緊急停止系とATWS緩和設備の電源は、遮断器又はヒューズによる電気的な分離をすることで原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計とする。

(4) 耐震性

ATWS緩和設備は、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

ATWS緩和設備は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁又は原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）まで原子炉緊急停止系とは独立した構成となっており、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が損なわれない設計とする。

ATWS緩和設備の論理回路はアナログ回路であるが、原子炉緊急停止系の論理回路はデジタル回路で構築されており、多様性を有する設計とする。

4. ほう酸水注入系【重大事故等対処設備】

ほう酸水注入系により、反応度を制御するために十分な量のほう酸水を原子炉に注入することで原子炉を未臨界にする。

ほう酸水注入系には、2台のほう酸水注入系ポンプが設置され、このうち1台のポンプを必要に応じて手動起動することにより、ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸水を高圧炉心注水系のフラグダスパーチャより炉心に注入する。

ほう酸水注入系は、想定する重大事故（ATWS）が発生した場合における中央制御室及び原子炉建屋原子炉区域内の環境条件（温度・湿度・放射線量率等）を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

ほう酸水注入系は、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ものとする。

5. ATWS緩和設備の不具合による安全保護系への影響防止対策

ATWS緩和設備は、共通要因故障によって原子炉緊急停止系と同時に機能が損なわれないよう以下の措置を講じる設計とする。

ATWS緩和設備を構成する、検出器、論理回路、代替制御棒挿入機能用電磁弁又は原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）は、難燃ケーブルを使用し、制御盤は耐震性を有した独立の金属管体に収納した自立盤で構成し、火災の発生を防止する設計とする。

仮に、ATWS/RPT盤で火災が発生した場合、複数の感知器で火災を検知し、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、原子炉緊急停止系に対して内部火災及び内部溢水による影響は与えない（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）。

ATWS緩和設備は図1のとおり、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁又は原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）まで、原子炉緊急停止系から独立した構成となっており、ATWS緩和設備が起因による火災により原子炉緊急停止系に影響を与えない設計とする。

なお、原子炉緊急停止系はフェイルセーフ設計であり、火災によって電磁弁のケーブルが損傷した場合、あるいはスクラム弁・スクラムパイロット弁のダイヤフラム等が機能喪失した場合、スクラム弁が作動する。また、溢水によってスクラム弁が没水した場合でも、端子部に水分が侵入した時点で電源が遮断され、スクラム弁が作動する。そのため、火災・溢水等の共通要因故障により原子炉緊急停止機能が

喪失することはない。

また、ATWS緩和設備の電源は、遮断器又はヒューズによる電氣的な分離をすることで、原子炉緊急停止系と同時に機能が損なわれない設計とする。

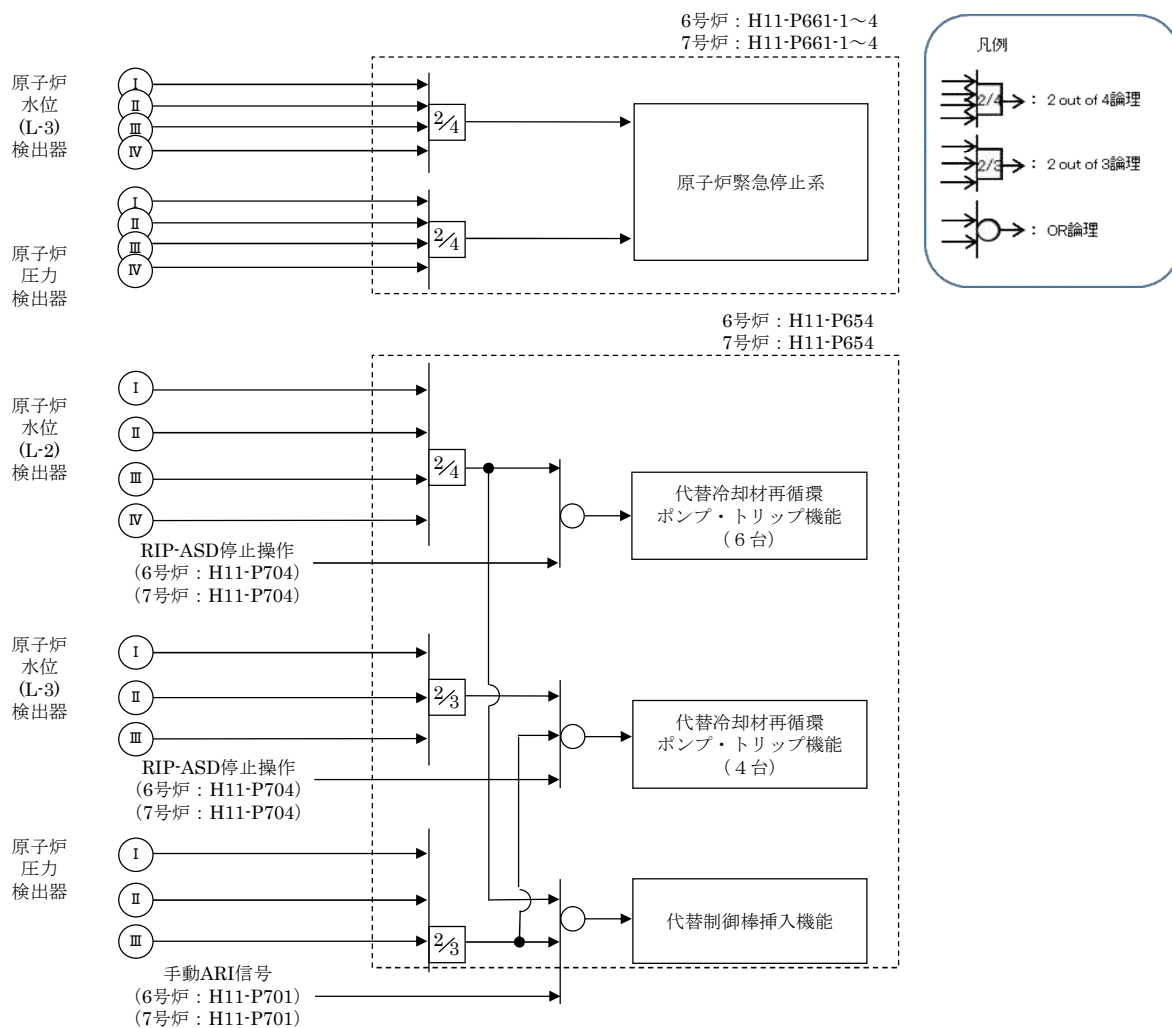
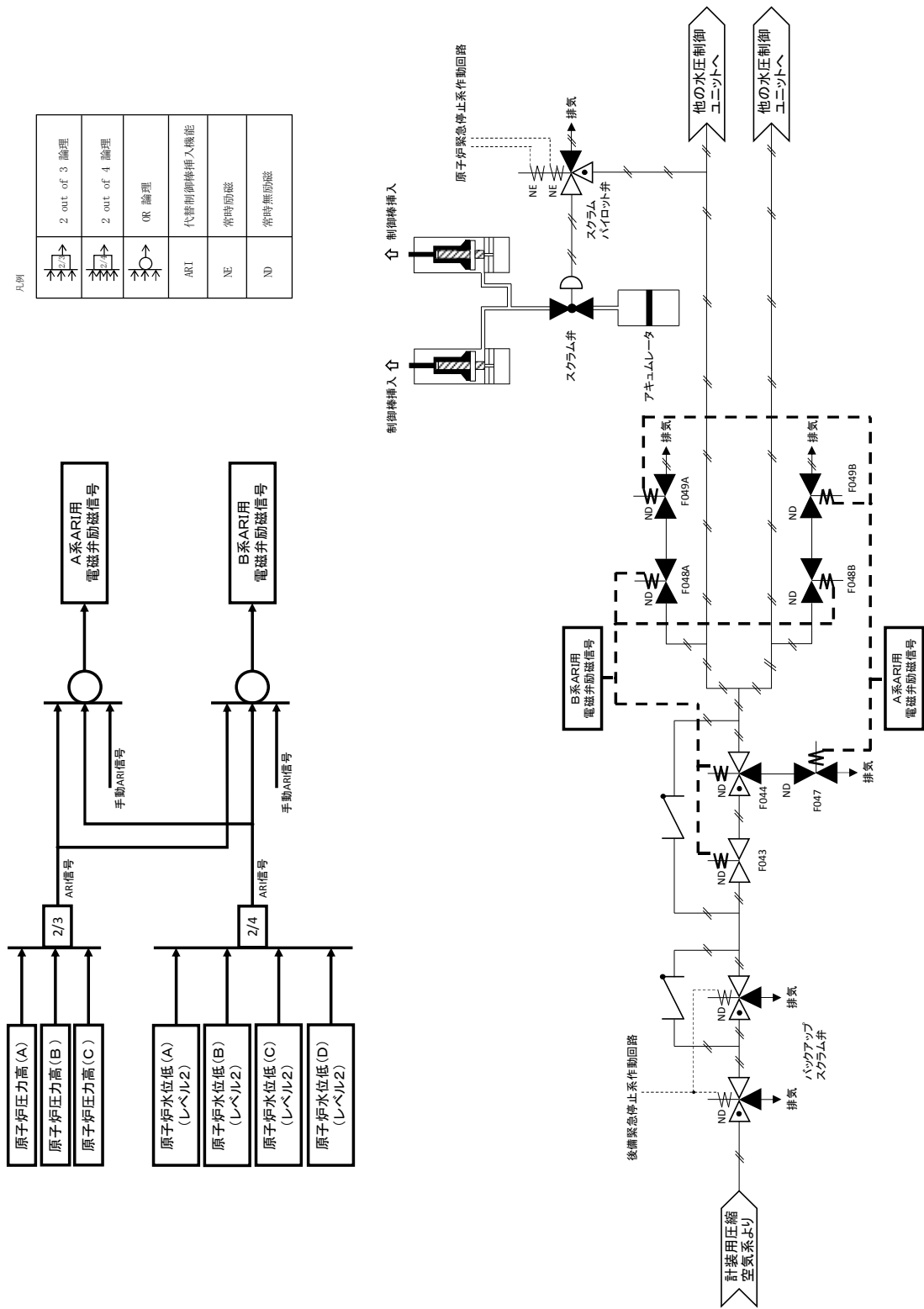


図1 原子炉緊急停止系及びATWS緩和設備ロジック図



凡例

	2 out of 3 論理
	2 out of 4 論理
	OR 論理
ARI	代替制御棒挿入機能
NE	常時励磁
ND	常時無励磁

図2 電磁弁の分離について

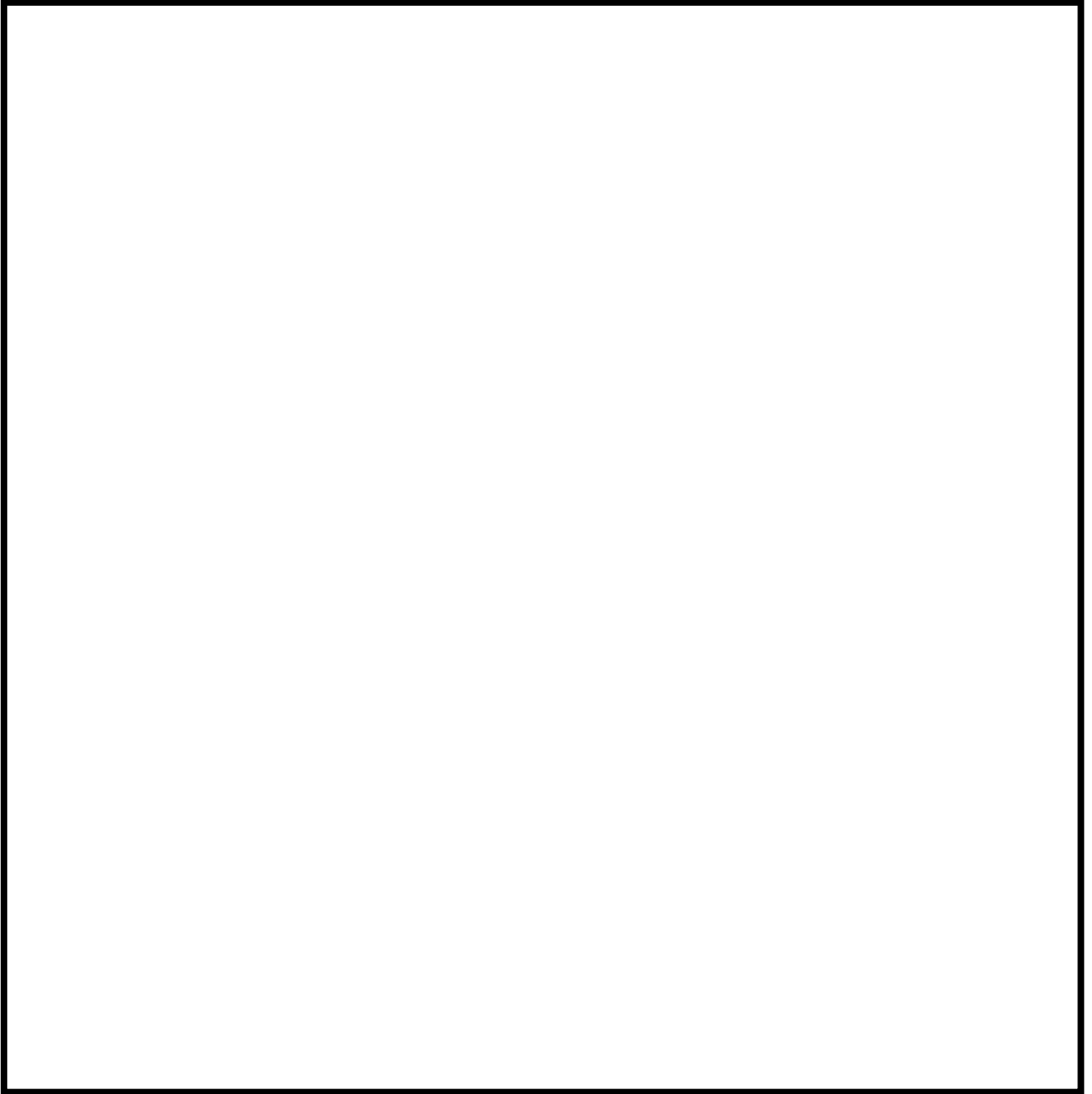


図3 スクラム弁及び代替制御棒挿入機能用電磁弁の設置場所(6号炉)
(6号炉 原子炉建屋地下3階)

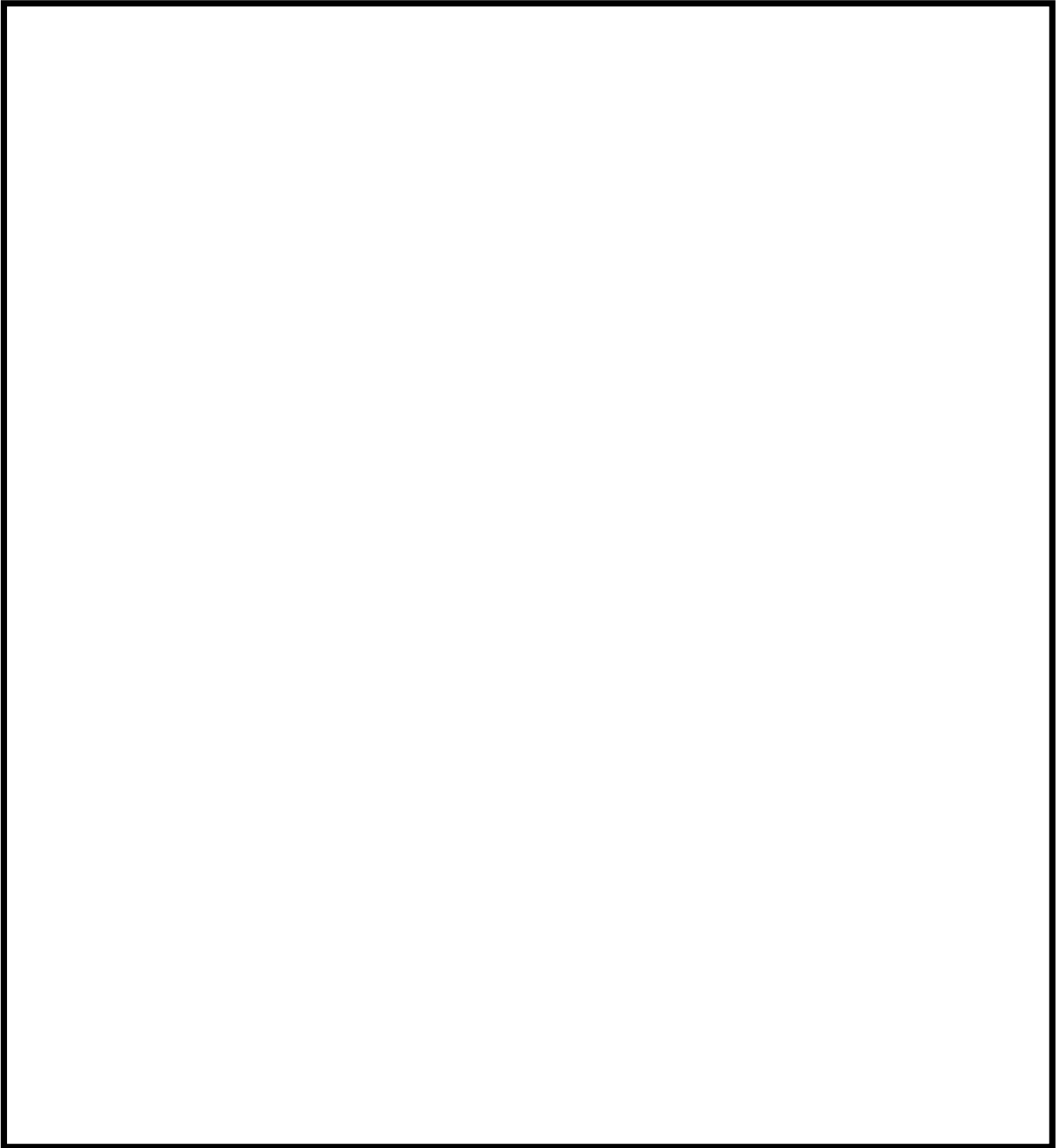


図 4 スクラム弁及び代替制御棒挿入機能用電磁弁の設置場所(7号炉)
(7号炉 原子炉建屋地下3階)

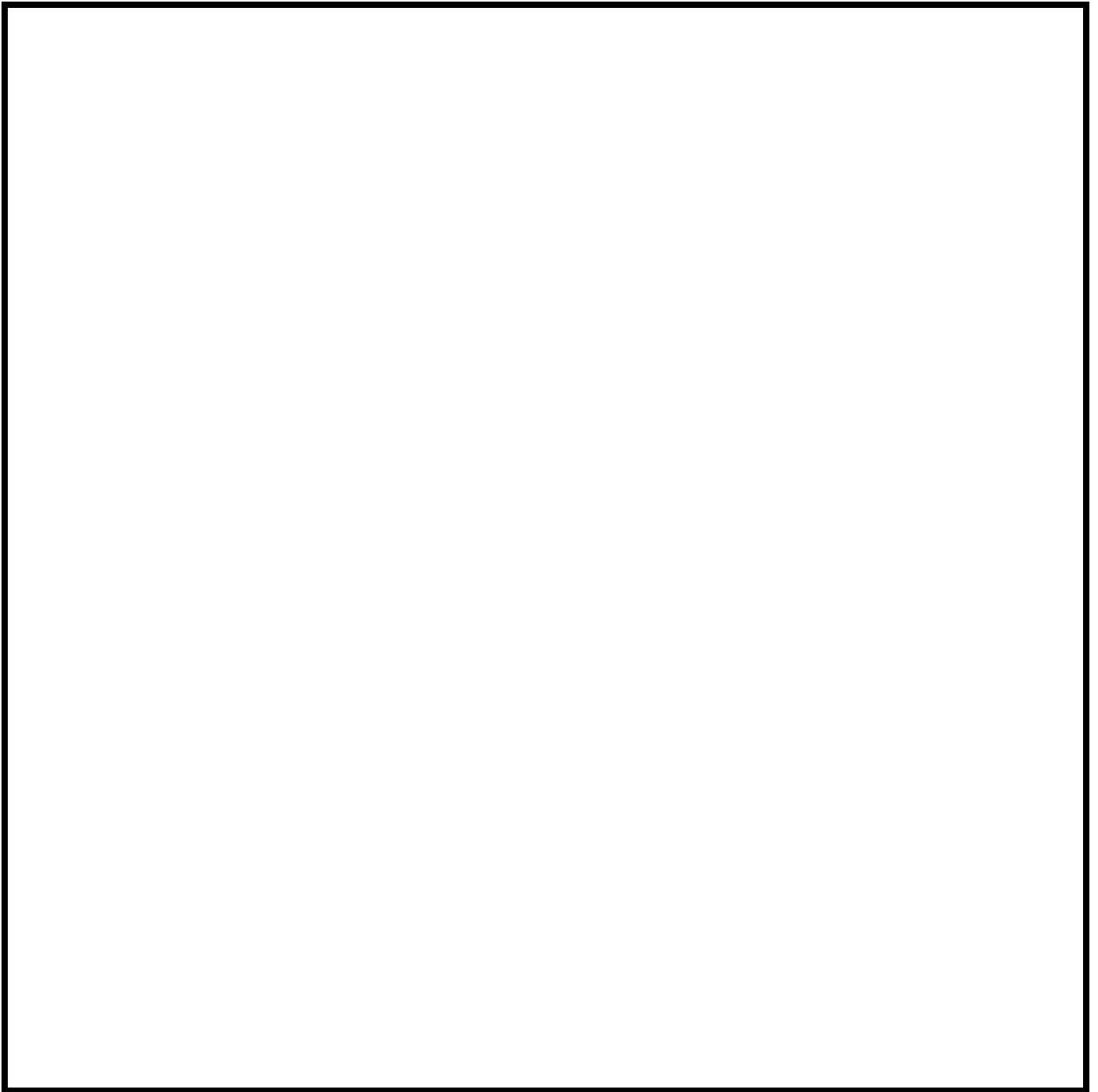


図 5 ATWS/RPT 盤及び安全保護系盤の設置場所
(6/7号炉 コントロール建屋地上2階)

44-9

ATWS 緩和設備に関する健全性について

1. 設計方針

(1) 設置目的

ATWS緩和設備は、運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下、「ATWS」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、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界にすることを目的とする。

(2) ATWSの発生要因

ATWSの発生要因としては、安全保護系（原子炉緊急停止系）の故障により、原子炉緊急停止系作動回路によるトリップ信号が発信せず、原子炉スクラムに失敗することを想定する。

(3) ATWS緩和設備に要求される機能

ATWS緩和設備には、①原子炉を未臨界にする、②原子炉の加圧を防止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」の第四十四条2(1)に従い、以下の機能を設けている。

a) 代替制御棒挿入機能（ARI）

検出器信号から最終的な作動装置の入力までを原子炉緊急停止系から独立した回路にて、制御棒を自動で挿入させる。本設備により、原子炉緊急停止系の故障によるATWS事象発生時に原子炉を未臨界にする。

b) 代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能

原子炉圧力容器内に設置されている原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる。本設備により、急速に負の反応度が投入されるため、原子炉出力を抑制し、原子炉圧力の上昇を緩和する。

また、ATWS緩和設備のうち、代替制御棒挿入機能による制御棒挿入が失敗した場合に、ほう酸水を原子炉に注入することで原子炉を未臨界にするためのほう酸水注入系を第四十四条2(1)に従い設けている。

c) ほう酸水注入系（SLC）

代替制御棒挿入機能による制御棒挿入が失敗した場合に、手動でほう酸水注入設備を起動し、反応度を制御するために十分な量のほう酸水を原子炉に注入することで、原子炉を未臨界にする。

(4) ATWS緩和設備の作動論理

主蒸気隔離弁の閉止等において原子炉圧力が上昇すると正の反応度印加により原子炉出力が上昇するため、原子炉スクラムが必要になる。また、給水喪失等により原子炉水位が低下する場合にも、原子炉水位低下を抑制するために原子炉スクラムが必要になる。

このため、ATWS発生時には原子炉圧力の上昇又は原子炉水位の低下を検知することによりATWS緩和設備を作動させるものとする。

ATWS緩和設備の作動論理としては、運転中の検出器故障による不動作を考慮して、

2 out of 4 論理もしくは2 out of 3 論理とする。

代替制御棒挿入機能及び代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能については、中央制御室の制御盤で手動作動させることが可能な設計とする。

(5) ATWS緩和設備の不具合による安全保護系への影響防止対策

ATWS緩和設備故障による安全保護系の誤動作を防止するため、以下の対策を考慮した設計とする。

- a. ATWS緩和設備の内部構成を多重化（検出器信号の多重化）し、単一故障により誤動作しない設計とする。
- b. ATWS緩和設備は論理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、ATWS緩和設備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. ATWS緩和設備は、安全保護系に対して電氣的、物理的分離を図ることにより、不具合の波及を防止する設計とする。

(6) ATWS緩和設備の信頼性評価

ATWS緩和設備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表1に示す。表1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1に示す。

表1 ATWS緩和設備の信頼性評価結果

	ATWS緩和設備	
	6号炉	7号炉
誤動作率		
不動作の発生頻度		

※1：代替制御棒挿入機能，代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能のいずれかが誤動作する頻度

※2：ATWSが発生し，かつATWS緩和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. ATWS緩和設備

取付箇所：コントロール建屋 T.M.S.L. 17.3m

設備概要：原子炉緊急停止系に対し、多様性を備えた設備として設置するものであり、原子炉緊急停止機能喪失時に原子炉出力を抑制するための設備の作動信号を発信する設備である。ATWS緩和設備の機能は以下のとおり。

- ①原子炉圧力高による代替制御棒挿入
- ②原子炉水位低(レベル2)による代替制御棒挿入
- ③原子炉圧力高による代替冷却材再循環ポンプ・トリップ
- ④原子炉水位低(レベル3)による代替冷却材再循環ポンプ・トリップ
- ⑤原子炉水位低(レベル2)による代替冷却材再循環ポンプ・トリップ
- ⑥手動起動による代替制御棒挿入及び代替冷却材再循環ポンプ・トリップ

b. ATWS緩和設備作動信号

作動に要する信号：原子炉圧力高の“2 out of 3”信号

原子炉水位低(レベル3)の“2 out of 3”信号

原子炉水位低(レベル2)の“2 out of 4”信号

設定値：

原子炉圧力高 : 7.48MPa以下

原子炉水位低(レベル3)：原子炉圧力容器零レベル*より1285cm以上

原子炉水位低(レベル2)：原子炉圧力容器零レベル*より1165cm以上

*原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より1224cm下

作動信号 : 代替制御棒挿入信号

代替冷却材再循環ポンプ・トリップ信号

作動信号を発信させない条件：該当なし

(2) 設定根拠

ATWS緩和設備作動信号の設定値は以下の事項を考慮して決定する。

【代替制御棒挿入機能 (ARI)】

○原子炉圧力高

- ・スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し、原子炉圧力高スクラム設定値 (7.34MPa) より高い設定とする。
- ・逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッション・チェンバへの負荷を考慮し、逃がし安全弁第1段設定値 (7.51MPa) 程度以下とする。

○原子炉水位 (レベル2)

- ・原子炉水位低 (レベル3) スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において、事象緩和に有効な値として原子炉水位低 (レベル2) を設定値とする。

なお、重大事故時等の有効性評価「原子炉停止機能喪失」において、主蒸気隔離弁の誤閉止+スクラム失敗+ARI 不作動を仮定した評価を実施している。ARI

機能を仮定した場合、主蒸気隔離弁の誤閉止により原子炉圧力が上昇することで、ARI が作動するため、事象発生後 1 分程度で原子炉を未臨界にする*。(SLC 注入は事象発生から約 11 分後であり、それよりも十分早く未臨界にする)

*44-9 参考資料2参照

【代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能】

○原子炉圧力高

- ・スクラム不作動時に作動するシステムであることを考慮し、原子炉圧力高スクラム設定値 (7.34MPa) より高い設定とする。
- ・逃がし安全弁からの蒸気によるサブプレッション・チェンバへの負荷を考慮し、逃がし安全弁第 1 段設定値 (7.51MPa) 程度以下とする。

なお、重大事故時等の有効性評価「原子炉停止機能喪失」において、主蒸気隔離弁の誤閉止＋スクラム失敗＋ARI 不作動を仮定した評価を実施している。本設定値で原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台がトリップすれば、原子炉圧力のピークが圧力容器設計圧力の 1.2 倍 (10.34MPa) を超えないことを確認している。

○原子炉水位 (レベル 3)

- ・原子炉水位低 (レベル 3) スクラム発生時の制御棒挿入失敗時において、事象緩和に有効な値として原子炉水位低 (レベル 3) を設定値とする。

○原子炉水位 (レベル 2)

- ・原子炉水位低 (レベル 3) で原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台トリップが作動した後の事象緩和に有効な値として原子炉水位低 (レベル 2) を設定値とする*。

*ABWR の原子炉冷却材再循環ポンプは回転慣性が小さいことから、10 台同時にトリップさせると燃料の冷却能力の低下を招くため、原子炉水位低 (レベル 3) で 4 台をトリップさせ、原子炉水位低 (レベル 2) で残りの 6 台をトリップさせる設計とする。

なお、重大事故時等の有効性評価「原子炉停止機能喪失」においては、上記の原子炉冷却材再循環ポンプ・トリップの設定値 (原子炉圧力高, 原子炉水位低 (レベル 2, レベル 3)) で動作することで、高圧の非常用炉心冷却系注水機能を用いた原子炉水位の維持、ほう酸水注入系を用いた炉心へのほう酸水の注入、残留熱除去系を用いたサブプレッション・チェンバ・プール水の除熱を実施することにより、炉心損傷に至らないことを確認している。

(3) 設備概要

a. 設置場所

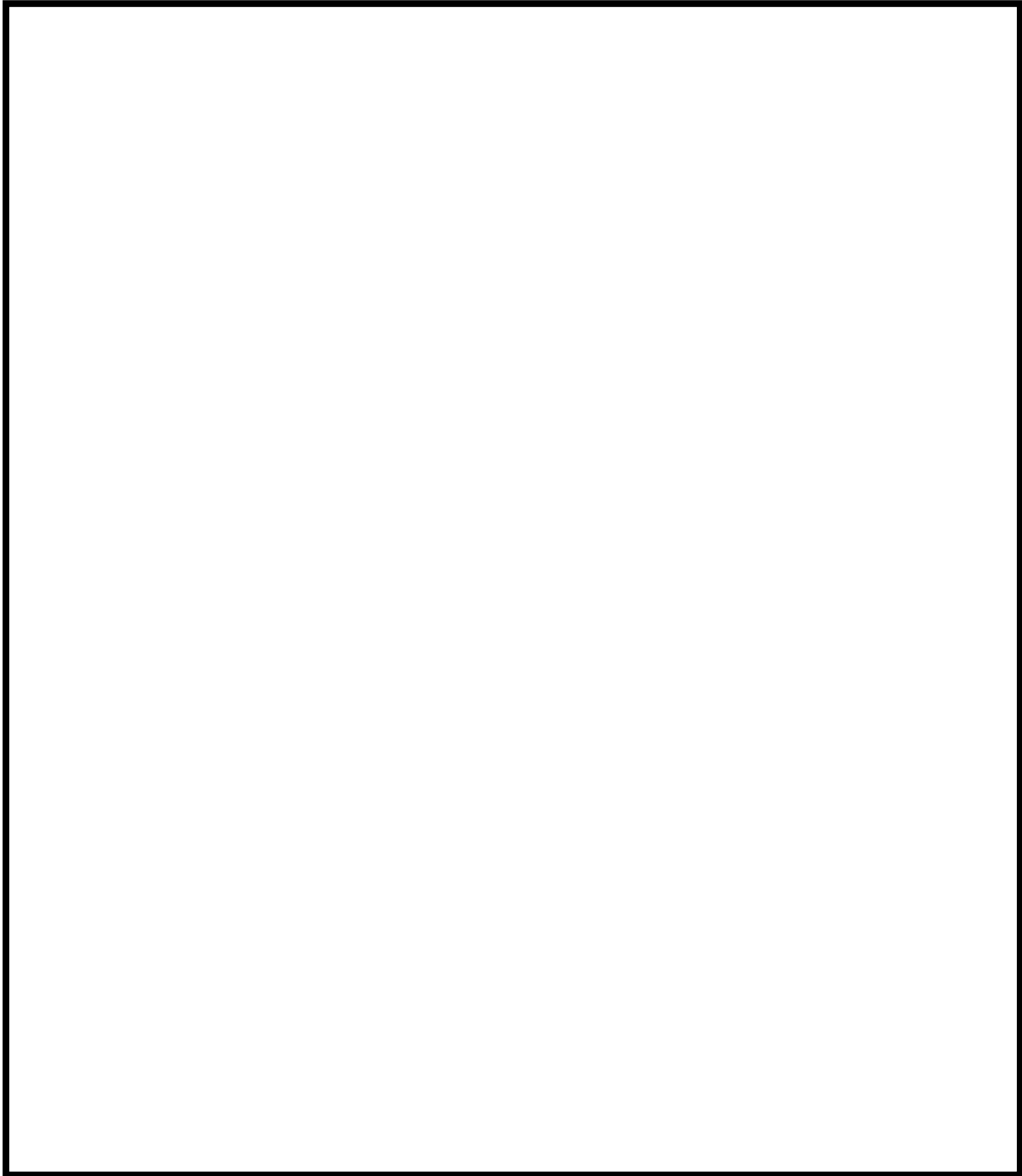


図1 ATWS緩和設備（ATWS/RPT盤）設置場所
(6/7号炉 コントロール建屋地上2階)

b. 回路構成

(a) 原子炉緊急停止系とATWS緩和設備の回路構成概略及び設計上の考慮

ATWS緩和設備は、検出器から代替制御棒挿入機用電磁弁又は原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（停止に必要な部位）まで、原子炉緊急停止系から独立した構成となっており、原子炉緊急停止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「44-8 ATWS 緩和設備について

5. ATWS緩和設備の不具合による安全保護系への影響防止対策」を参照

(b) 原子炉出力を抑制する設備の作動信号の回路図

原子炉水位低（レベル2）信号

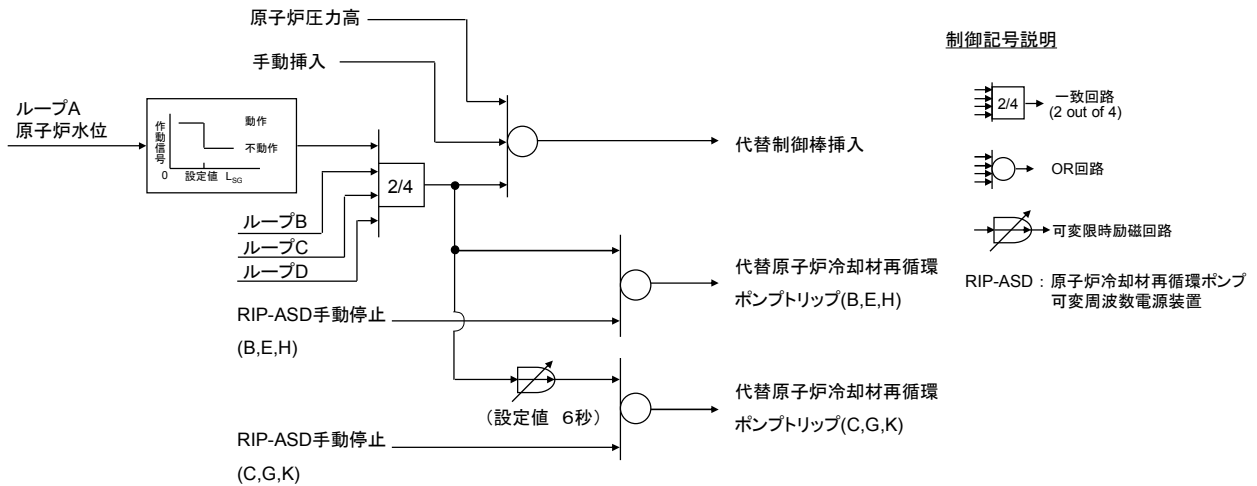


図2 原子炉出力を抑制する設備の作動信号の回路図
(原子炉水位低レベル2信号の例)

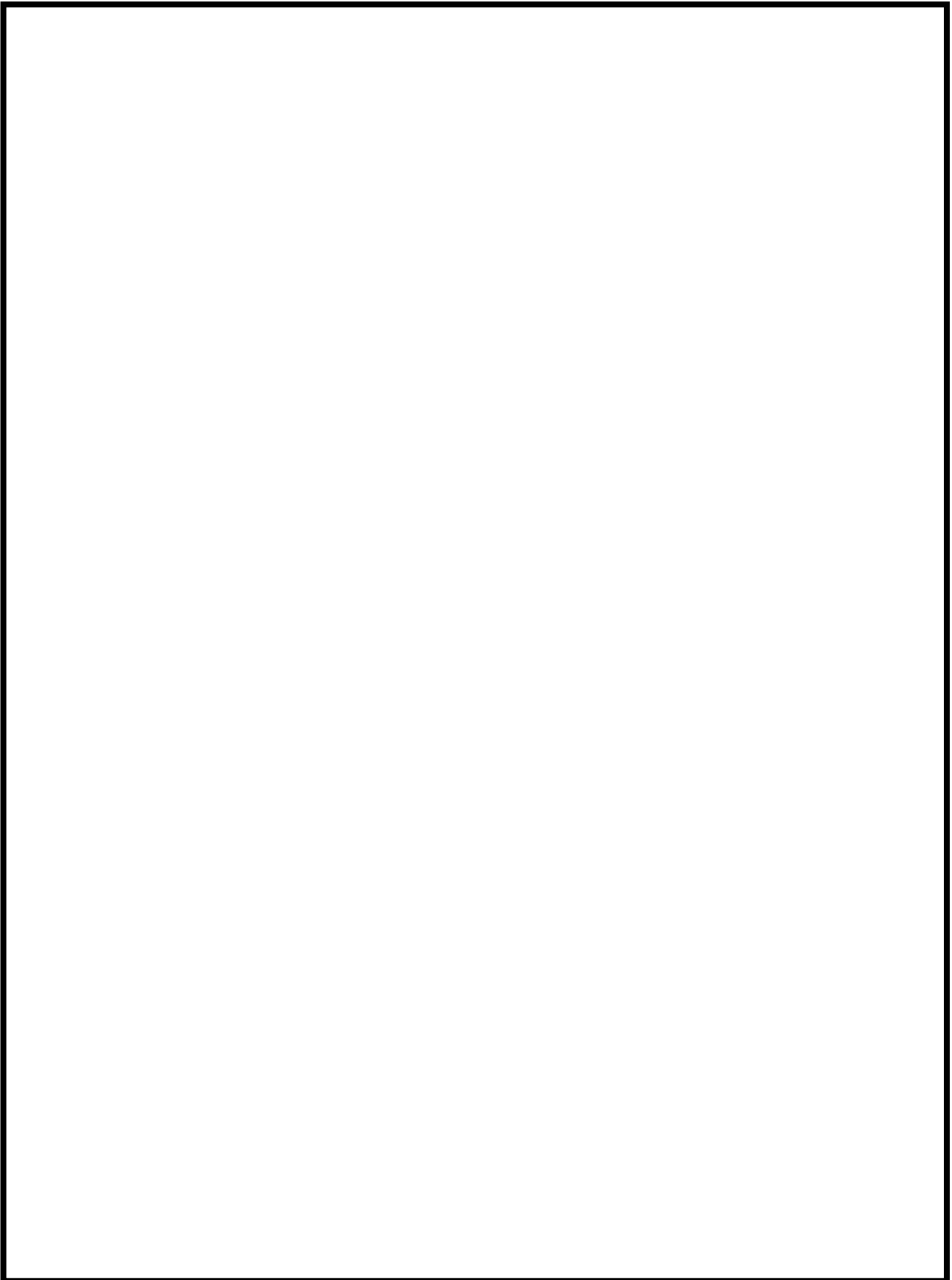
○タイマー設定根拠

原子炉水位低（レベル2）で原子炉圧力容器内に設置されている原子炉冷却材再循環ポンプ6台がトリップするが、まず始めに3台、6秒後に3台がトリップするよう6秒の時間遅れ回路を設ける。

ABWRの原子炉冷却材再循環ポンプでは回転慣性が小さいことから、多数台の原子炉冷却材再循環ポンプが通常運転中に誤信号等により6台同時にトリップした場合、最小限界出力比は安全限界値を下回り沸騰遷移が発生する可能性があるため、これを回避する設定とする。

参考資料1

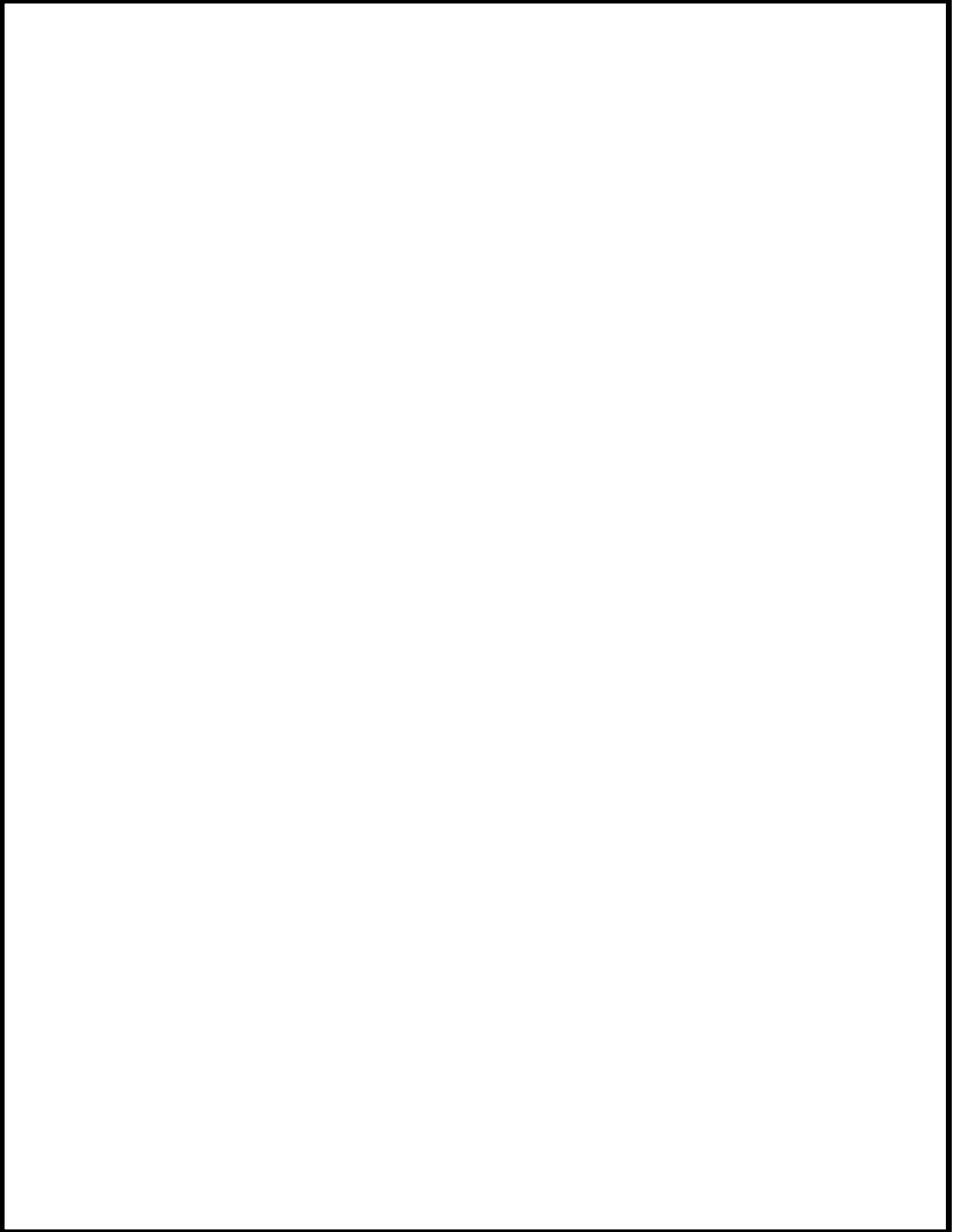
ATWS緩和設備の信頼性評価



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

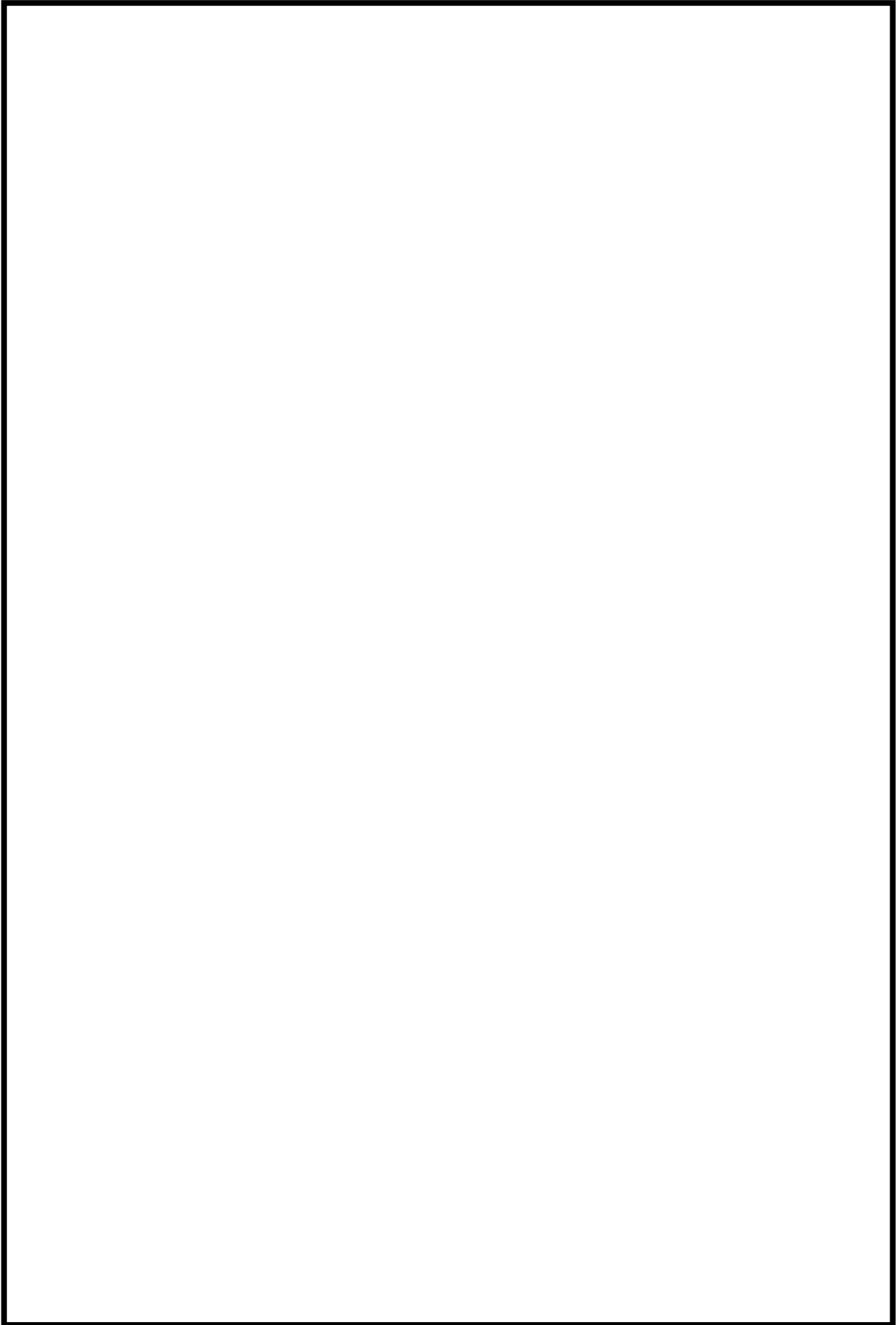


枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

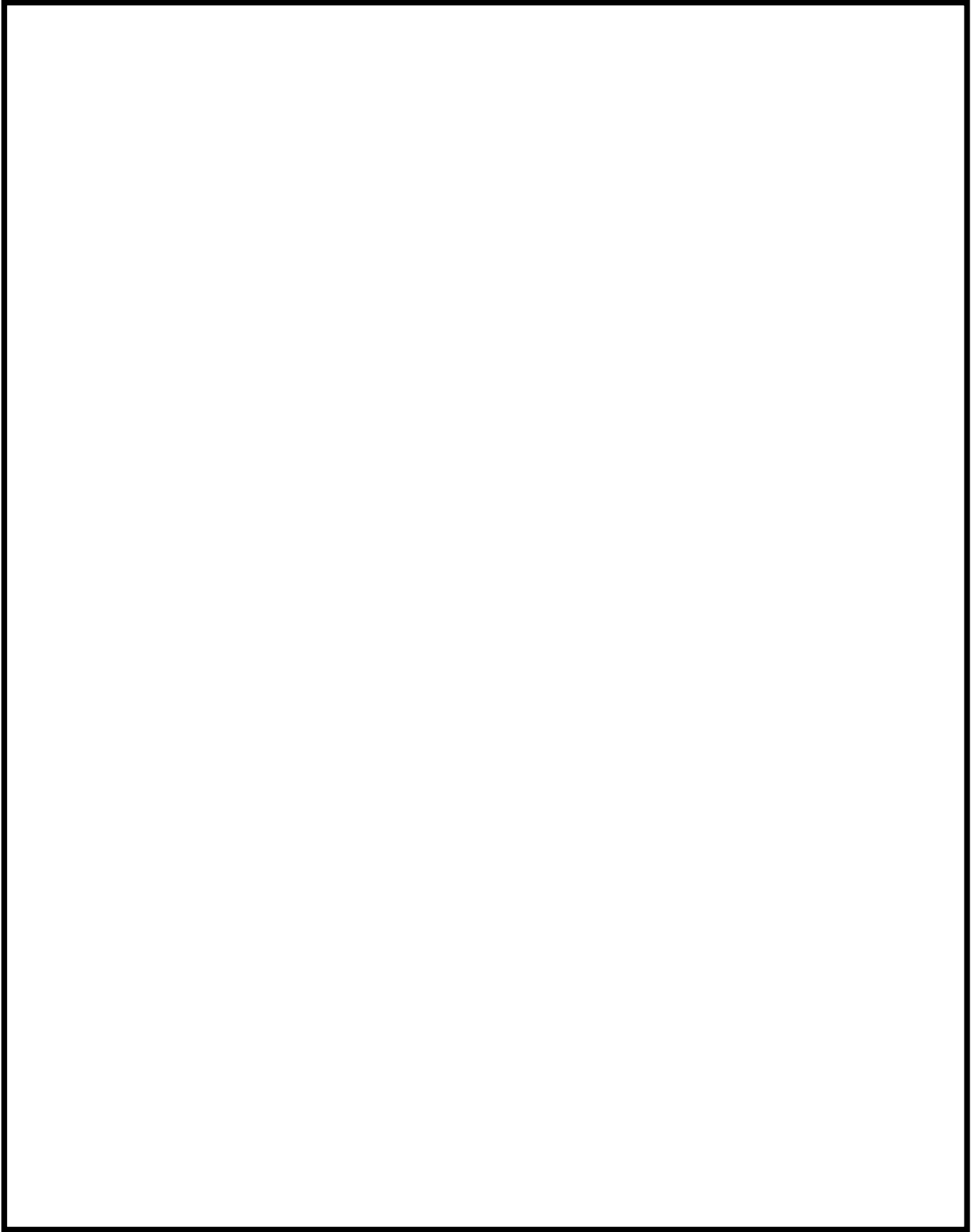


図2 誤動作率の評価に適用したフォールトツリー

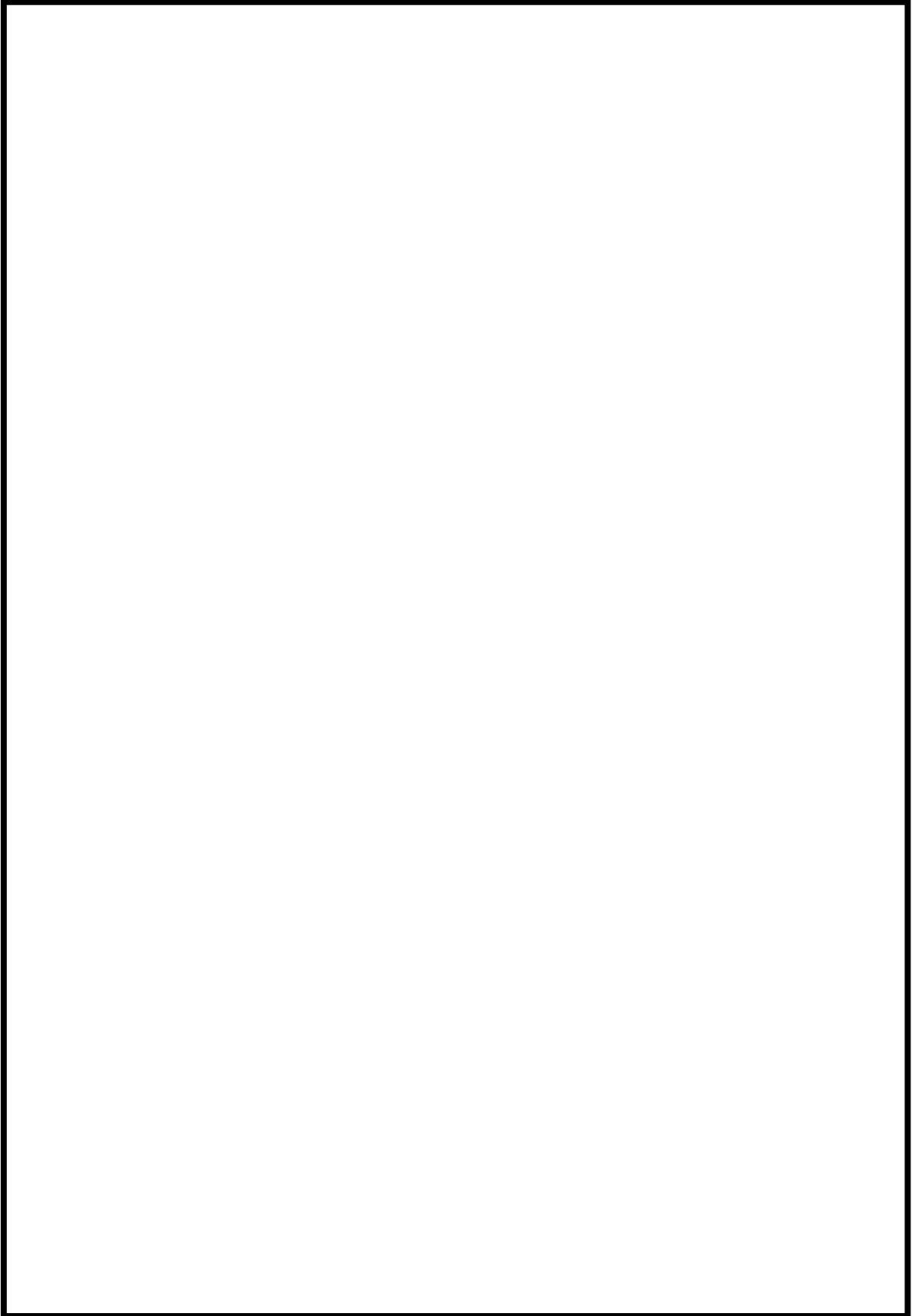
枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図4 非信頼度の評価に適用したフォールトツリー

代替制御棒挿入機能（ARI）による原子炉停止機能について

1. 代替制御棒挿入機能（ARI）の設計の基本的考え方

プラント過渡事象が発生し、通常のスラム機能が、電氣的な故障により喪失した場合に、後備の手段として ARI を作動させることにより原子炉停止機能を確保することとなる。

ARI が作動した場合、SLC を起動させる必要はないため、SLC を起動させる操作の前に制御棒挿入が完了することが必要となる。

この要求を満足するため ARI の設計目標として、

- ① 代替制御棒挿入機能による制御棒の挿入は、検出信号がトリップ設定点に達してから 15 秒以内に開始されること。
- ② 代替制御棒挿入機能による制御棒の挿入は、検出信号がトリップ設定点に達してから 25 秒以内に完了されること。

の考え方にに基づき、具体的な作動信号として、以下の設定とする。

- ・原子炉圧力高 設定圧力 7.48MPa
- ・原子炉水位低 設定水位 レベル 2
- ・手動起動要求

2. ARI による原子炉停止機能の評価について

有効性評価の原子炉停止機能喪失の評価を参考に、ARI による原子炉停止機能の確認を行った。

当評価に際して以下を解析条件とする。

- －過渡事象は、初期の燃料被覆管温度の上昇という観点で最も厳しい主蒸気隔離弁閉を前提とする（有効性評価の前提と同じ）。
- －ARI は、保守的に上記 1. ②の条件に基づき、原子炉圧力がトリップ設定点に達してから 25 秒以内に制御棒の全挿入が完了するものとする。
- －代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能の動作条件他、使用する解析コード含むその他の条件は、有効性評価における原子炉停止機能喪失と同じとする。

解析結果の纏めを表 1 に、燃料被覆管の温度変化を図 1 に示す。

本ケースでは、主蒸気隔離弁全閉により原子炉圧力が上昇して炉心内のボイドが減少し、正の反応度が投入され中性子束が上昇する。これに伴い MCPR が低下し、事象発生後約 2 秒後に沸騰遷移が発生し、燃料被覆管温度が上昇する。その後、出力上昇によるボイド発生、原子炉圧力高で再循環ポンプ（4 台）がトリップし炉心流量が低下することにより炉心内のボイド率の増加に伴うボイドフィードバック及び出力上昇による燃料温度上昇に伴うドップラーフィードバックにより出力が低下する。このため燃料被覆管はリウエットし、燃料被覆管の温度が低下する。これら挙動は有効性評価の原子炉停止機能喪失と全く同じ挙動となる。

その後、事象発生後 25 秒には ARI による制御棒挿入が完了することから出力が低下し事象は収束する。このため有効性評価において見られた給水過熱喪失による出力上昇（事象発生から 100 秒以降）は発生せず、燃料被覆温度は申請解析より低い結果となる。

なお、本評価では保守的に事象発生後 25 秒に ARI による制御棒挿入が完了すると

の前提としたが、約 2 秒後には ARI 動作設定圧力（原子炉圧力高）に到達することから、燃料被覆管温度は本評価より低く抑えられる。

表 1 解析結果（主蒸気隔離弁誤閉止）

項目	解析結果 (有効性評価結果)	解析結果 (ARI ケース)	判断基準
燃料被覆管温度	約 920°C (第 4 スペーサー位置)	約 770°C (第 3 スペーサー位置)	1200°C 以下
燃料被覆管酸化量	1% 以下 (第 3 スペーサー位置)	1% 以下 (第 3 スペーサー位置)	15% 以下

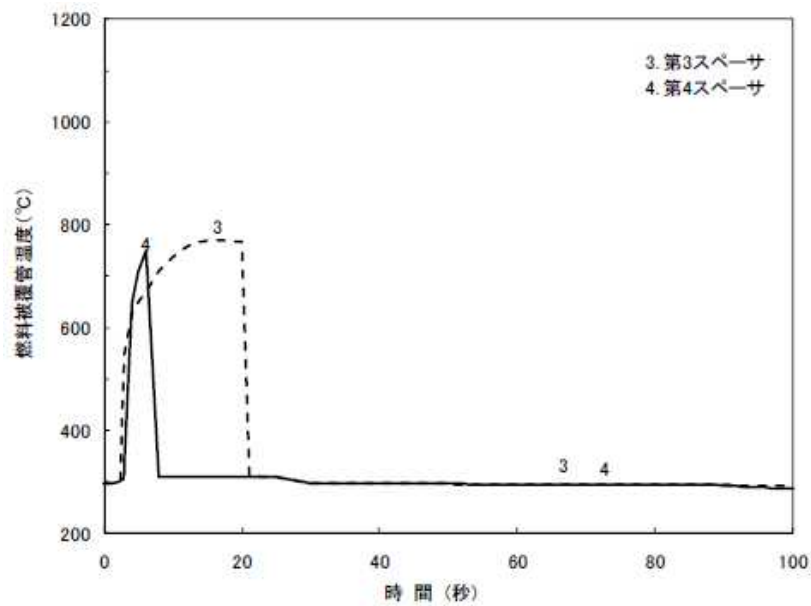


図 1 燃料被覆管温度変化（主蒸気隔離弁誤閉止 [ARI ケース]）

44-10
各号炉の弁名称及び弁番号

条文適合性資料本文中に記載の弁名称については、説明資料の構成上、略称等が用いられている場合がある。これらの記載名称と各号炉に設置されている弁の正式名称及び弁番号の関係について、表1の通り整理する。

表1 各号炉の弁名称及び弁番号

統一名称	6号炉		7号炉	
	機器名称	機器番号	機器名称	機器番号
ほう酸水注入系ポンプ (A)	ほう酸水注入系ポンプ (A)	C41-C001A	ほう酸水注入系ポンプ (A)	C41-C001A
ほう酸水注入系ポンプ (B)	ほう酸水注入系ポンプ (B)	C41-C001B	ほう酸水注入系ポンプ (B)	C41-C001B
ほう酸水注入系貯蔵タンク	ほう酸水注入系貯蔵タンク	C41-A001	ほう酸水注入系貯蔵タンク	C41-A001
ほう酸水注入系ポンプ吸込弁 (A)	SLC ポンプ吸込弁 (A)	C41-M0-F001A	SLC ポンプ吸込弁 (A)	C41-M0-F001A
ほう酸水注入系ポンプ吸込弁 (B)	SLC ポンプ吸込弁 (B)	C41-M0-F001B	SLC ポンプ吸込弁 (B)	C41-M0-F001B
ほう酸水注入系注入弁 (A)	ほう酸水注入弁 (A)	C41-M0-F006A	SLC ほう酸水注入弁 (A)	C41-M0-F006A
ほう酸水注入系注入弁 (B)	ほう酸水注入弁 (B)	C41-M0-F006B	SLC ほう酸水注入弁 (B)	C41-M0-F006B

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 機器名称覧に記載の弁名称と，各号炉の弁名称・弁番号の関係について

45-1

SA 設備基準適合性 一覽表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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		高压代替注水系ポンプ	類型化区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	淡水だけでなく海水も使用	II	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	45-3 配置図		
			第2号	操作性	中央制御室操作，現場操作	A, Bb, Bf
		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，切替操作が必要	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	中央制御室操作，現場操作-放射線量が高くなるおそれがない	A a, B		
		関連資料	45-3 配置図			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	45-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a	
			サポート系故障	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a	
	関連資料	45-4 系統図，45-7その他設備				

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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圧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 4 3 条	第 1 項	環 境 条 件 に お け る 健 全 性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	二次格納施設内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	—	
			関連資料	—		
	第 2 号	操作性	中央制御室操作	A		
		関連資料	—			
	第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	ポンプ、弁	A, B		
		関連資料	—			
	第 4 号	切り替え性	本来の用途以外の用途として使用するため、切替操作が必要	A		
		関連資料	—			
	第 5 号	悪 影 響 防 止	系統設計	DB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	中央制御室操作	B		
		関連資料	—			
	第 2 項	第 1 号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B	
			関連資料	—		
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第 3 号	共 通 要 因 故 障 防 止	環境条件、自然現象、外部人為事 象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		—			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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		高压炉心注水ポンプ (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	二次格納施設内	B	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	-	
			海水		(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	-	
			関連資料		-		
		第2号	操作性		中央制御室操作	A	
		関連資料		-			
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)		ポンプ、弁	A, B	
		関連資料		-			
		第4号	切り替え性		本来の用途以外の用途として使用するため、切替操作が必要	A	
	関連資料		-				
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB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		DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B	
		関連資料		-			
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外	
		関連資料		-			
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災		防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障		対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		-				

45-2
単線結線図

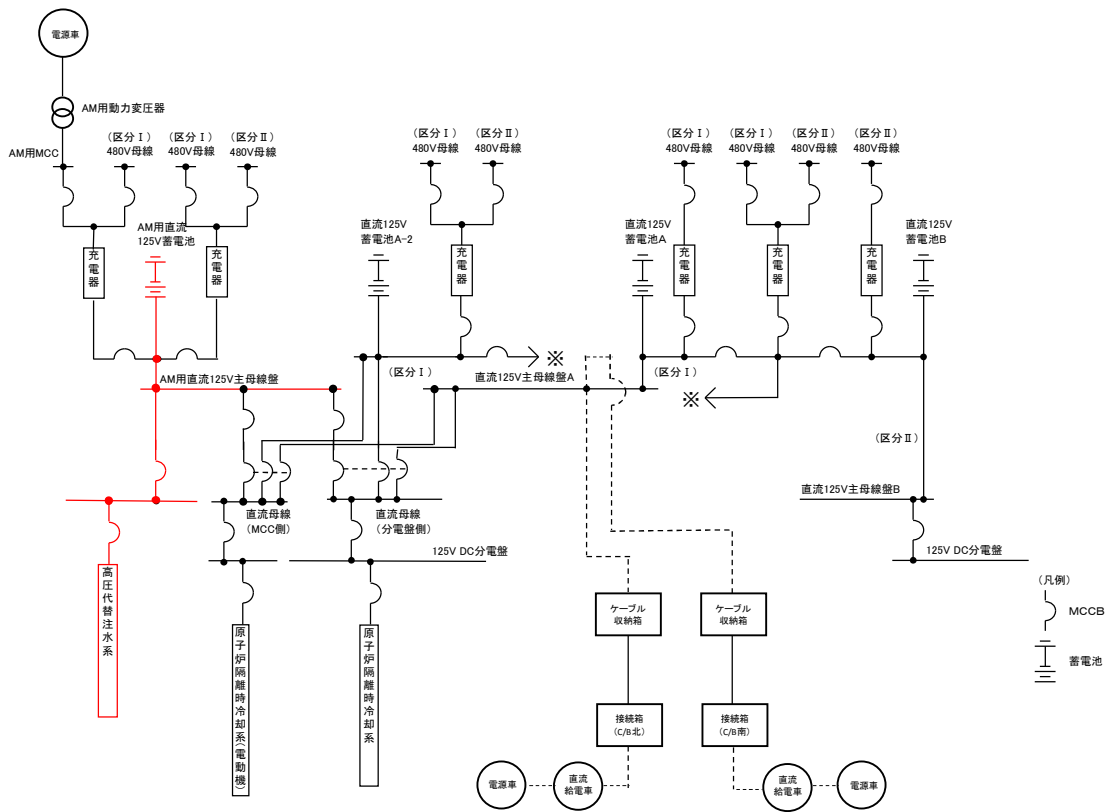


図1 6号炉 高压代替注水系 単線結線図

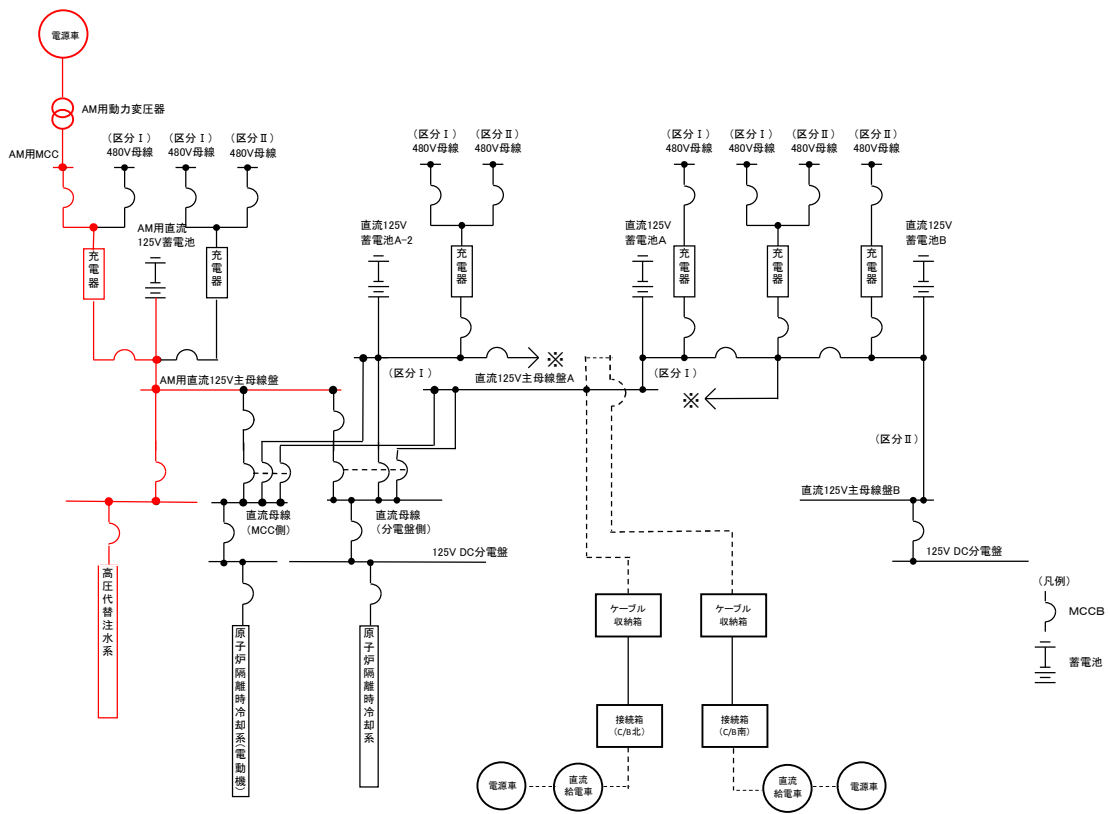


図2 6号炉 高压代替注水系の機能回復（可搬型代替直流電源設備による給電）
単線結線図

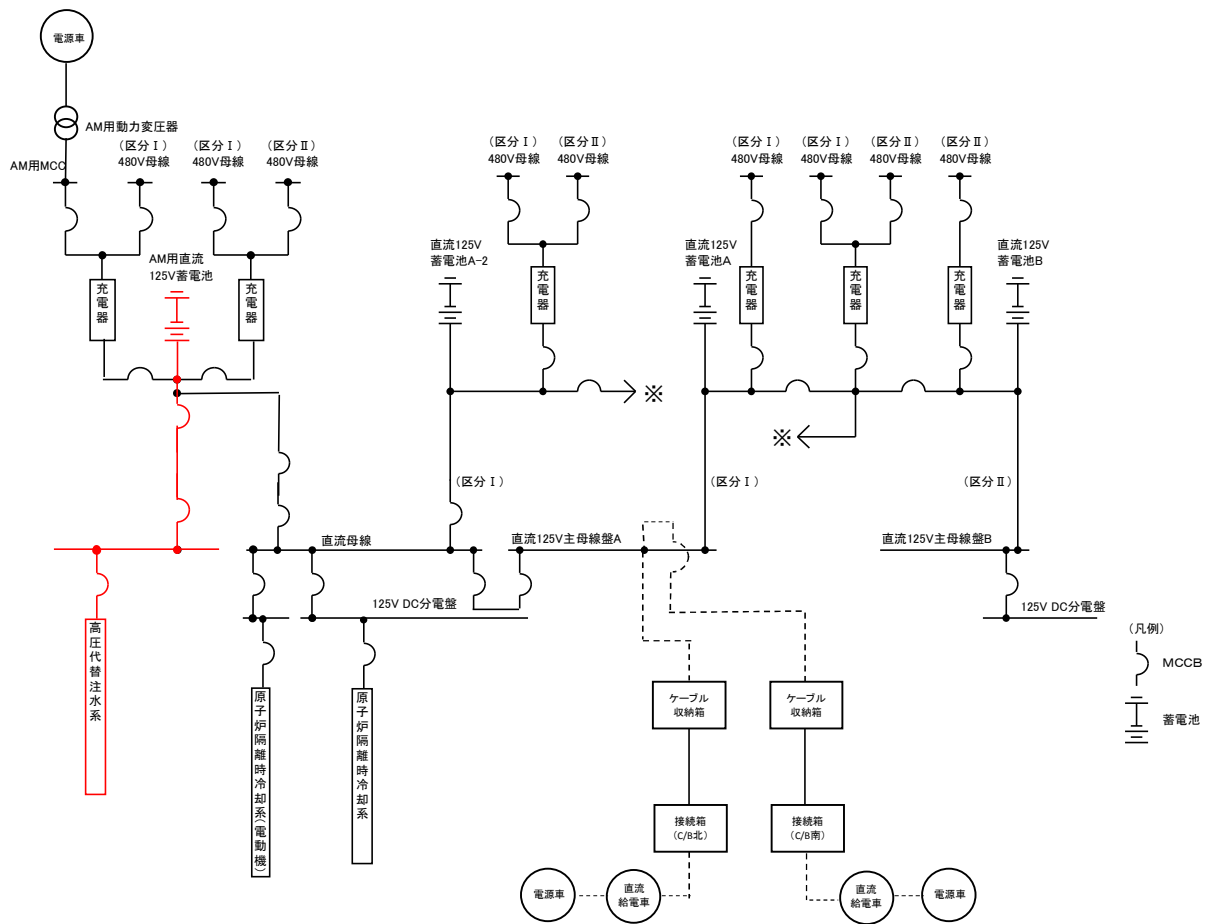


図3 7号炉 高压代替注水系 単線結線図

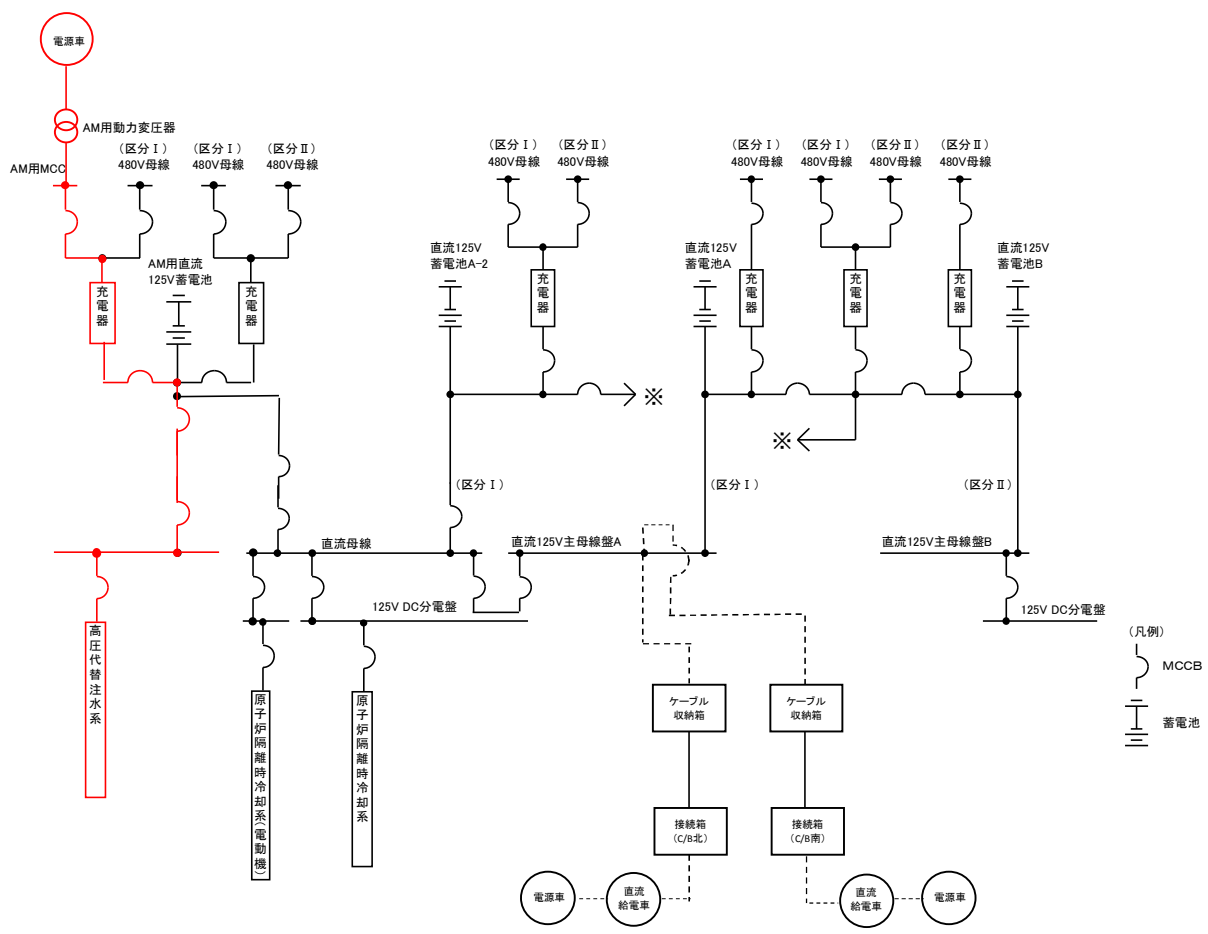



図4 7号炉 高压代替注水系の機能回復（可搬型代替直流電源設備による給電）
単線結線図


45-3
配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

設置箇所：常設設備の配置及び可搬型設備を
使用時に設置する場所

保管場所：可搬型設備を保管している場所

：設計基準対象施設

：重大事故等対処設備を示す。

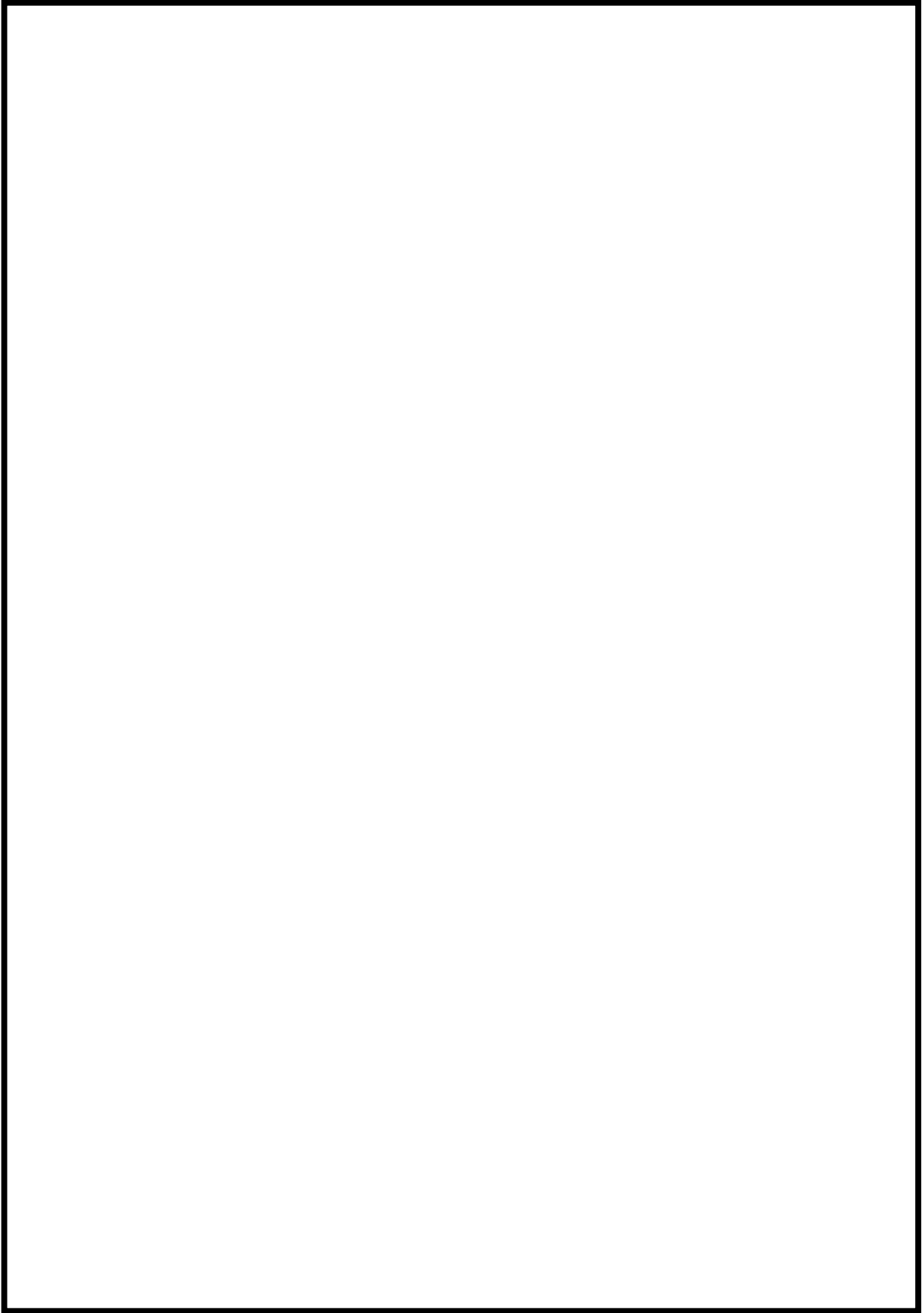


図 1 6 / 7 号炉高压代替注水系の配置図 (中央制御室操作スイッチ)

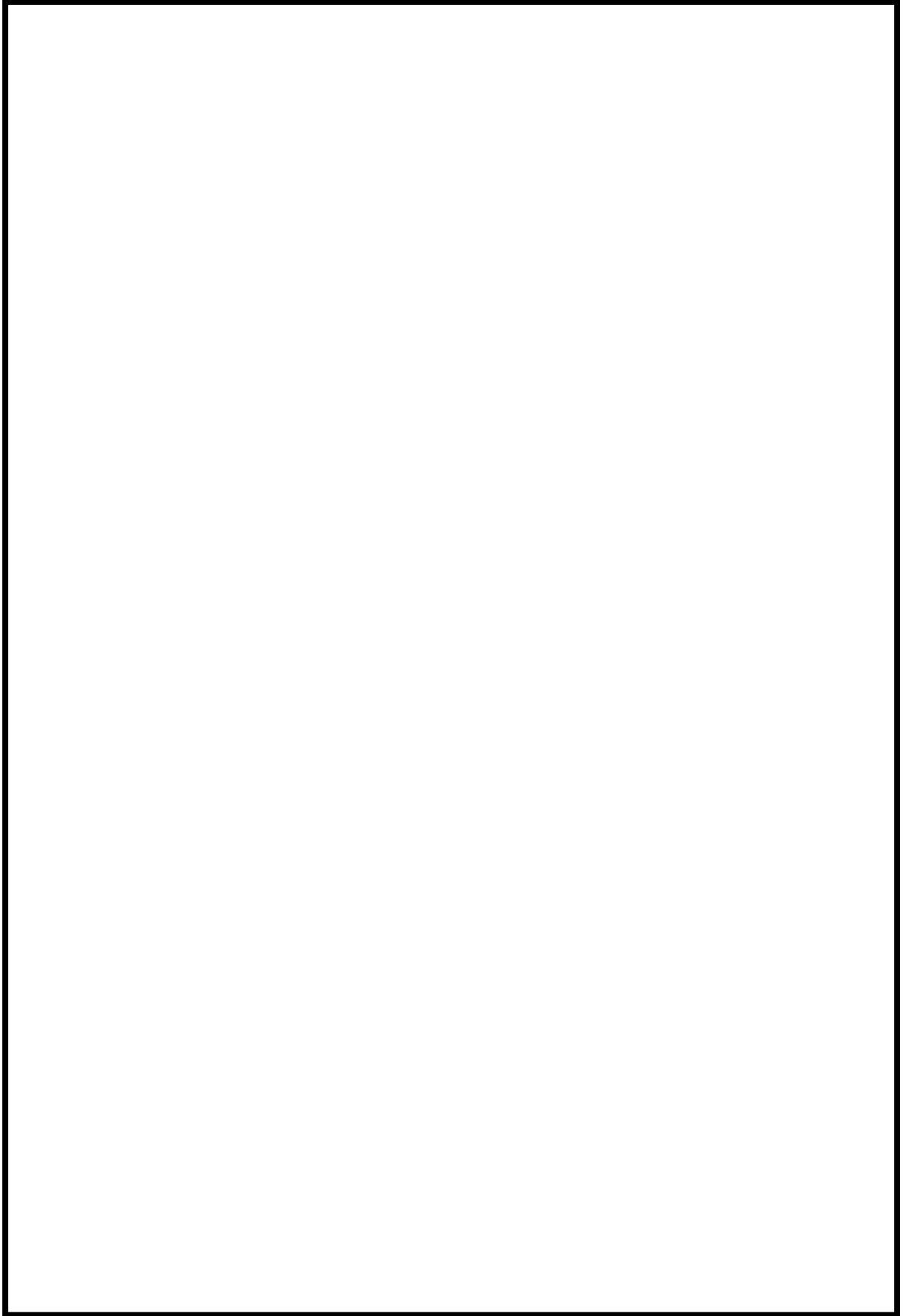


図 2 6号炉高压代替注水系の配置図（原子炉隔離時冷却系現場操作）

図3 6号炉高圧代替注水系の配置図（高圧代替注水系ポンプ）

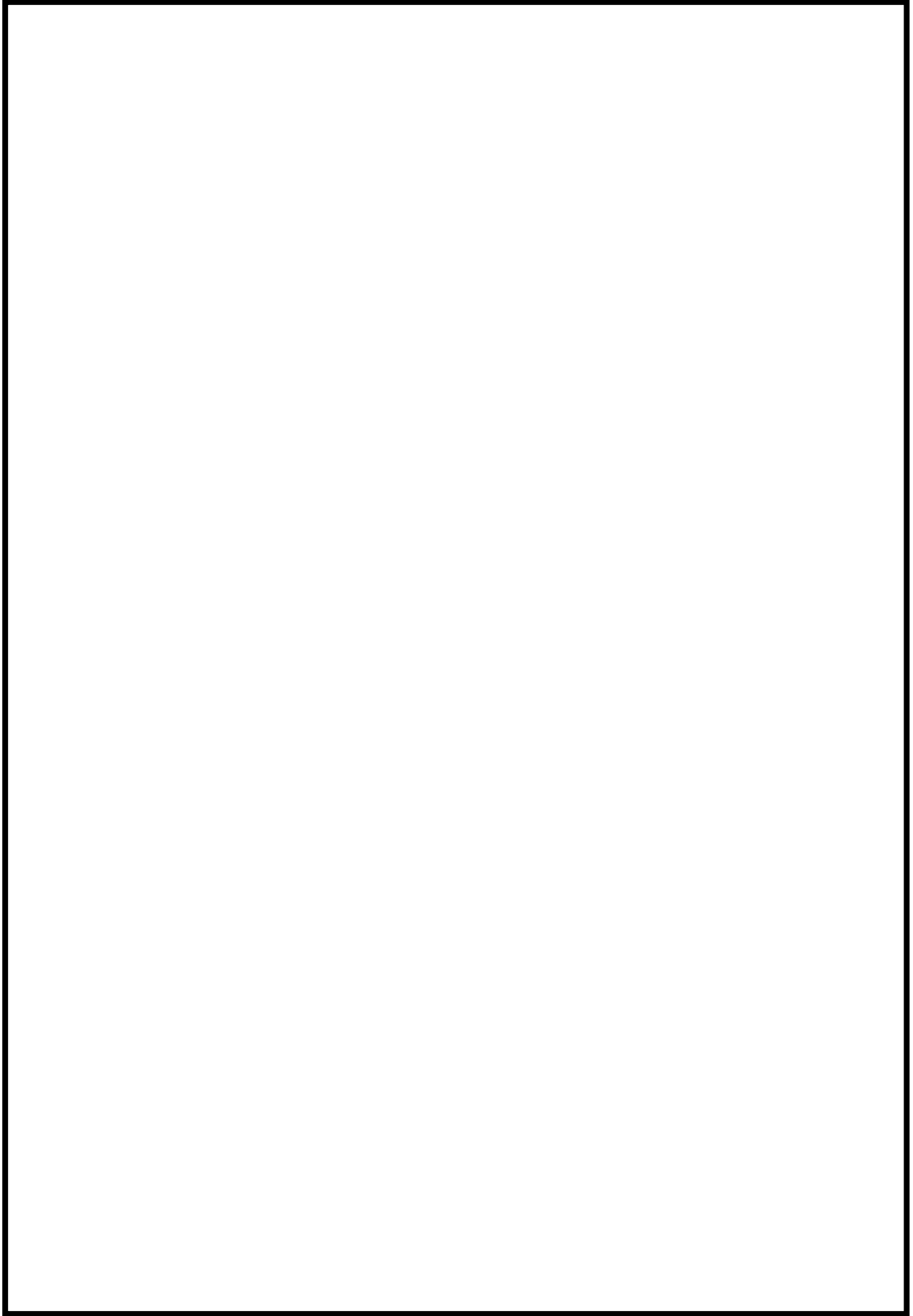


図 4 6号炉高压代替注水系の配置図（操作対象弁）

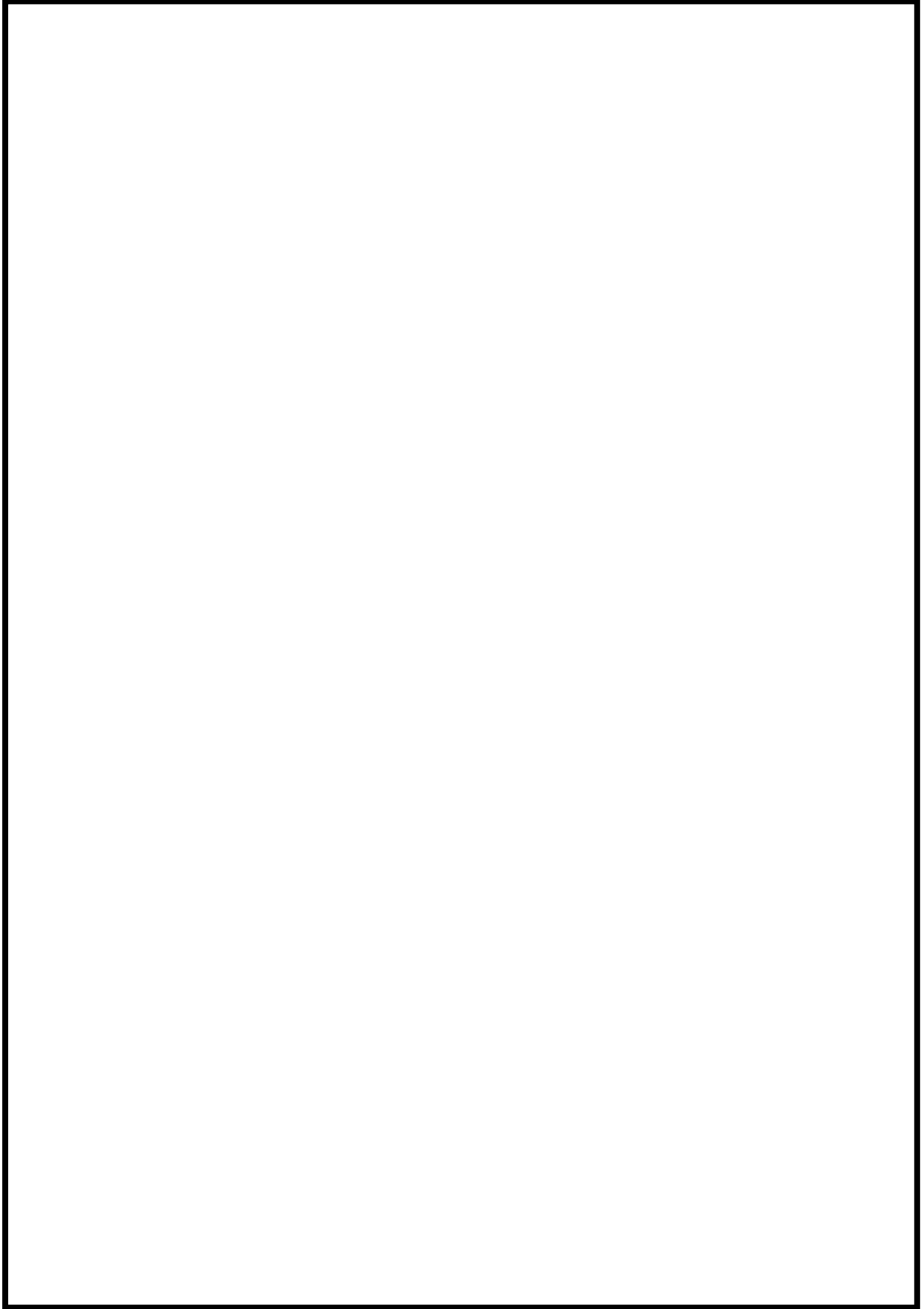


図 5 7号炉高压代替注水系の配置図（原子炉隔離時冷却系現場操作）

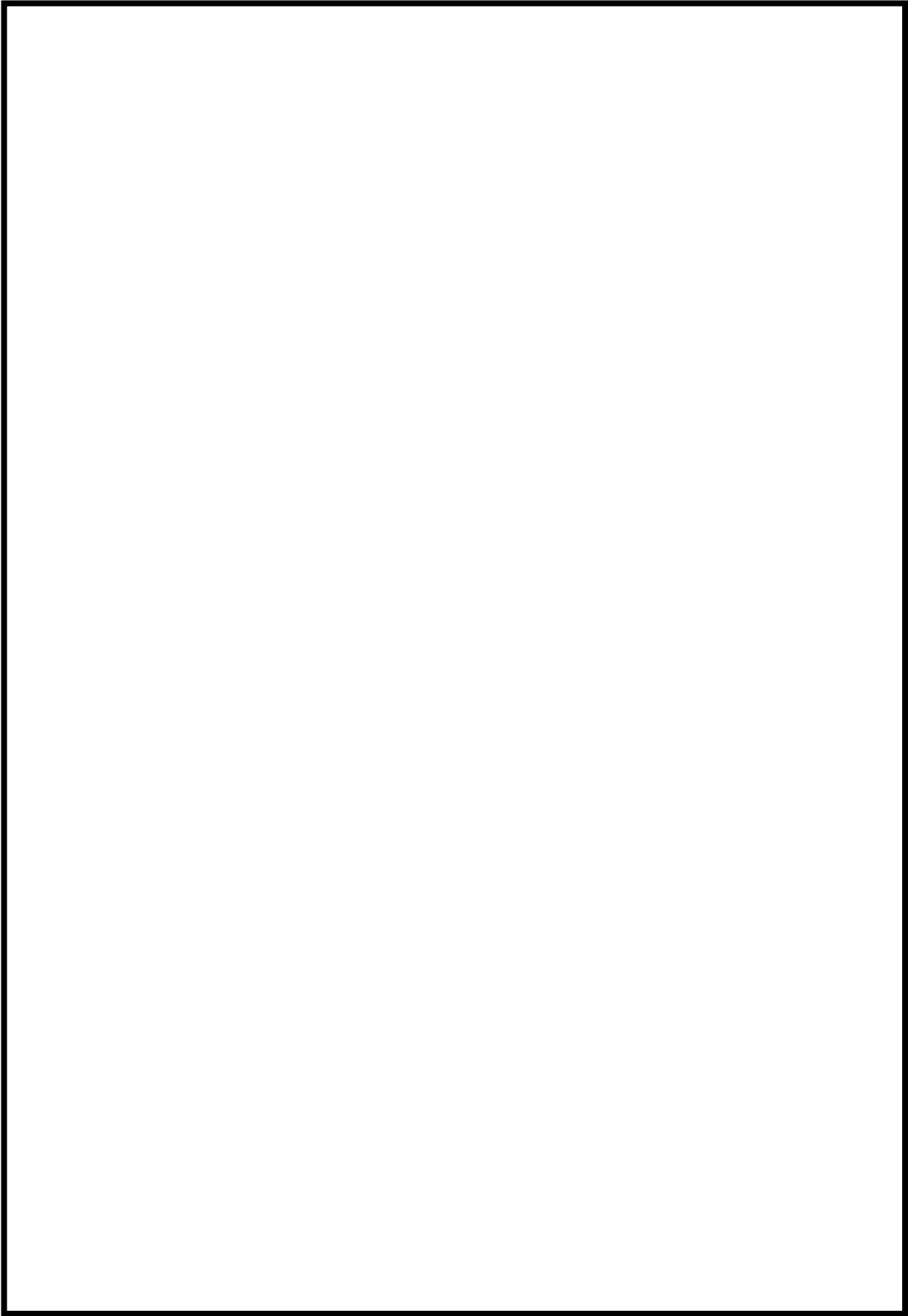


図 6 7号炉高圧代替注水系の配置図（高圧代替注水系ポンプ）

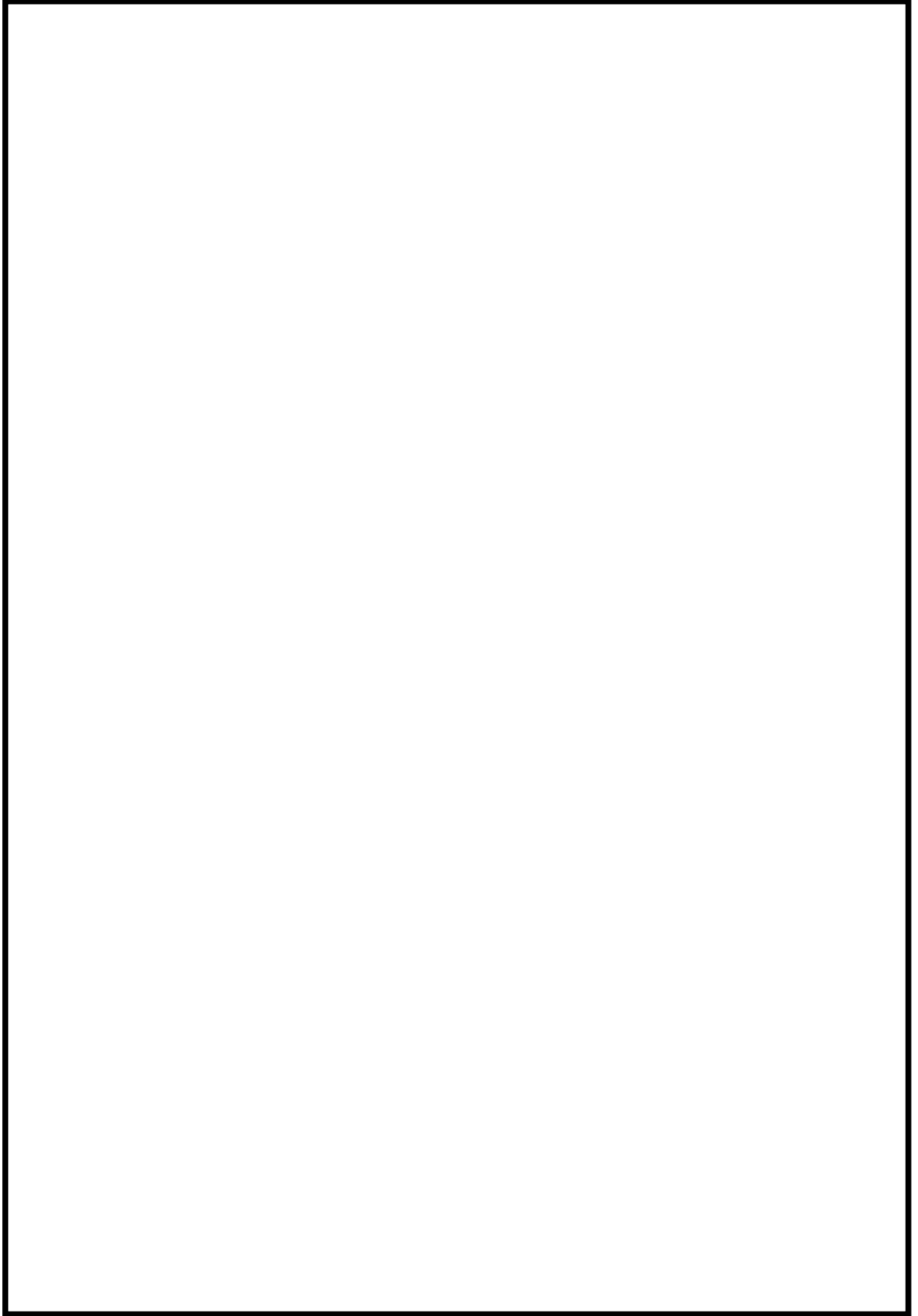


図 7 7 号炉 高压代替注水系の配置図 (操作対象弁)

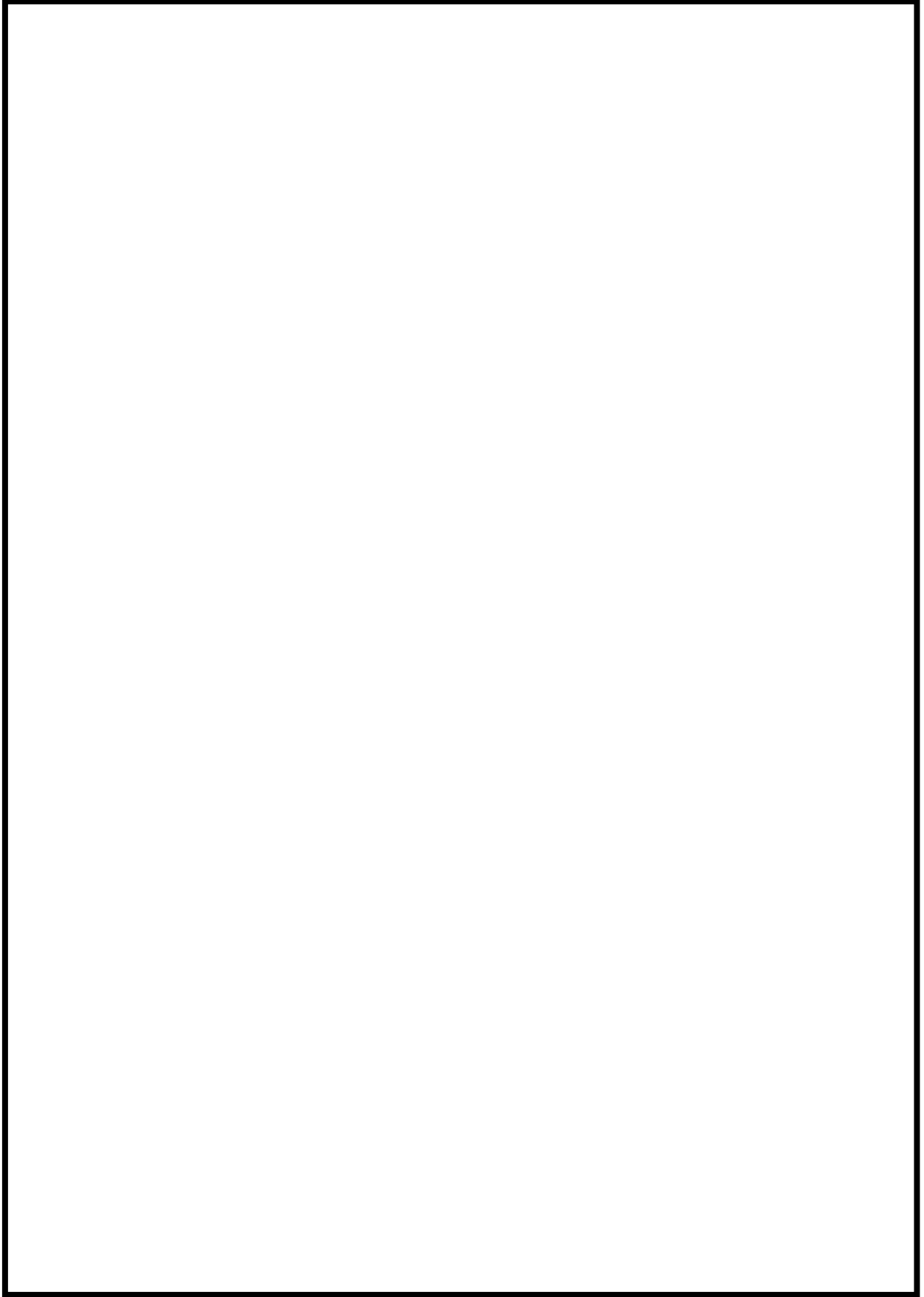


図8 7号炉高压代替注水系の配置図（操作対象弁）

45-4
系統図

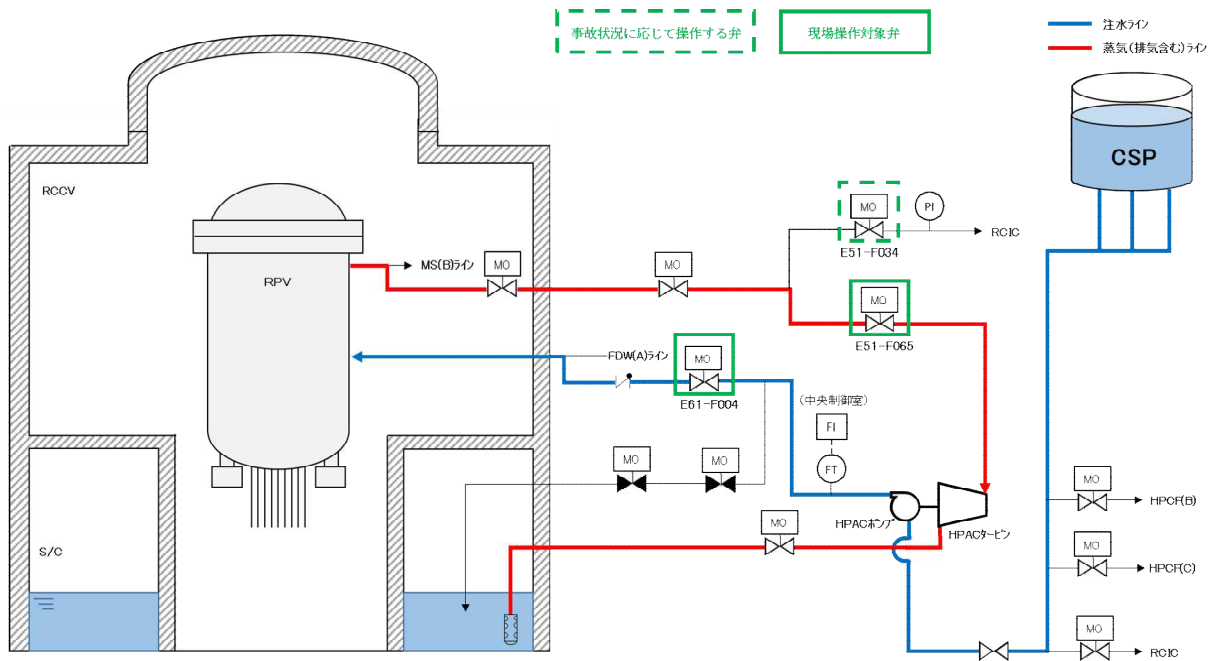


図1 高圧代替注水系（7号炉の例）系統概要

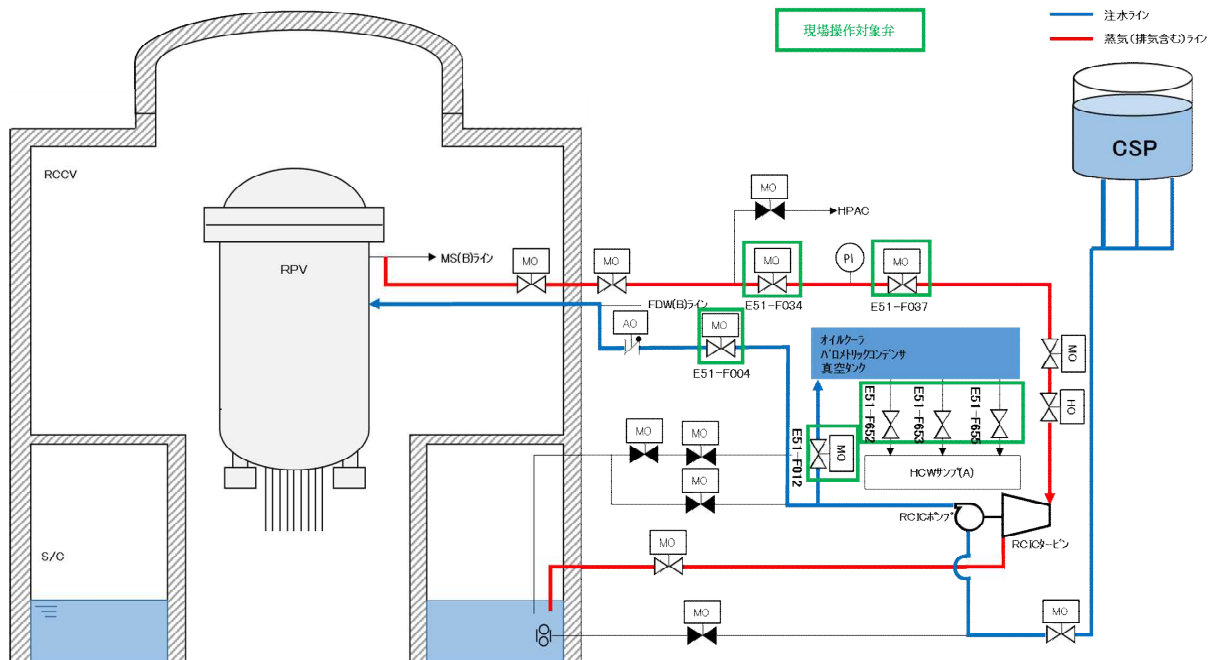


図2 原子炉隔離時冷却系（7号炉の例）系統概要

45-5
試験及び検査

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

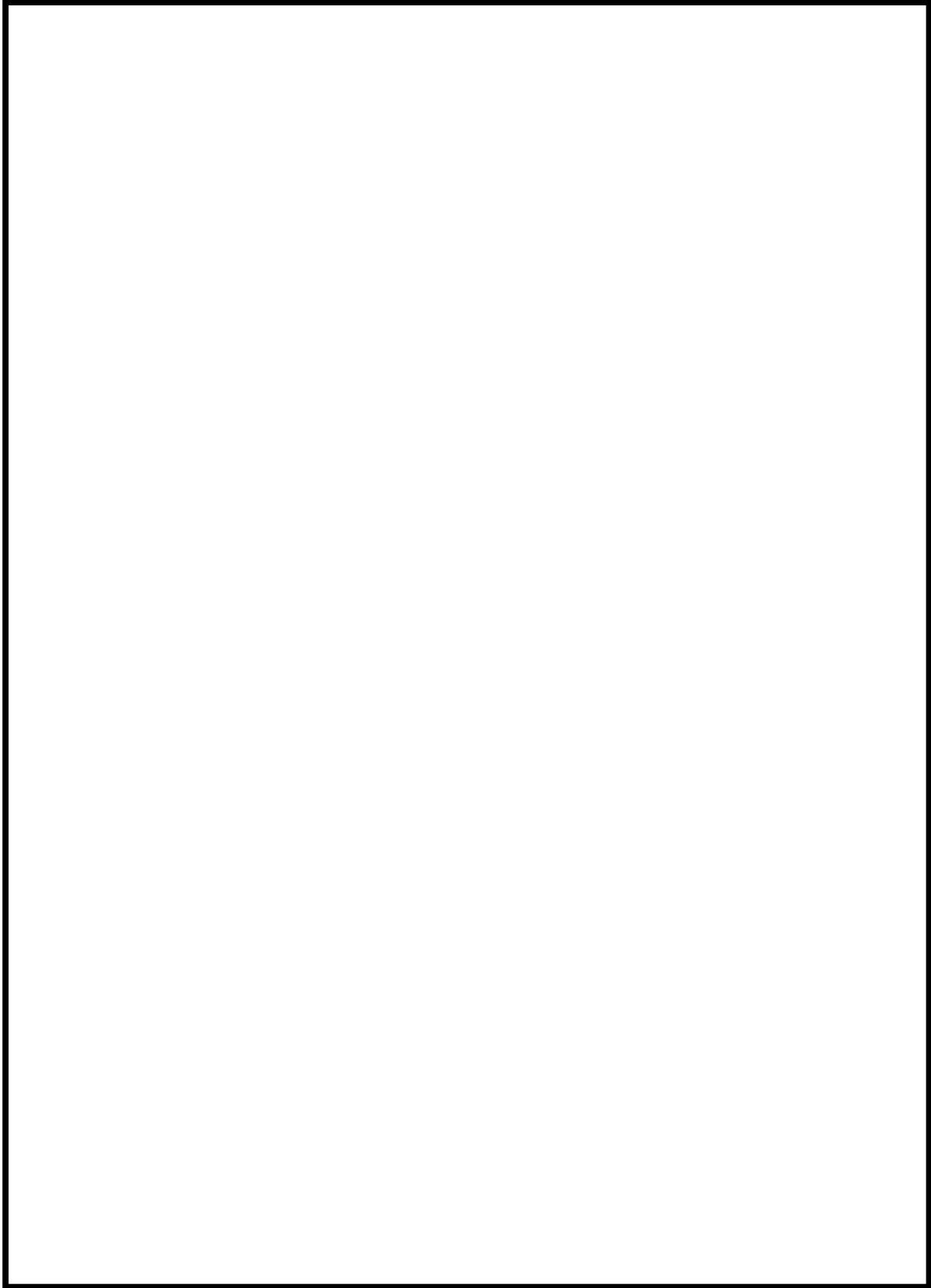


図 1 高圧代替注水系運転性能検査系統図（6号炉）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

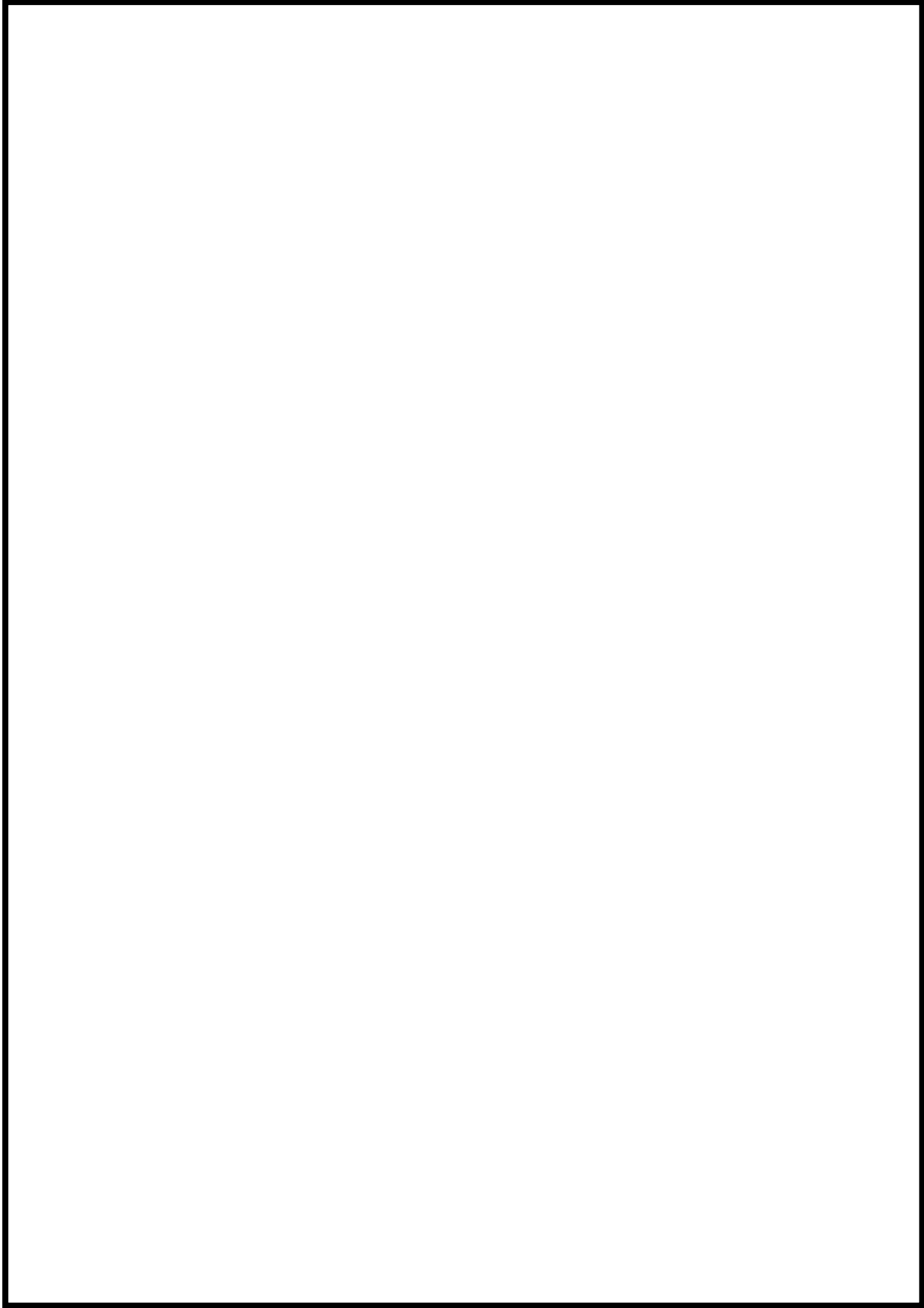


図 2 高压代替注水系ポンプ構造図 (6号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

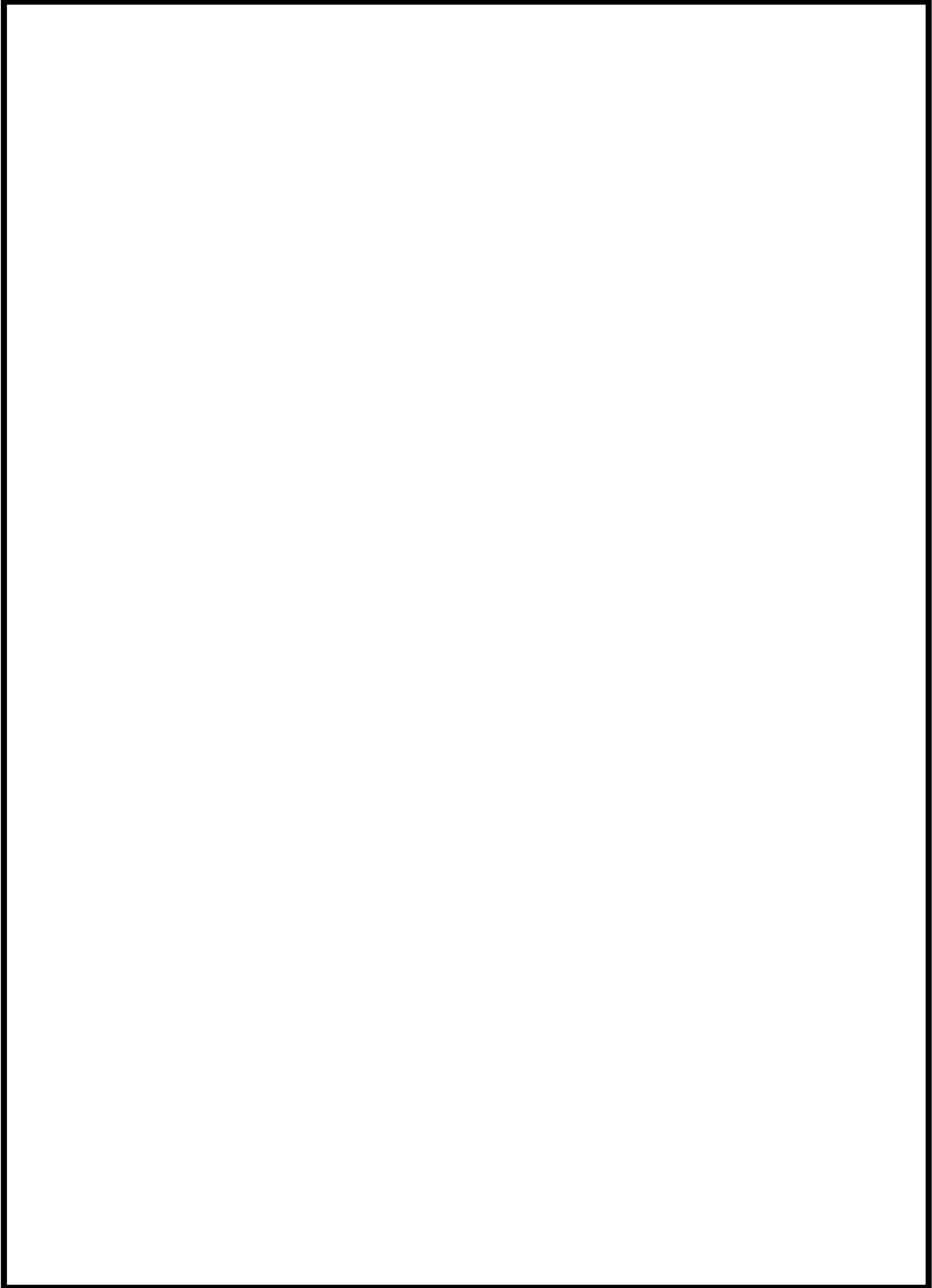


図 3 高圧代替注水系運転性能検査系統図（7号炉）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

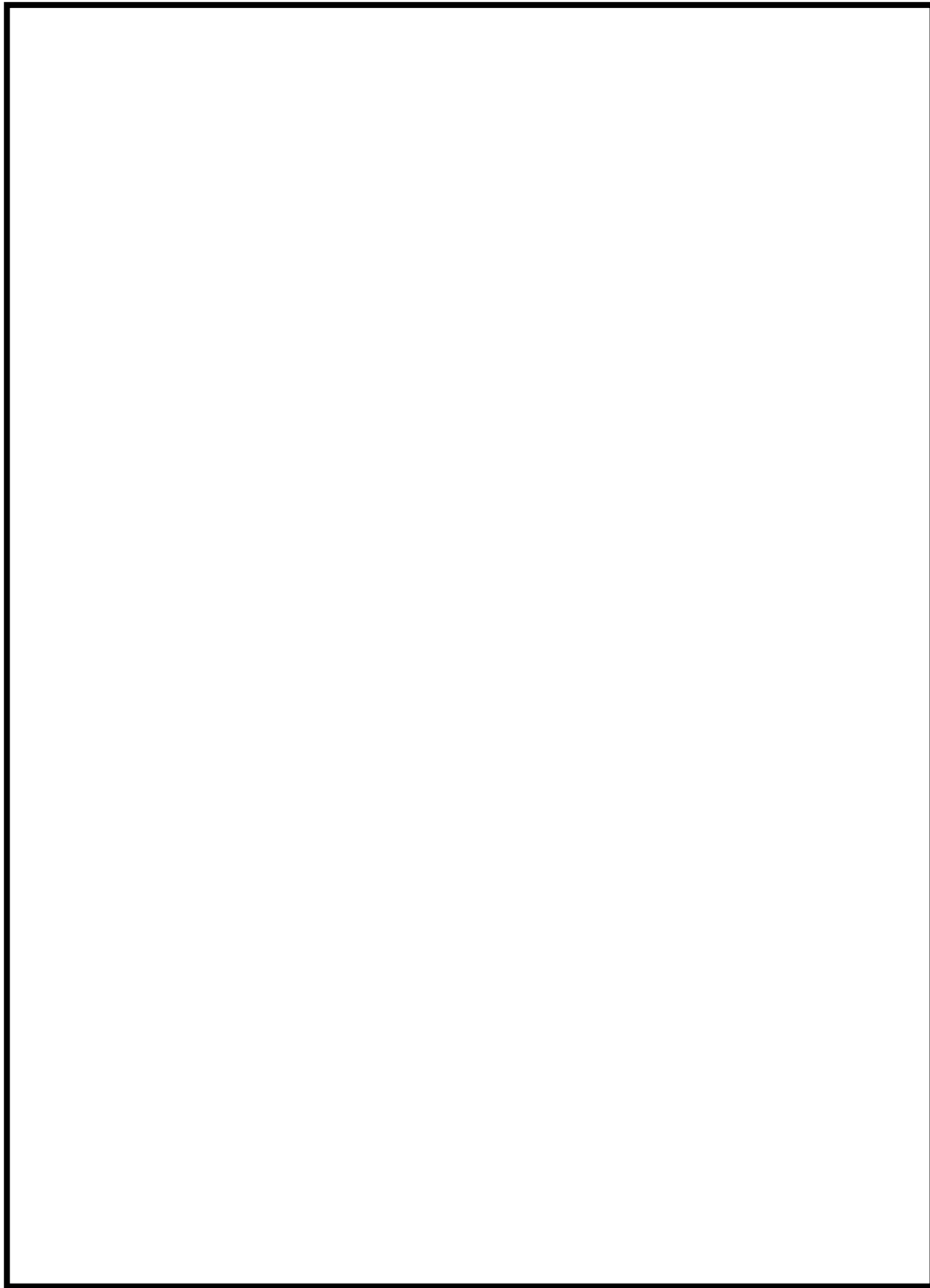


図 4 高圧代替注水系ポンプ構造図（7号炉）

45-6
容量設定根拠

名 称		高压代替注水系ポンプ
容量	m ³ /h	182 以上 (注 1), (182 (注 2))
全揚程	m	900 以上 (注 1), (958 (注 2))
最高使用圧力	MPa	吸込側 1.37 / 吐出側 11.8
最高使用温度	℃	77
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】

高压代替注水系ポンプは、全交流動力電源喪失に加えて高压炉心注水系及び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、原子炉圧力容器への注水を行うため設置する。

高压代替注水系は全交流動力電源喪失した場合でも、高压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。

高压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

高压代替注水系ポンプの容量は、原子炉停止 30 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 114m³/h 以上とし、同じく高压注水系である原子炉隔離時冷却系注水流量の 182m³/h 以上とし、公称値は 182m³/h とする。

2. 全揚程

高压代替注水系は、原子炉と水源の差圧が 8.12MPa のときに原子炉圧力容器に 182m³/h 以上の注水ができるように設計する。

- ① 原子炉圧力容器と復水貯蔵槽の圧力差
- ② 静水頭
- ③ 配管・機器圧力損失
- ④ ①～③の合計



上記を考慮し、高压代替注水系ポンプの全揚程は、原子炉隔離時冷却系ポンプに合わせて 900m 以上とし、公称値は 958m 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、接続する高圧炉心注水系配管の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa とする。

(2) ポンプ吐出側

ポンプ吐出側の最高使用圧力は、下記を考慮する。

① 復水貯蔵槽の圧力 :

② 静水頭 :

③ 締切り揚程 :

④ ①～③の合計 :

ポンプ吐出側の最高使用圧力は、④を上回る値とし、原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出側配管と合わせて 11.8MPa とする。

4. 最高使用温度

最高使用温度は、接続する高圧炉心注水系配管の最高使用温度 66℃以上とし、原子炉隔離時冷却系ポンプ入口配管に合わせ、77℃とする。

45-7
その他設備

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，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(HPAC)の系統概要を45-4，単線結線図を45-2に示す。高圧代替注水系は，設計基準事故対処設備である高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合でも，高圧状態の原子炉圧力容器に注水できる設計とする。高圧代替注水系は，蒸気タービン駆動ポンプ，配管・弁類及び計測制御装置からなる。蒸気供給ラインは，原子炉隔離時冷却系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排気ラインに合流する。ポンプ吸込ラインは，高圧炉心注水系ポンプ吸込ラインから分岐し，ポンプ吐出ラインは，6号炉においては給水系注水ライン，7号炉においては残留熱除去系注水ラインに合流する。

また，高圧代替注水系は高圧炉心注水系及び原子炉隔離時冷却系と位置的分散を考慮し，お互いに異なった設置場所にポンプ，電源を設置する。

高圧代替注水系は，全交流動力電源喪失，常設直流電源喪失した場合でも，常設代替直流電源設備からの給電，又は，現場での手動操作により，起動及び高圧注水が必要な期間にわたって運転継続ができる設計とする。さらに，設置許可基準規則第57条への適合のため，常設代替直流電源設備が喪失した場合でも，可搬型直流電源設備からの給電により，起動及び高圧注水が必要な期間にわたって運転継続ができる設計とする。

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（個別手順）の1.2に示す。

また，高圧代替注水系ポンプの構造概要を図1に示す。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，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グラウ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，高圧代替注水系ポンプは電源不要の機械式ガバナを用いることにより，ポンプ吐出のベンチュリ圧力差により圧力ガバナピストンが動作し，リンク機構を通じて蒸気加減弁を

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

調整し、ポンプ流量を制御する設計となっている。また、軸受箱に流入する水により軸受が自滑水で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、高圧代替注水系ポンプは系統の弁操作のみで起動停止可能であり、起動時に高圧代替注水系注入弁を開操作した後は、高圧代替注水系タービン止め弁の開閉操作でポンプ起動停止操作が可能な設計となっている。

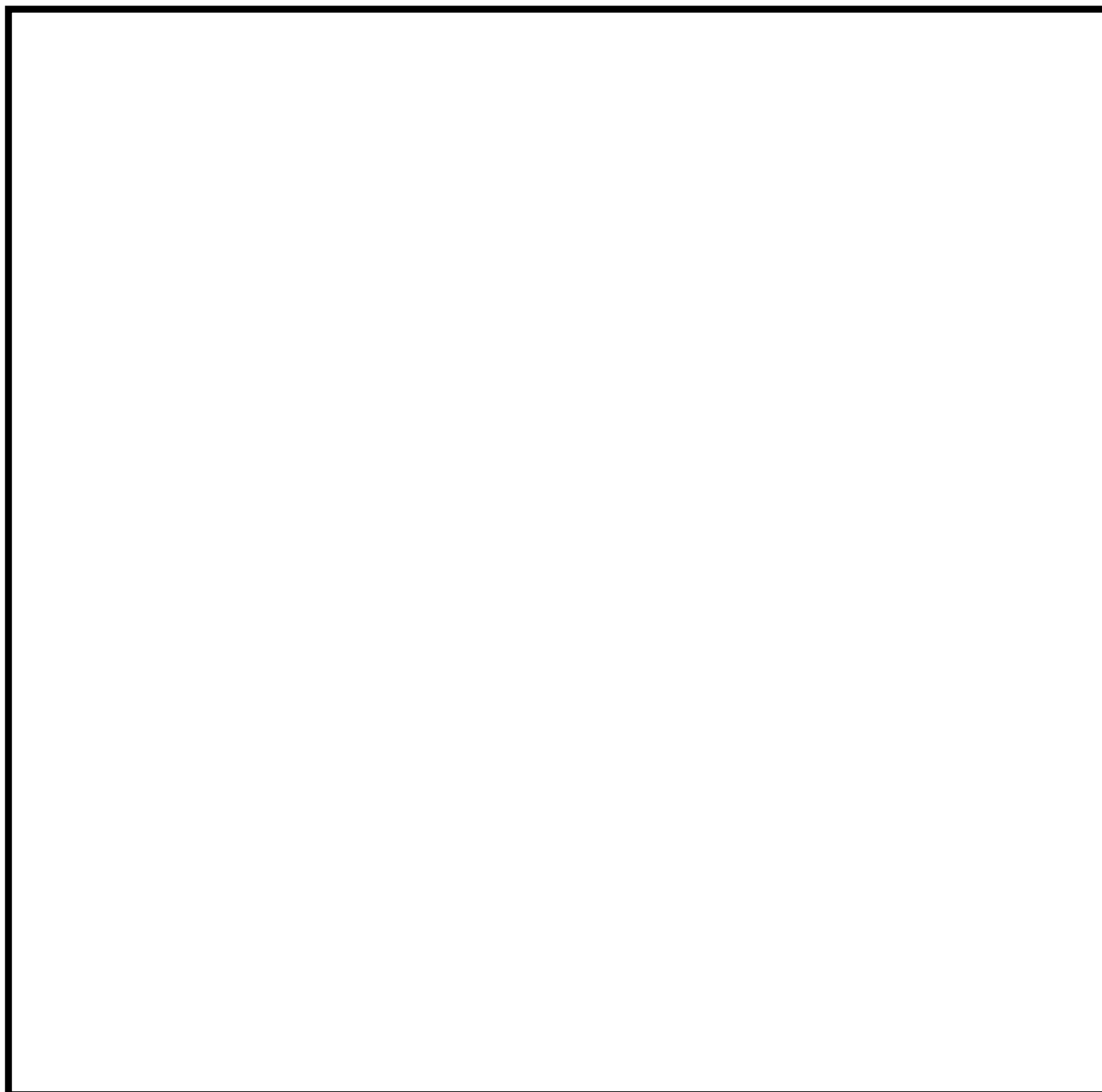


図 1 高圧代替注水系ポンプ 構造概要

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

< 高圧代替注水系ポンプの動翼構造について >

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板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。図 2 にタービン構造を示す。

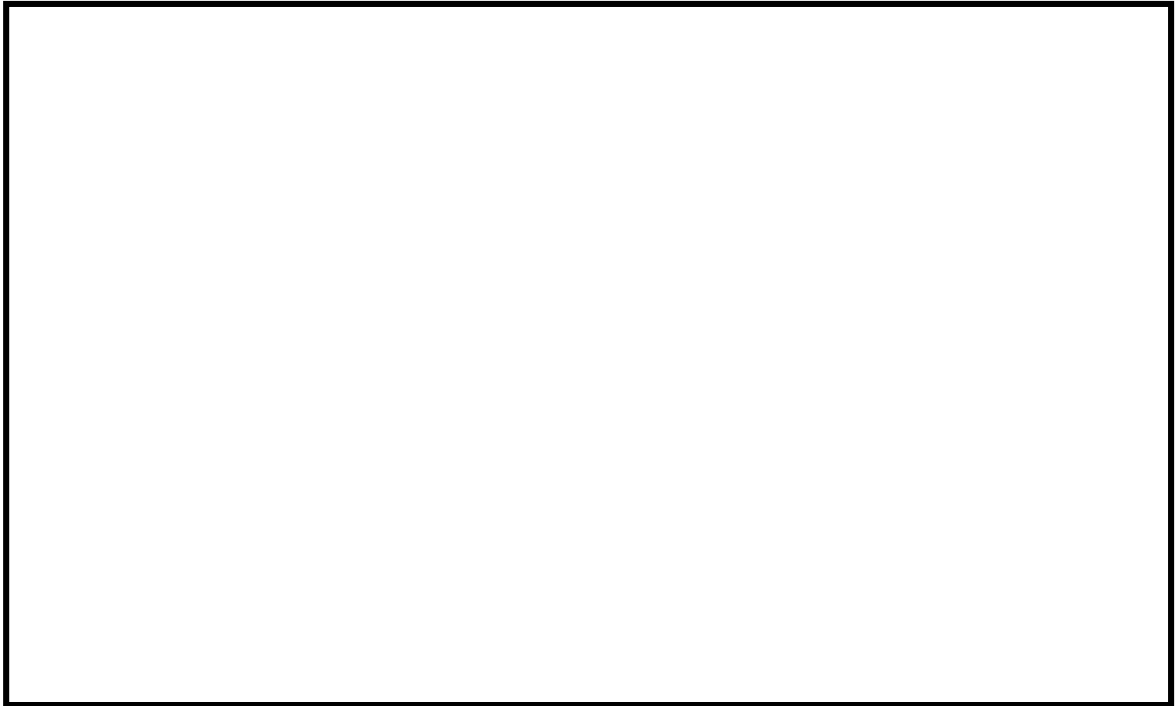


図 2 高圧代替注水系ポンプ駆動用タービンの構造

(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(RCIC)の設備概要を図3に示す。原子炉隔離時冷却系は、非常用炉心冷却系の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期待するため、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、ストレーナ及び計測制御装置からなり、主蒸気管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、復水貯蔵槽の水又はサブプレッション・チェンバのプール水を給水系等を経由して原子炉圧力容器へ高圧注水する。

原子炉隔離時冷却系は、現場での手動操作により、起動及び運転継続することができるよう、必要な設備及び手順を整備する（図3参照）。

なお、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（個別手順）の1.2に示す。

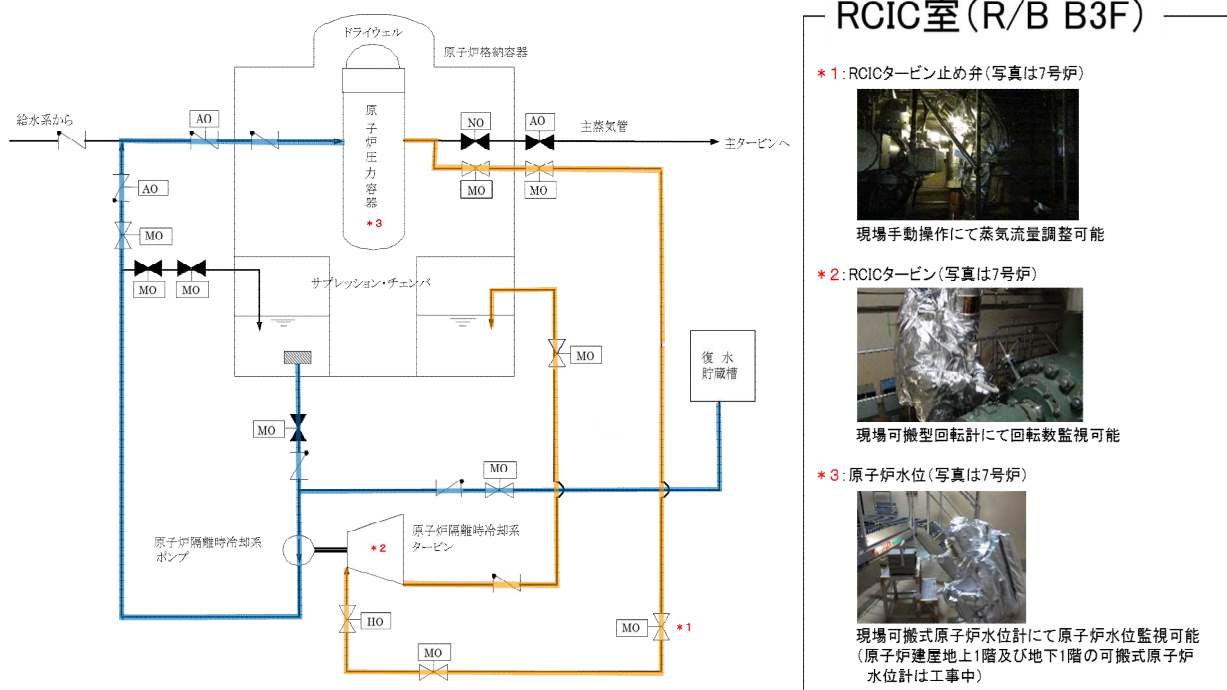


図3 原子炉隔離時冷却系 設備概要（現場手動操作）

(3) 高圧炉心注水系【重大事故等対処設備（設計基準拡張）】

高圧炉心注水系(HPCF)の設備概要を図4に示す。高圧炉心注水系は、非常用炉心冷却系の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期待するため、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2台、スパージャ、配管・弁類、ストレーナ及び計測制御装置からなり、復水貯蔵槽の水又はサプレッション・チェンバのプール水を炉心上部に取付けられたスパージャから燃料集合体上に注水する。

ただし、自主対策として、全交流動力電源喪失時、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系が機能喪失した場合、常設代替交流電源設備により高圧炉心注水系の電源を復旧し、高圧炉心注水系ポンプを無冷却水の状態で短時間起動し、原子炉圧力容器へ注水を実施する手順(高圧炉心注水系緊急注水)を整備する。

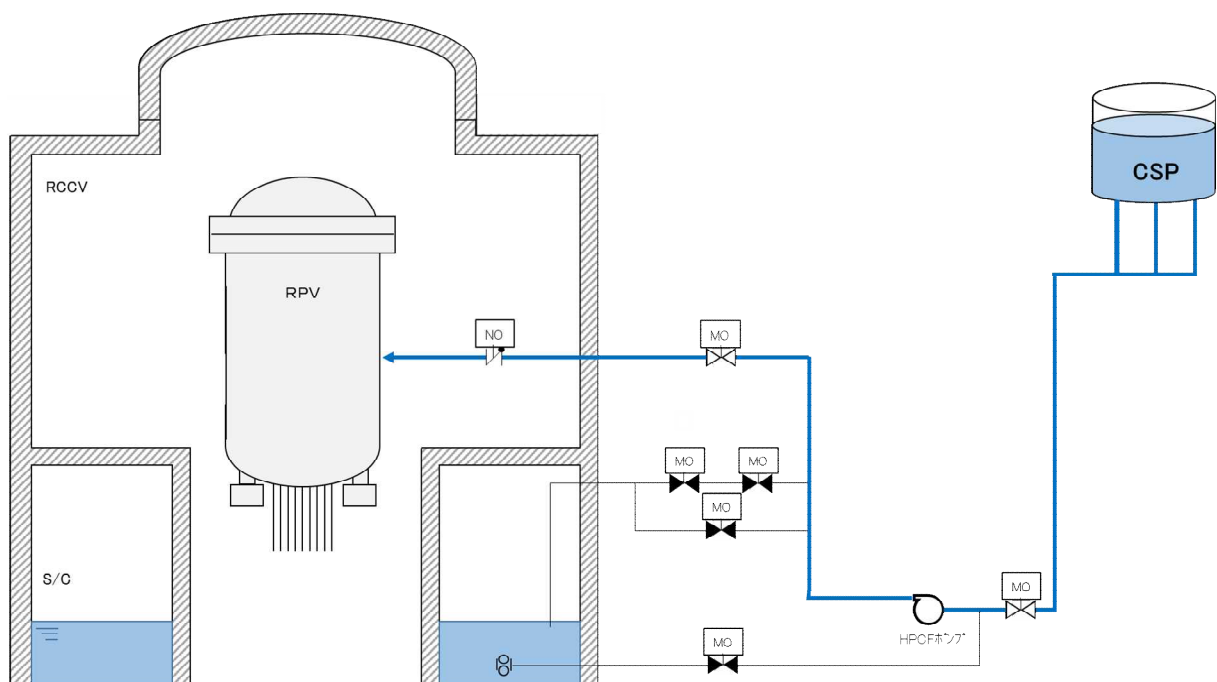


図4 高圧炉心注水系 設備概要
(柏崎刈羽原子力発電所7号炉の例)

(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】

ほう酸水注入系(SLC)の設備概要を図5に示す。ほう酸水注入系は、万一、制御棒挿入が失敗した場合に、反応度を制御するために十分な量のほう酸水をほう酸水注入系ポンプにより加圧し、高圧炉心注水スパーチャから原子炉圧力容器へ注入することで、原子炉を未臨界に移行させる。ポンプ吐出圧力約8.4MPaであるため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であっても、原子炉圧力容器への注水が可能である。

また、重大事故等発生時には、ATWS緩和設備として用いる他、高圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への高圧注水により原子炉水位が維持できない場合に、ほう酸水注入系を重大事故等の進展抑制のために使用する。

なお、ATWS緩和設備については、「3.1 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（設置許可基準規則第44条に対する設計方針を示す章）」にて記載する。

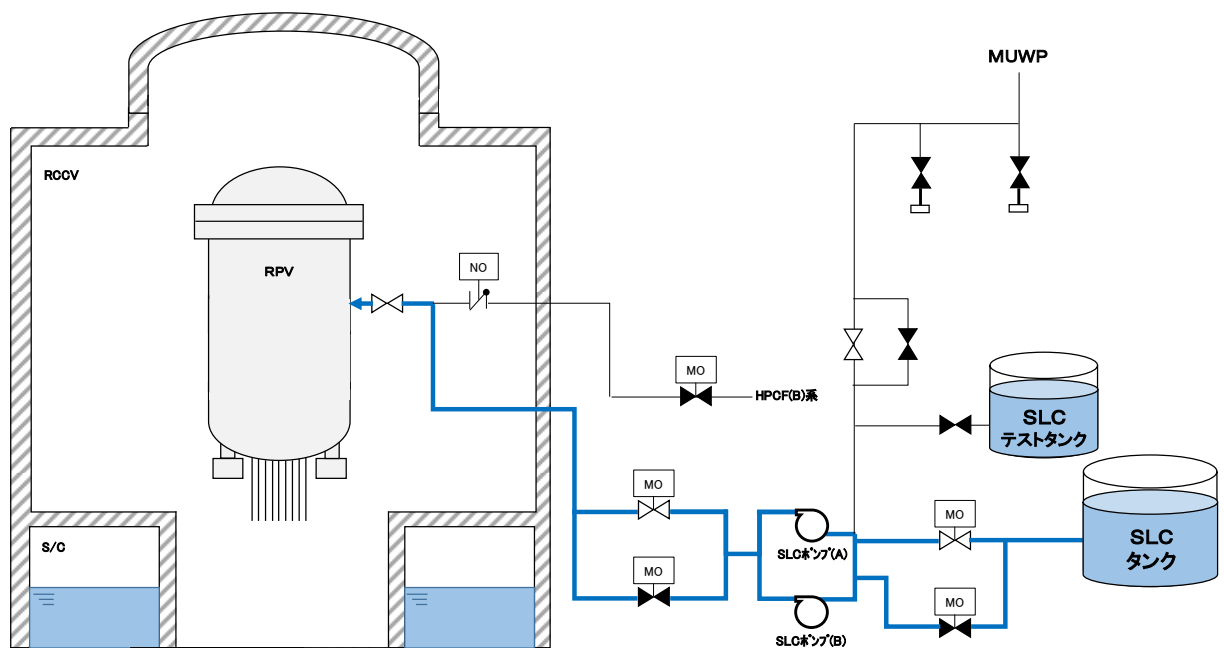


図5 ほう酸水注入系 設備概要
(柏崎刈羽原子力発電所7号炉の例)

(5) ほう酸水注入系による進展抑制（原子炉へ注水を継続させる場合）

【自主対策】

ほう酸水注入系（原子炉へ注水を継続させる場合）の設備概要を図6に示す。
(4) ほう酸水注入系による進展抑制に加えて、純水補給水系（水源は純水タンク）の水をほう酸水注入系ポンプにより加圧し、原子炉圧力容器へ注水を継続する。また、仮設ホースを用いて接続することで復水補給水系（水源は復水貯蔵槽）又は消火系（水源はろ過水タンク）の水をほう酸水注入系ポンプにより加圧し、原子炉圧力容器へ注水を継続する。

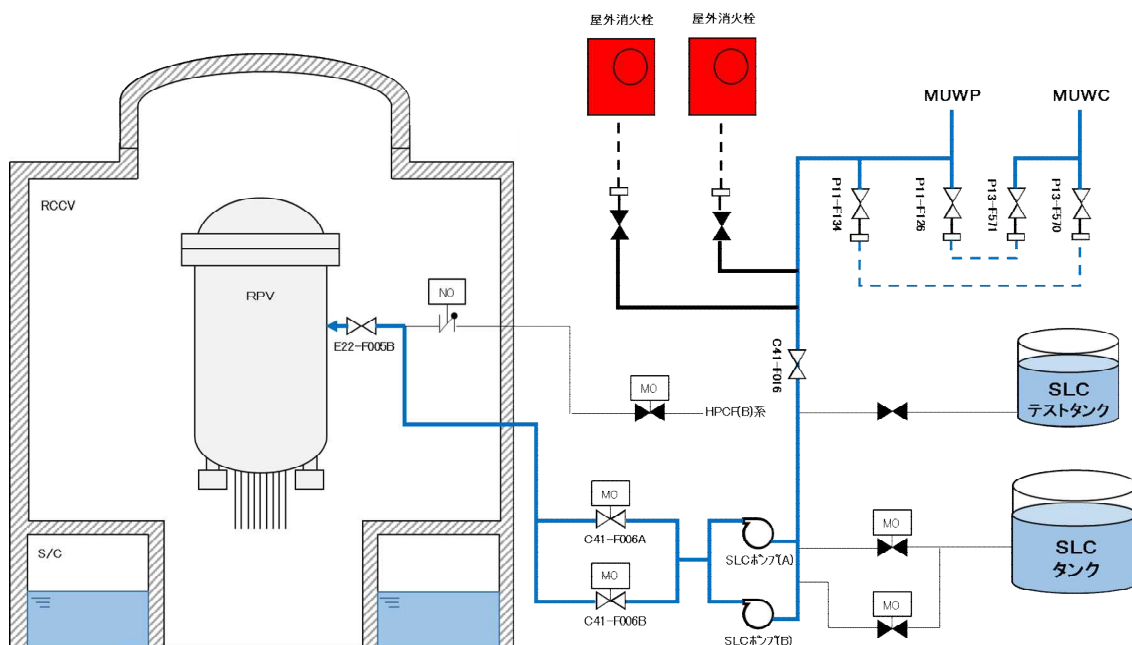


図6 ほう酸水注入系ポンプによる原子炉注水 設備概要
(柏崎刈羽原子力発電所7号炉の例)

(6) 制御棒駆動系による進展抑制【自主対策】

制御棒駆動系の設備概要を図7に示す。制御棒駆動系は通常、復水脱塩装置出口又は復水貯蔵槽(CSP)の水を制御棒駆動水系ポンプ(CRD ポンプ)により加圧し、水圧制御ユニット(HCU)のアクキュレータ充てん水、及び制御棒駆動機構のパージ水として供給する。通常運転時のポンプ吐出圧力約 15.3MPa であるため、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であっても、原子炉圧力容器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、復水貯蔵槽の水を制御棒駆動機構のパージラインを通じて原子炉圧力容器へ注水する。

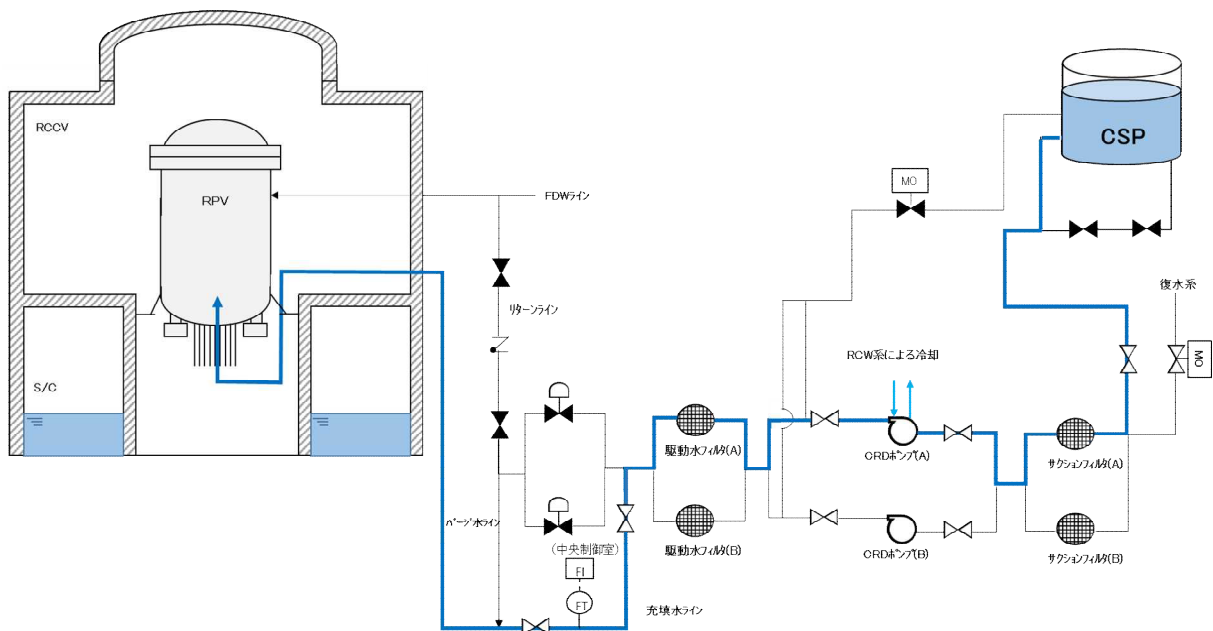


図7 制御棒駆動水系ポンプによる原子炉注水 設備概要
(柏崎刈羽原子力発電所7号炉の例)

(7) 直流給電車接続による原子炉隔離時冷却系の機能回復【自主対策】

原子炉隔離時冷却系(RCIC)の設備概要を図3に示す。

原子炉隔離時冷却系の運転には本来、制御装置及び電動弁操作の電源が必要であるが、全交流動力電源喪失、常設直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、運転を継続することができるよう、自主対策として、直流給電車接続による原子炉隔離時冷却系の機能回復を整備する。(図8,9参照)。

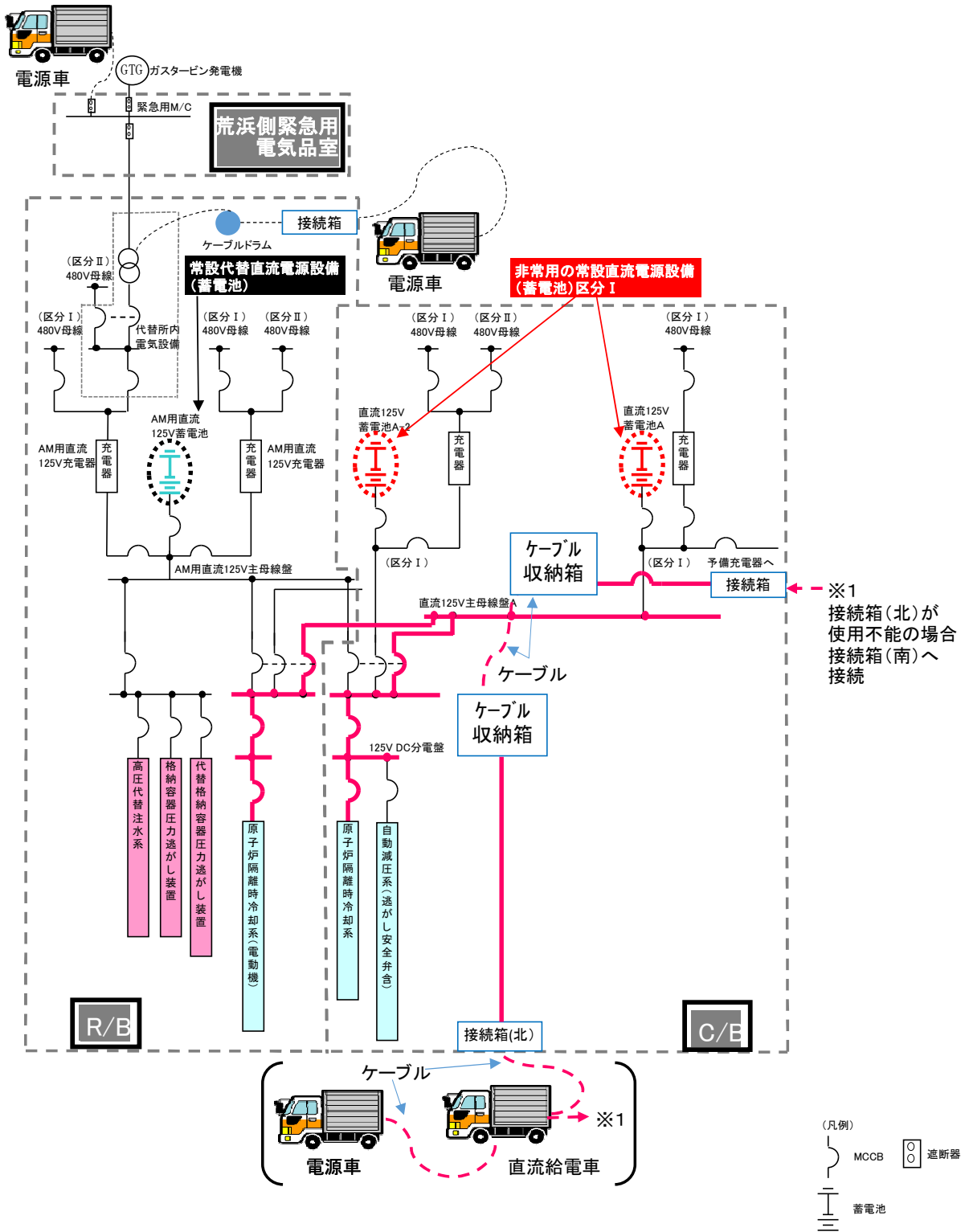


図8 6号炉 原子炉隔離時冷却系 単線結線図 (直流給電車による給電)

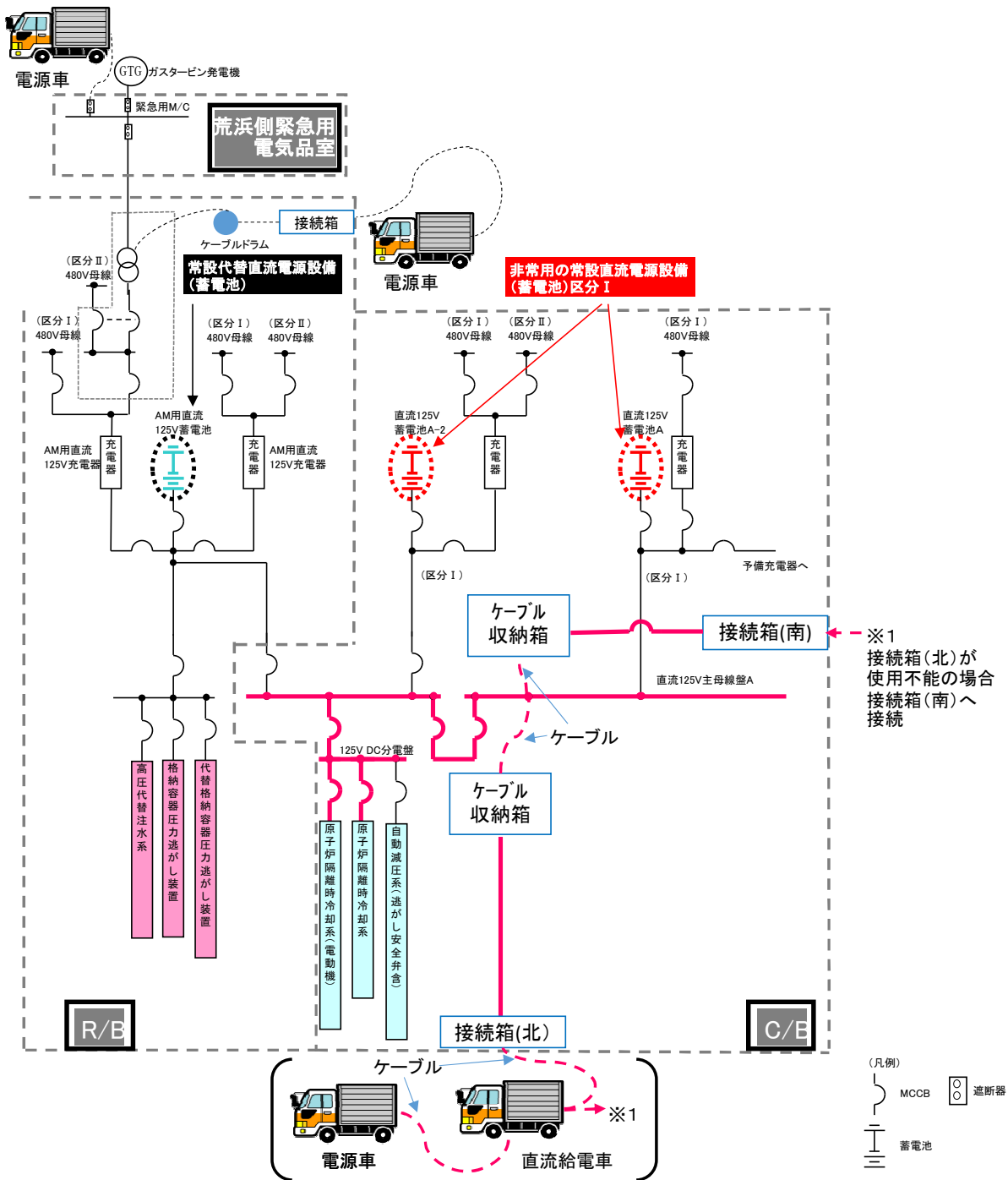


図9 7号炉 原子炉隔離時冷却系 単線結線図 (直流給電車による給電)

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。

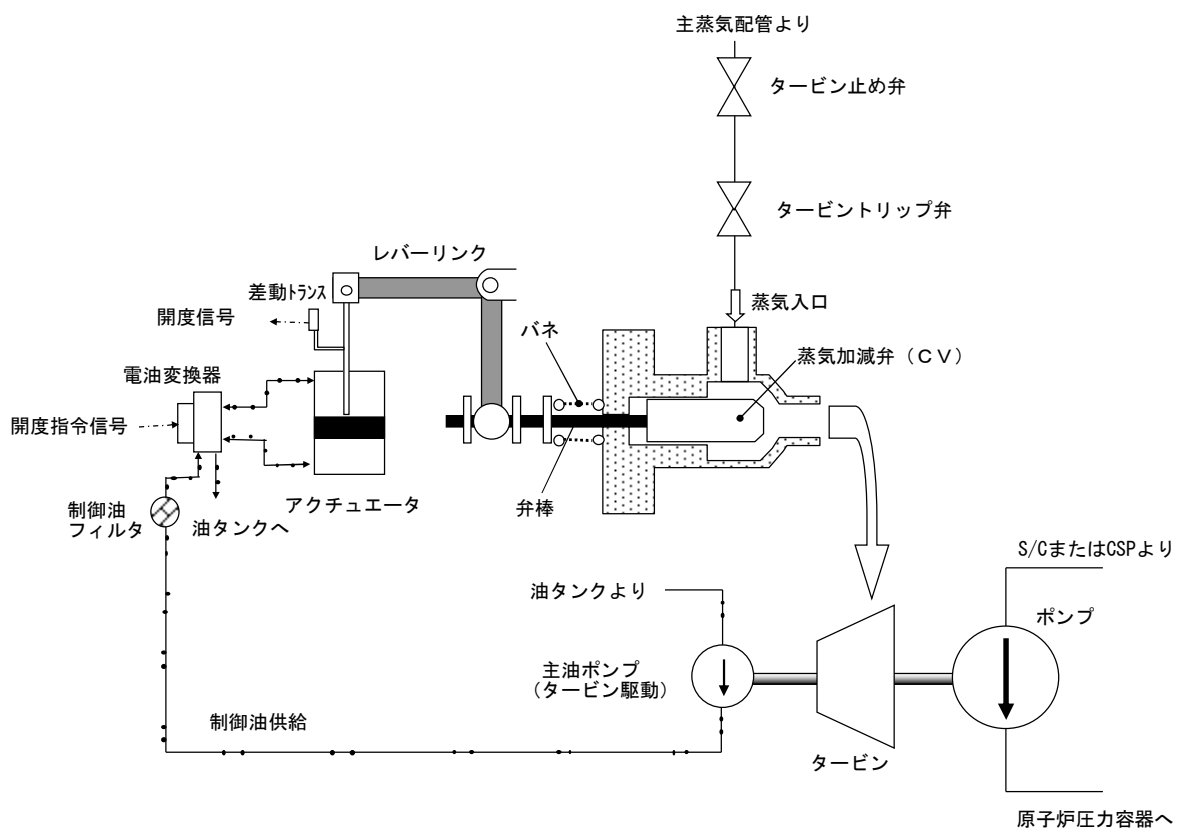


図 1 原子炉隔離時冷却系蒸気加減弁廻り制御油系 系統概要

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切れることはない。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、蒸気加減弁は全開状態となり、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。また、運転継続操作においては、原子炉隔離時冷却系過酷事故時蒸気止め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とする。

45-9

各号炉の弁名称及び弁番号

条文適合性資料本文中の機器名称覽に記載の弁名称については、説明資料の構成上、略称等が用いられている場合がある。これらの記載名称と各号炉に設置されている弁の正式名称及び弁番号の関係について、表1の通り整理する。

表1 各号炉の弁名称及び弁番号

統一名称	6号炉		7号炉	
	機器名称	機器番号	機器名称	機器番号
高压代替注水系 注入弁	高压代替注水系 注入弁	E61 -M0-F003	高压代替注水系 注入弁	E61 -M0-F004
	高压代替注水系 タービン止め弁	E51 -M0-F080	高压代替注水系 タービン止め弁	E51 -M0-F065
原子炉隔離時冷却系 過酷事故時蒸気止め弁	原子炉隔離時冷却系 過酷事故時蒸気止め弁	E51 -M0-F071	原子炉隔離時冷却系 過酷事故時蒸気止め弁	E51 -M0-F034
	原子炉隔離時冷却系 注入弁	E51 -M0-F004	原子炉隔離時冷却系 注入弁	E51 -M0-F004
原子炉隔離時冷却系 タービン止め弁	原子炉隔離時冷却系 タービン止め弁	E51 -M0-F037	原子炉隔離時冷却系 タービン止め弁	E51 -M0-F037
	原子炉隔離時冷却系 冷却水ライン止め弁	E51 -M0-F012	原子炉隔離時冷却系 冷却水ライン止め弁	E51 -M0-F012
原子炉隔離時冷却系 その他ドレン弁	原子炉隔離時冷却系 潤滑油冷却器出口ドレン弁	E51 -F511	原子炉隔離時冷却系 真空タンクドレン弁	E51 -F652
	原子炉隔離時冷却系 真空タンクドレン弁	E51 -F518	原子炉隔離時冷却系 真空タンク水位検出配管ドレン弁	E51 -F653
原子炉隔離時冷却系	原子炉隔離時冷却系 真空ポンプ吐出外ドレン弁	E51 -F519	原子炉隔離時冷却系 セパレータードレン弁	E51 -F655

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 代替自動減圧機能について
- 46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について

46-1
SA 設備基準適合性 一覧表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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				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	原子炉格納容器内		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)		—
				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	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 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり切り替え操作が不要		B b	
			関連資料	46-4 系統図			
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成		A d
				その他(飛散物)	対象外		対象外
				関連資料	46-3 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	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の吹出能力で設計)		B
	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	(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	46-3 配置図, 46-4 系統図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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			代替自動減圧ロジック (代替自動減圧機能)		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	二次格納施設内, その他の建屋内(原子炉建屋の二次格納施設外を含む) (中央制御室)	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	当該系統の使用にあたり系統の切り替え操作が不要	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 代替自動減圧機能について 46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について	
		第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
			関連資料	—		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
	関連資料			46-6 容量設定根拠		
	第2号		共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
	第3号		共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部 人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	(サポート系なし)	対象外
				関連資料	46-11 代替自動減圧機能について	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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（原子炉建屋の二次格納施設外を含む） （中央制御室）	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	当該系統の使用にあたり系統の切り替え操作が不要	B b	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他（飛散物）	対象外	対象外	
			関連資料	46-11 代替自動減圧機能について 46-12 代替自動減圧機能に関する健全性について		
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	—			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	DB施設の系統及び機器の容量が十分 （DB施設と同仕様のスイッチで設計）	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	（共用しない設備）	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件，自然現象，外部 人為事象，溢水，火災	防止設備-対象（代替対象DB設備有り）-屋内	A a
				サポート系故障	（サポート系なし）	対象外
	関連資料			46-11 代替自動減圧機能について		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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（原子炉建屋の二次格納施設外を含む）	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	現場操作—接続作業	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)	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	当該系統の使用にあたり系統の切り替え操作が必要	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	現場操作	A	
			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	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-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 保管場所図			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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				AM用切替装置 (SRV)	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 (原子炉建屋の二次格納施設外を含む) (中央制御室)	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	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	当該系統の使用にあたり系統の切り替え操作が必要	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	46-3 配置図		
		第2項	第1号	常設 SA の容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
	関連資料			—		
	第2号		共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
第3号	共通要因故障防止		環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a	
			サポート系故障	(サポート系なし)	対象外	
			関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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				アキュムレータ (逃がし弁機能用, 自動減圧機能用)	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)	—
				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	46-3 配置図		
		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 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり切り替え操作が不要	B b	
			関連資料	46-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	46-3 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	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様の吹出能力で設計)	B
	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	(共通要因の考慮対象設備なし)	対象外
				サポート系故障	サポート系なし	対象外
				関連資料	46-3 配置図, 46-4 系統図	

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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		高圧窒素ガスポンペ		類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	その他の建屋内（原子炉建屋の二次格納施設外を含む）	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		現場操作	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 試験及び検査			
		第4号	切り替え性		(本来の用途として使用)	B b	
			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		DB施設と同じ系統構成	A d
				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		現場操作	A	
			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, 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-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 保管場所図, 46-10 その他設備					

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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				高圧炉心注水系注入隔離弁 (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	二次格納施設内	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	現場操作	B f	
			関連資料	-		
		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	-		
		第4号	切り替え性	当該弁の使用にあたり切替操作が不要	B b	
			関連資料	-		
		第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	-	
		第6号	設置場所	現場操作	A a	
			関連資料	-		
		第2項	第1号	常設SAの容量	DB施設の系統及び機器の容量等が十分 (DB施設と同仕様の容量等で設計)	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	対象外(サポート系なし)	対象外
				関連資料	-	

46-2
単線結線図

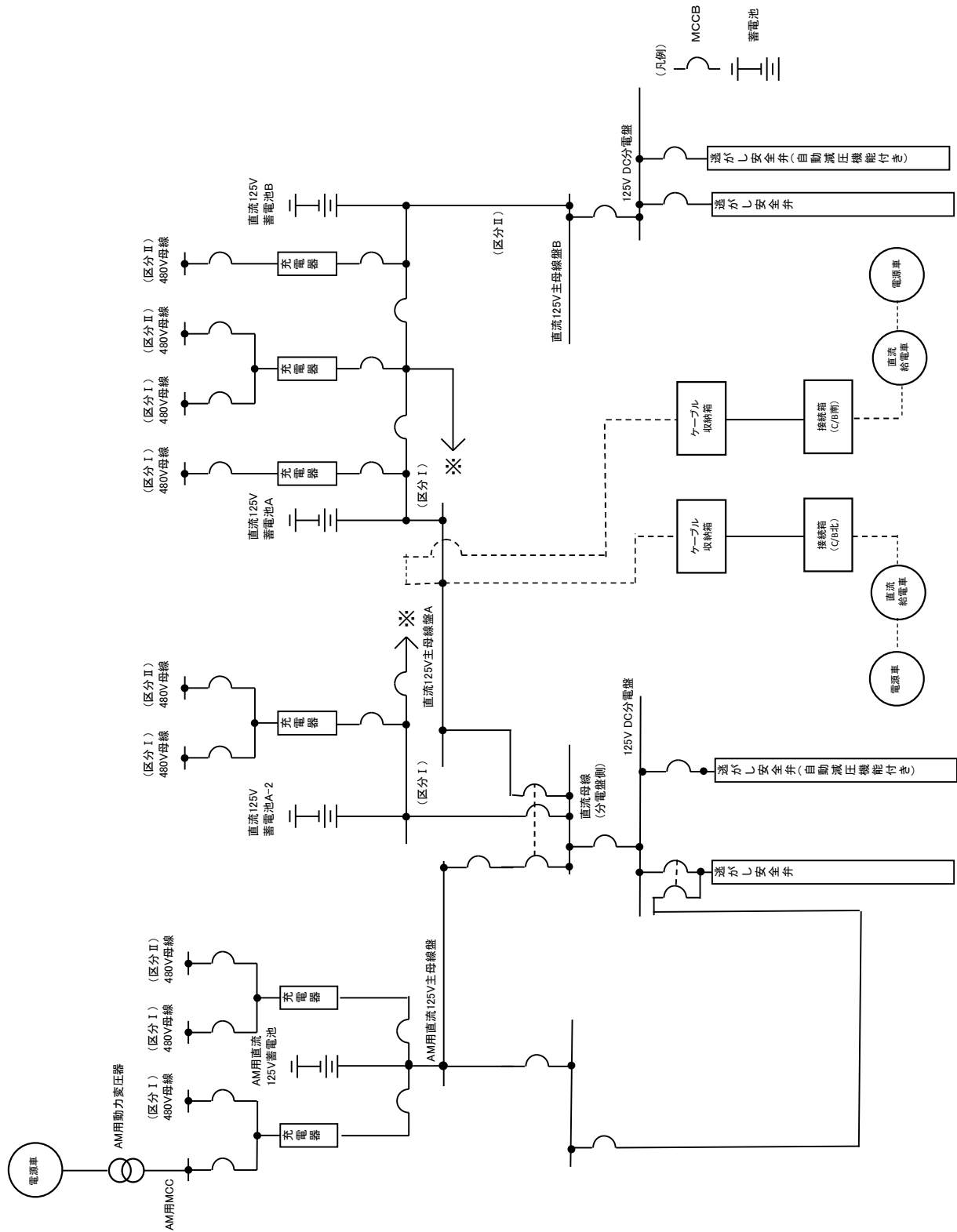


図1 6号炉 直流電源単線結線図

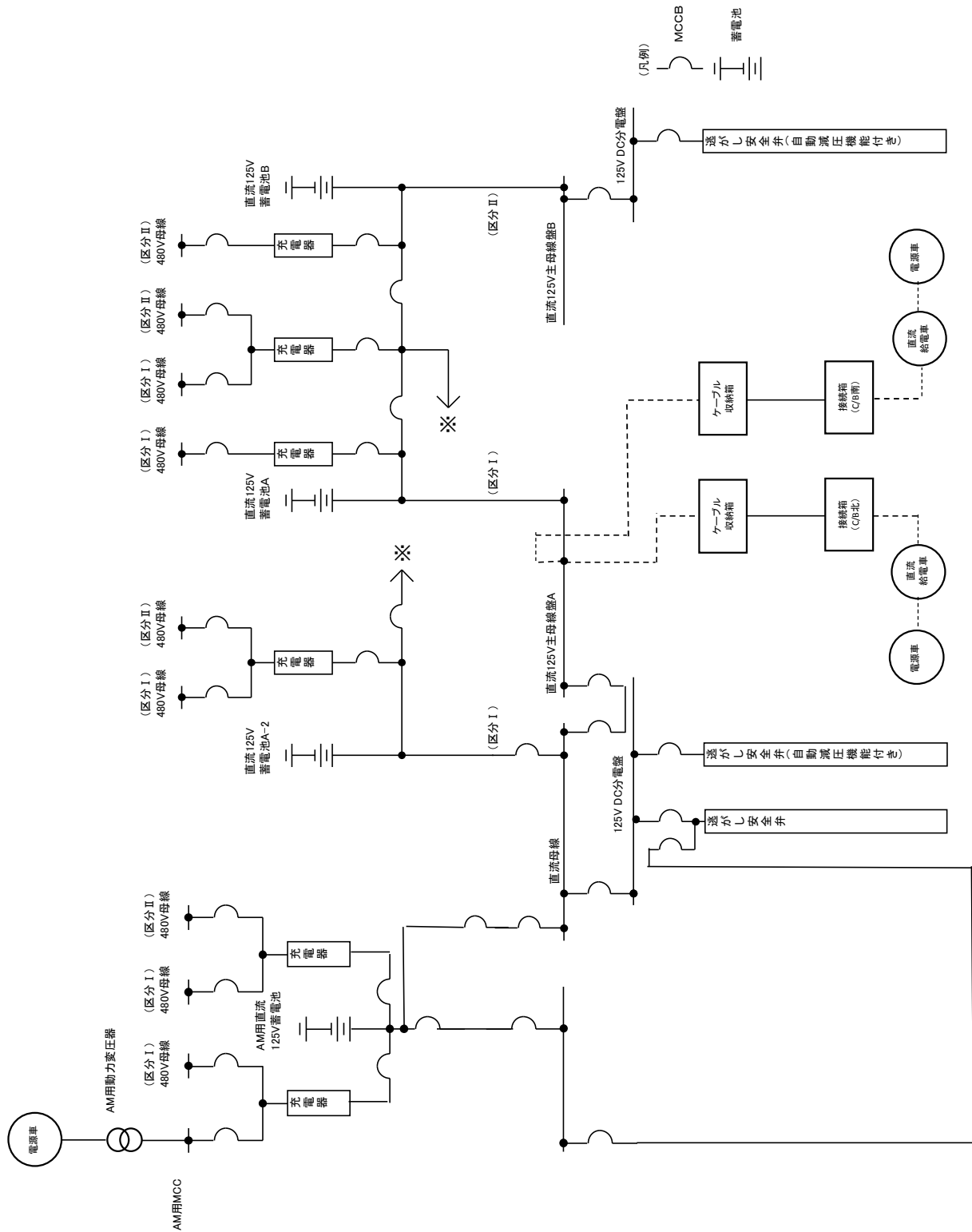


図2 7号炉 直流電源単線結線図

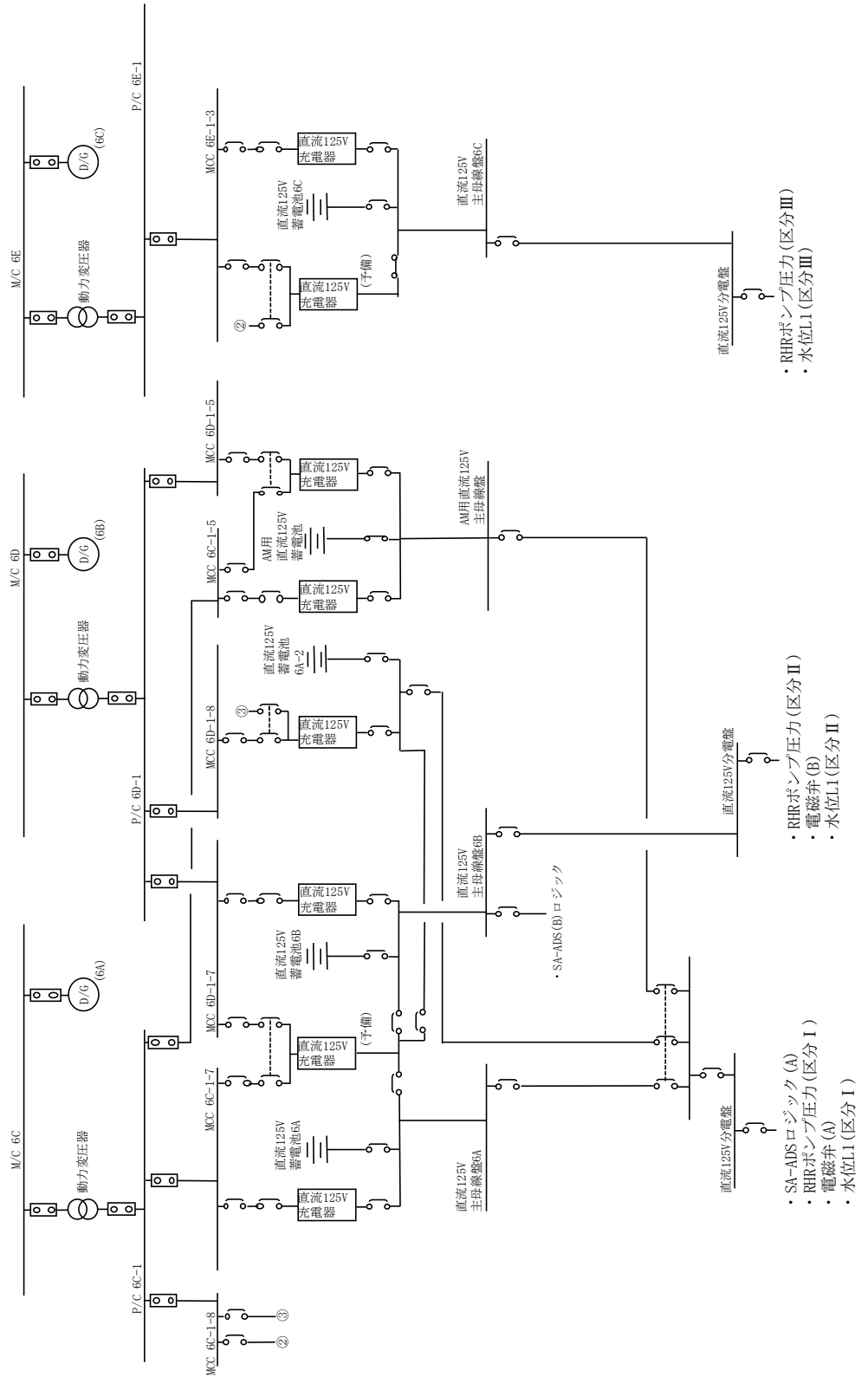
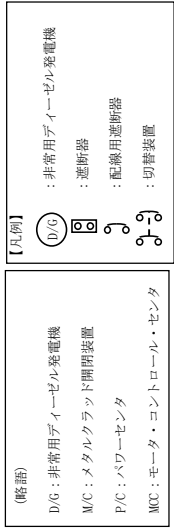
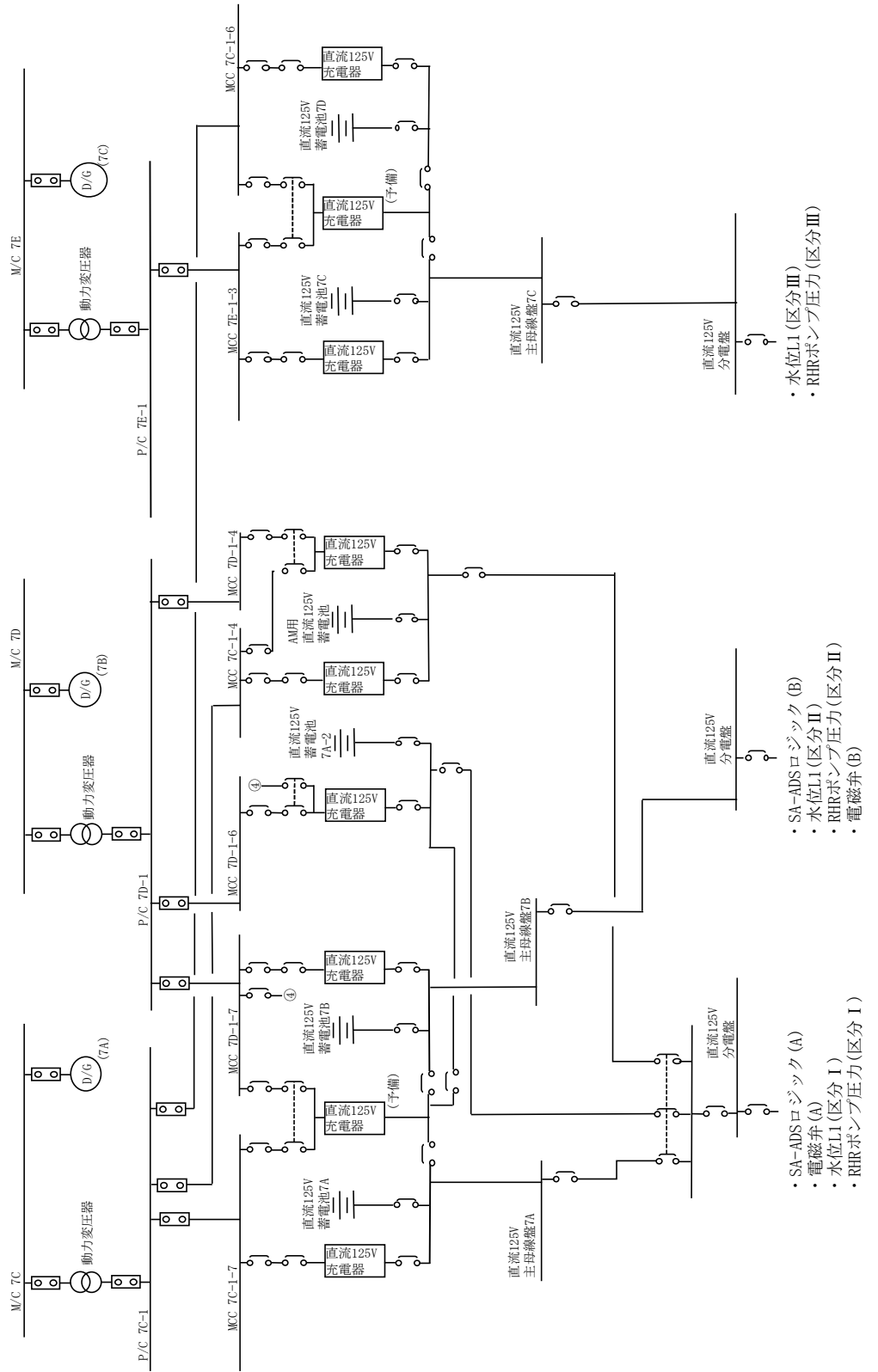
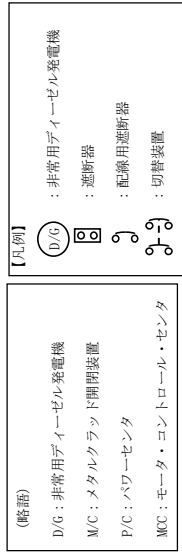


図3 6号炉 代替自動減圧機能の電源概要図



- ・ SA-ADSロジック (A)
- ・ 電磁弁 (A)
- ・ 水位L1 (区分Ⅰ)
- ・ RHRポンプ圧力 (区分Ⅰ)
- ・ SA-ADSロジック (B)
- ・ 水位L1 (区分Ⅱ)
- ・ RHRポンプ圧力 (区分Ⅱ)
- ・ 電磁弁 (B)
- ・ 水位L1 (区分Ⅲ)
- ・ RHRポンプ圧力 (区分Ⅲ)

図4 7号炉 代替自動減圧機能の電源概要図

46-3
配置図



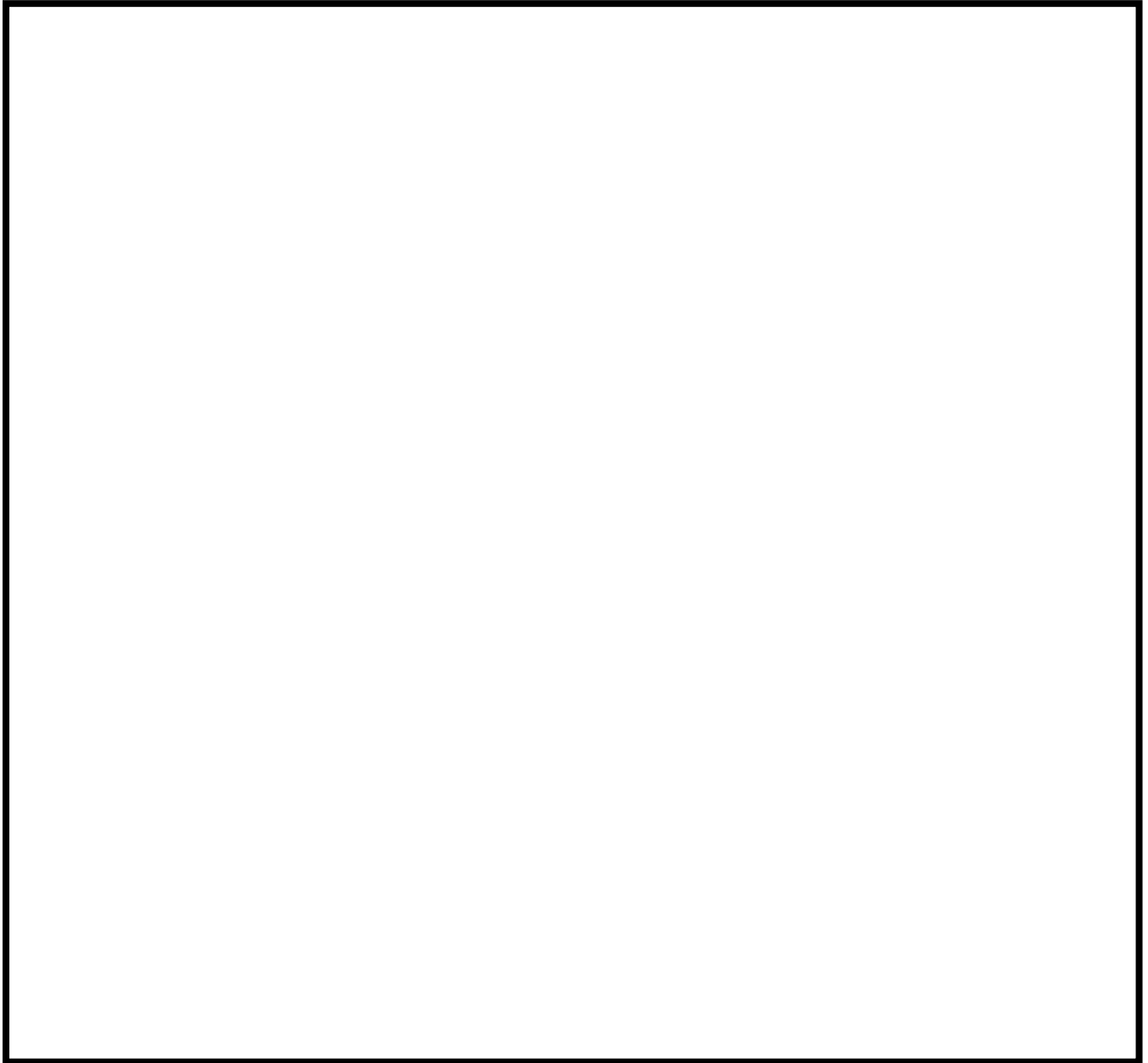


図1 代替自動減圧機能（計器）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地下1階）

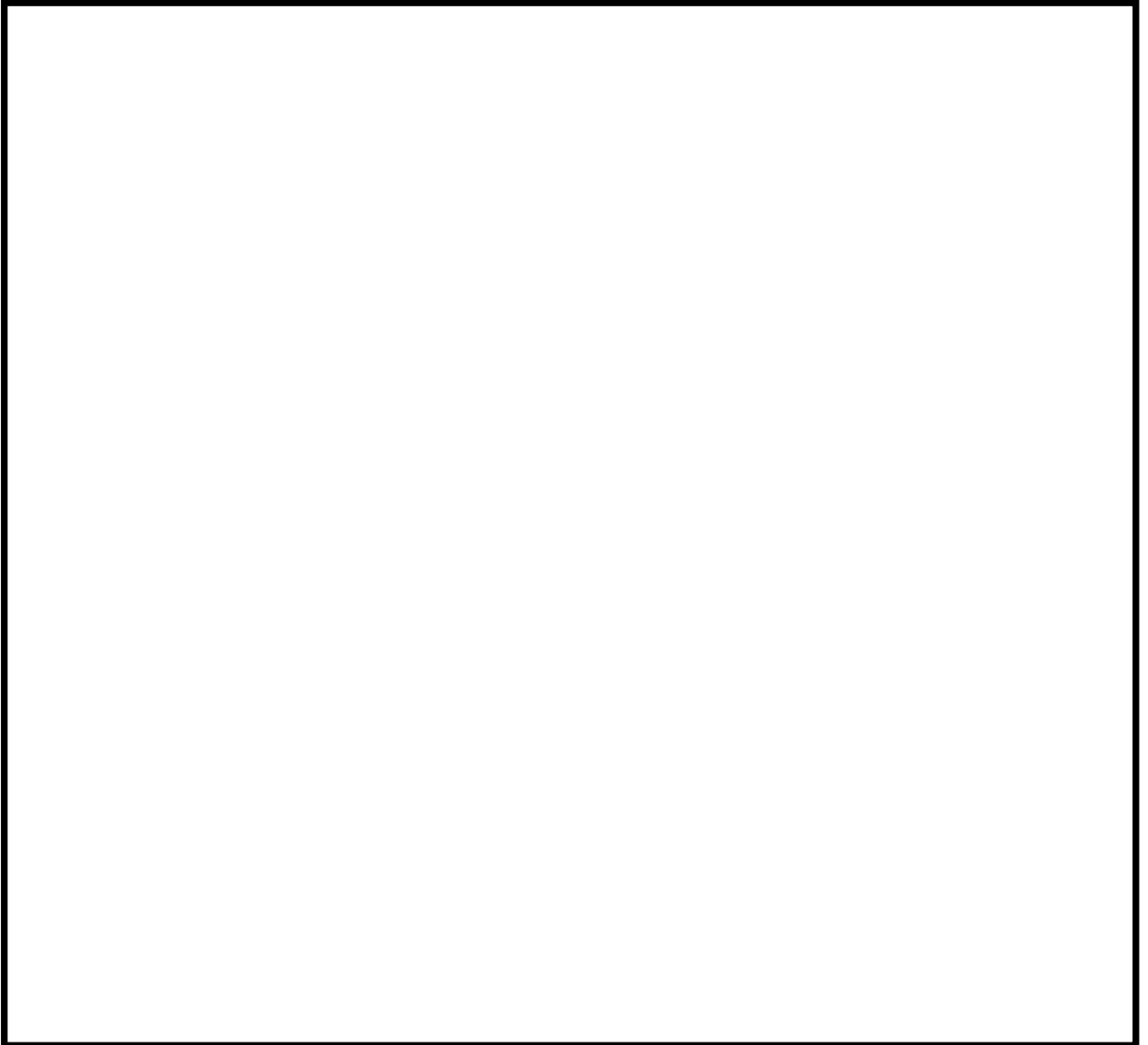


図 2 代替自動減圧機能（計器）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地下3階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

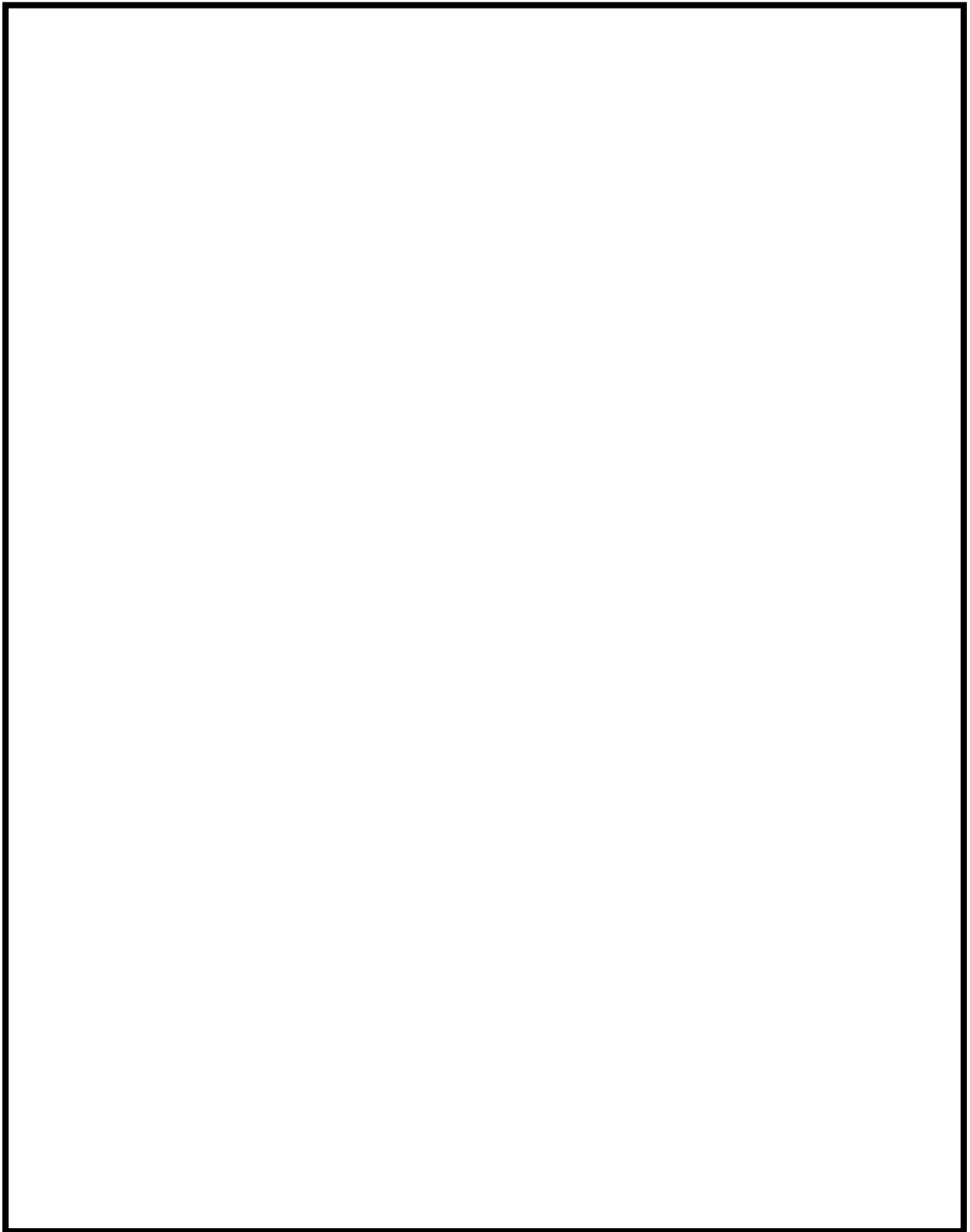


図3 原子炉蒸気系に係る中央制御室操作盤の配置図
(6/7号炉 コントロール建屋地上2階)

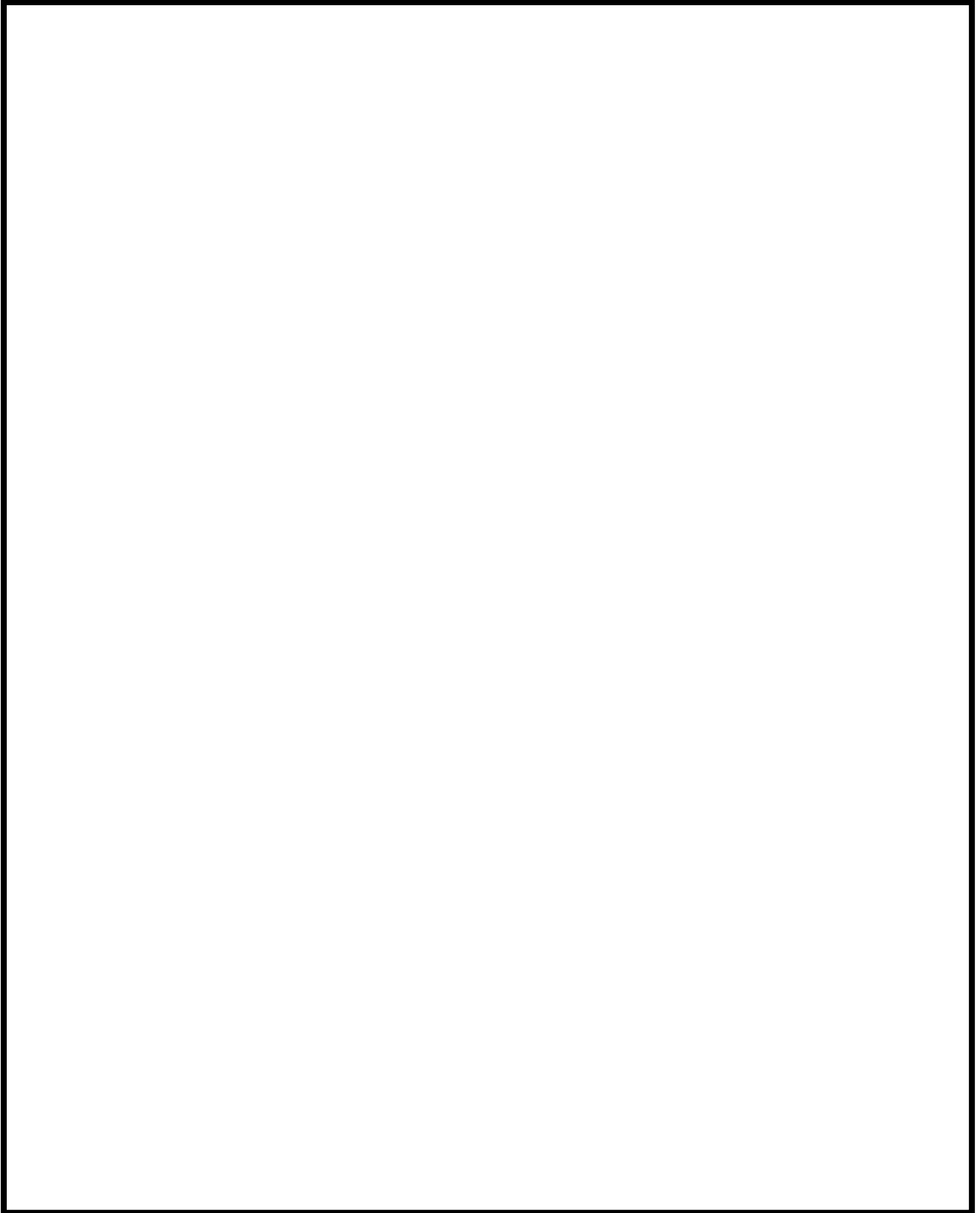


図 4 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器（ポンペ）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地上4階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図5 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器
（高圧窒素ガスボンベラック）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地上4階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

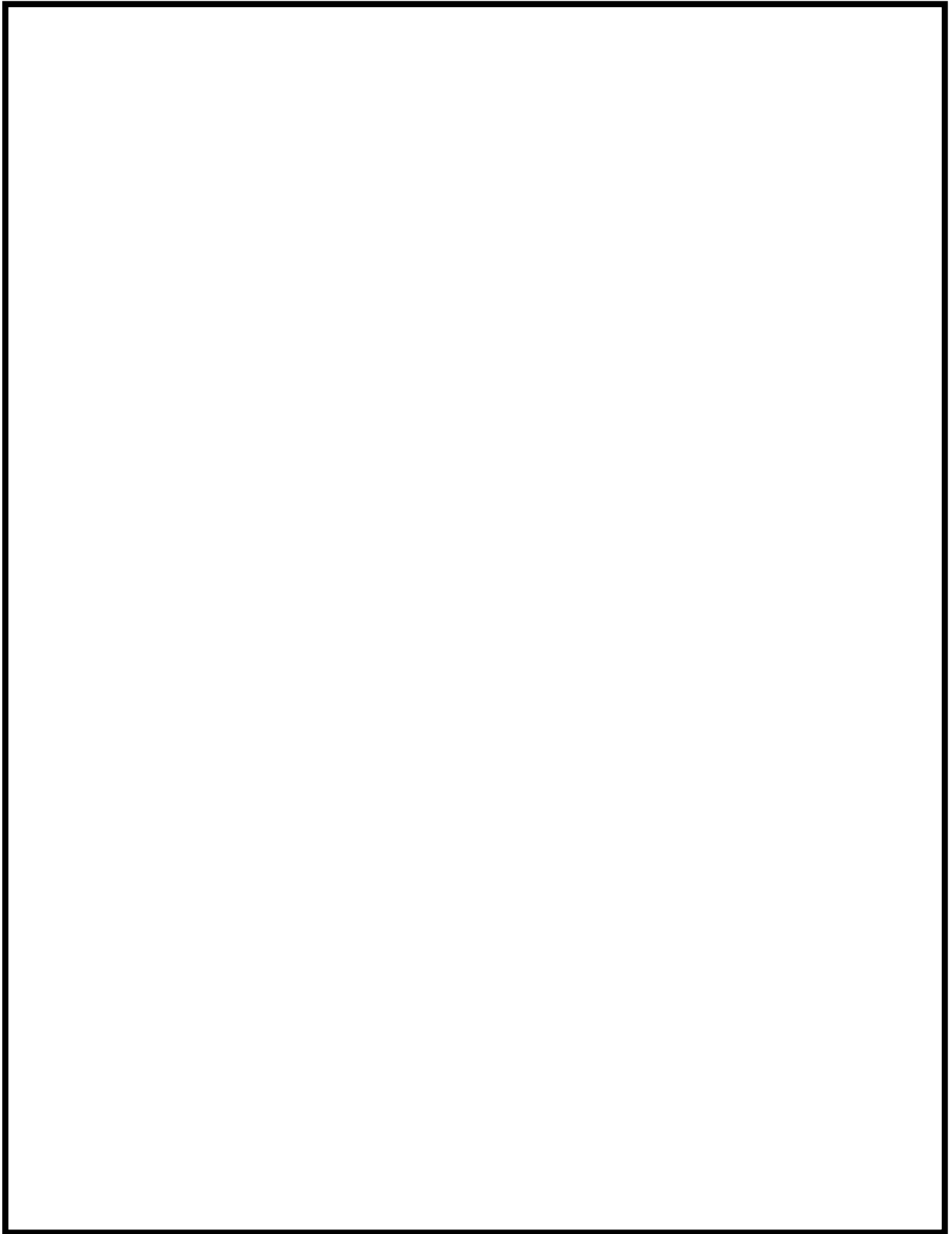


図 6 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器（弁）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地上4階）

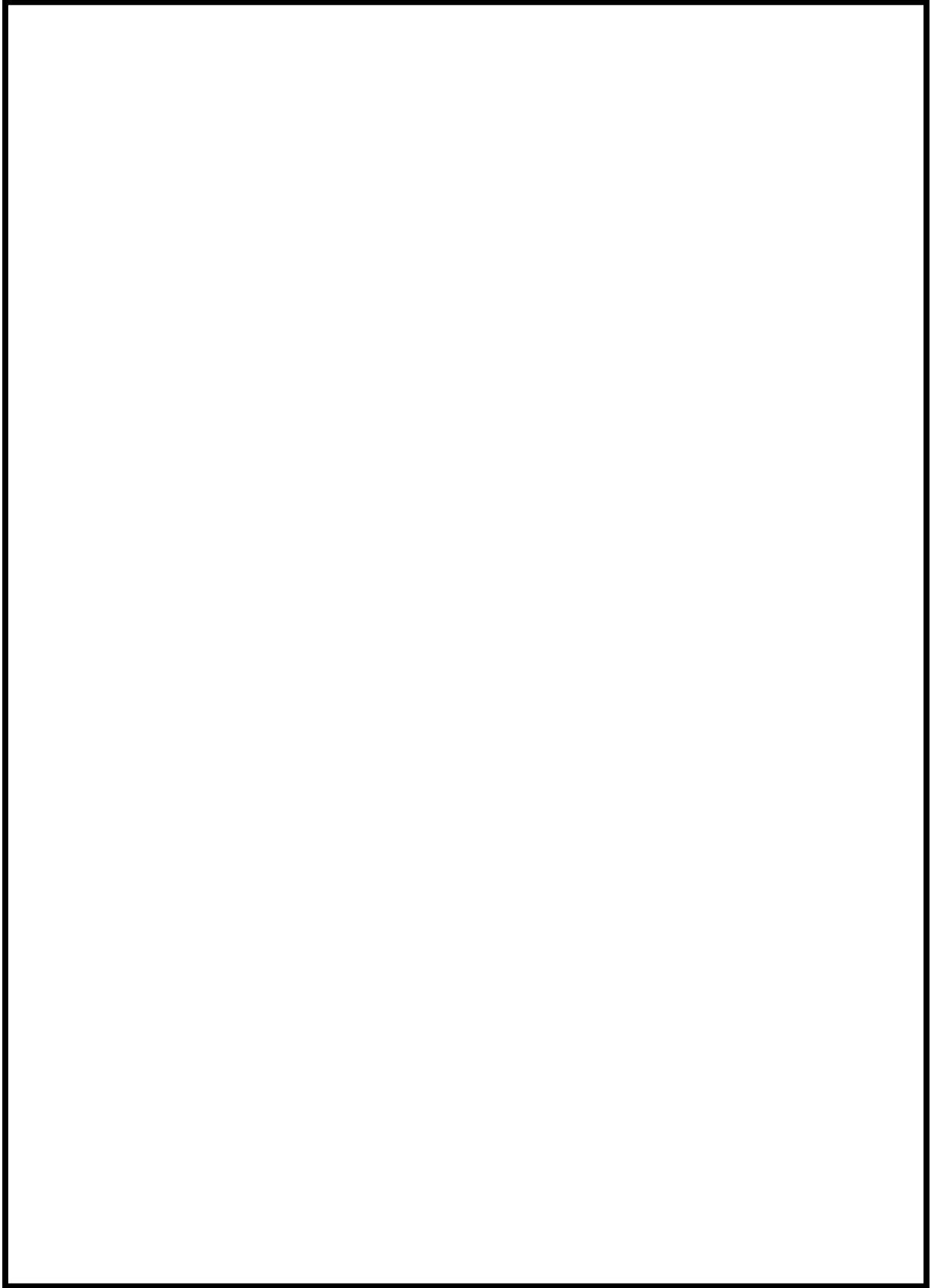


図 7 原子炉蒸気系に係る機器（逃がし安全弁）の配置図
（6号炉 原子炉格納容器内）

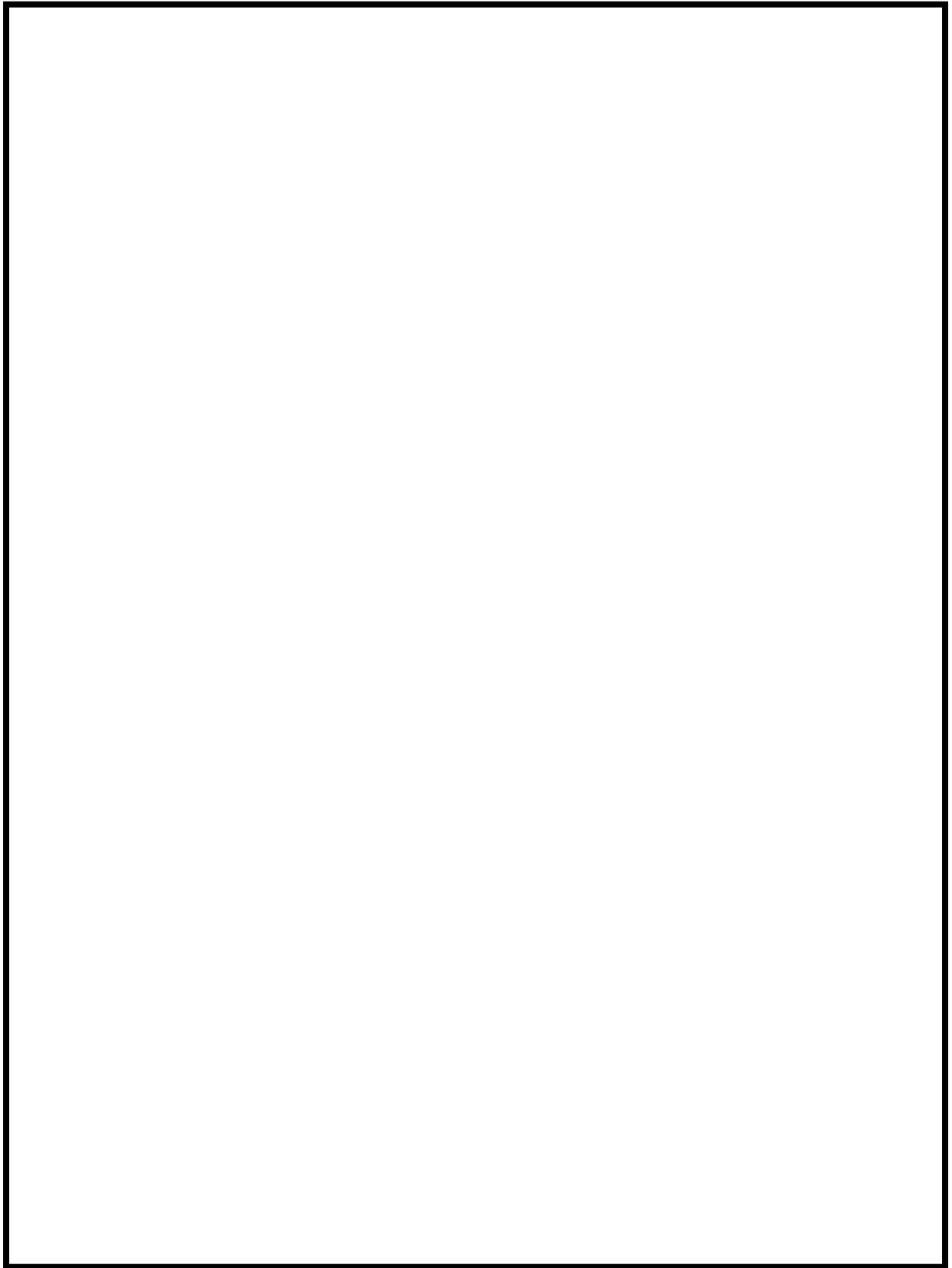


図 8 原子炉蒸気系に係る機器（アキュムレータ）の配置図
（6号炉 原子炉格納容器内）

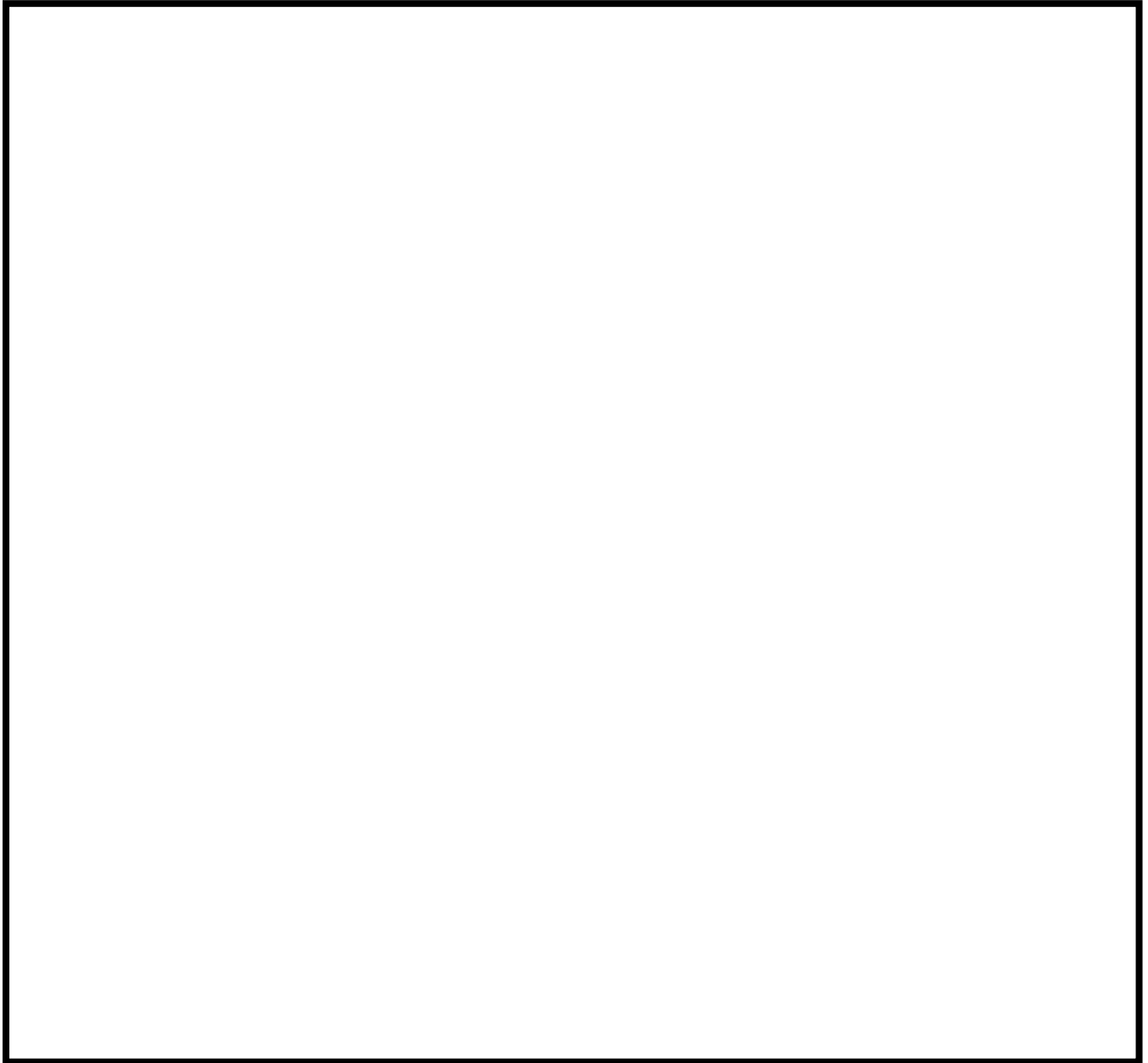


図9 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の配置図
(6号炉 原子炉建屋地下1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

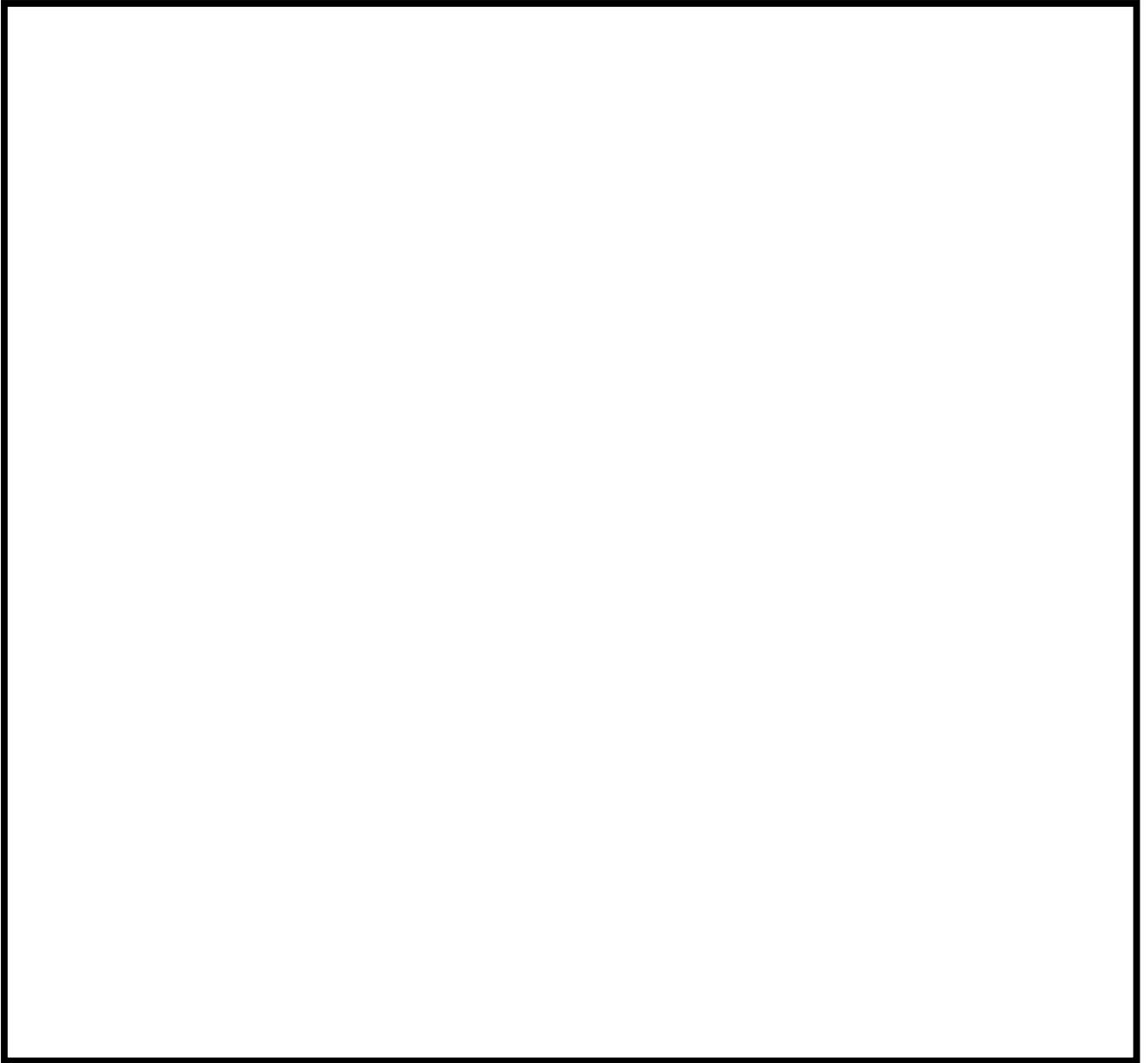


図 10 常設直流電源系統の配置図
(6号炉 原子炉建屋地上4階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

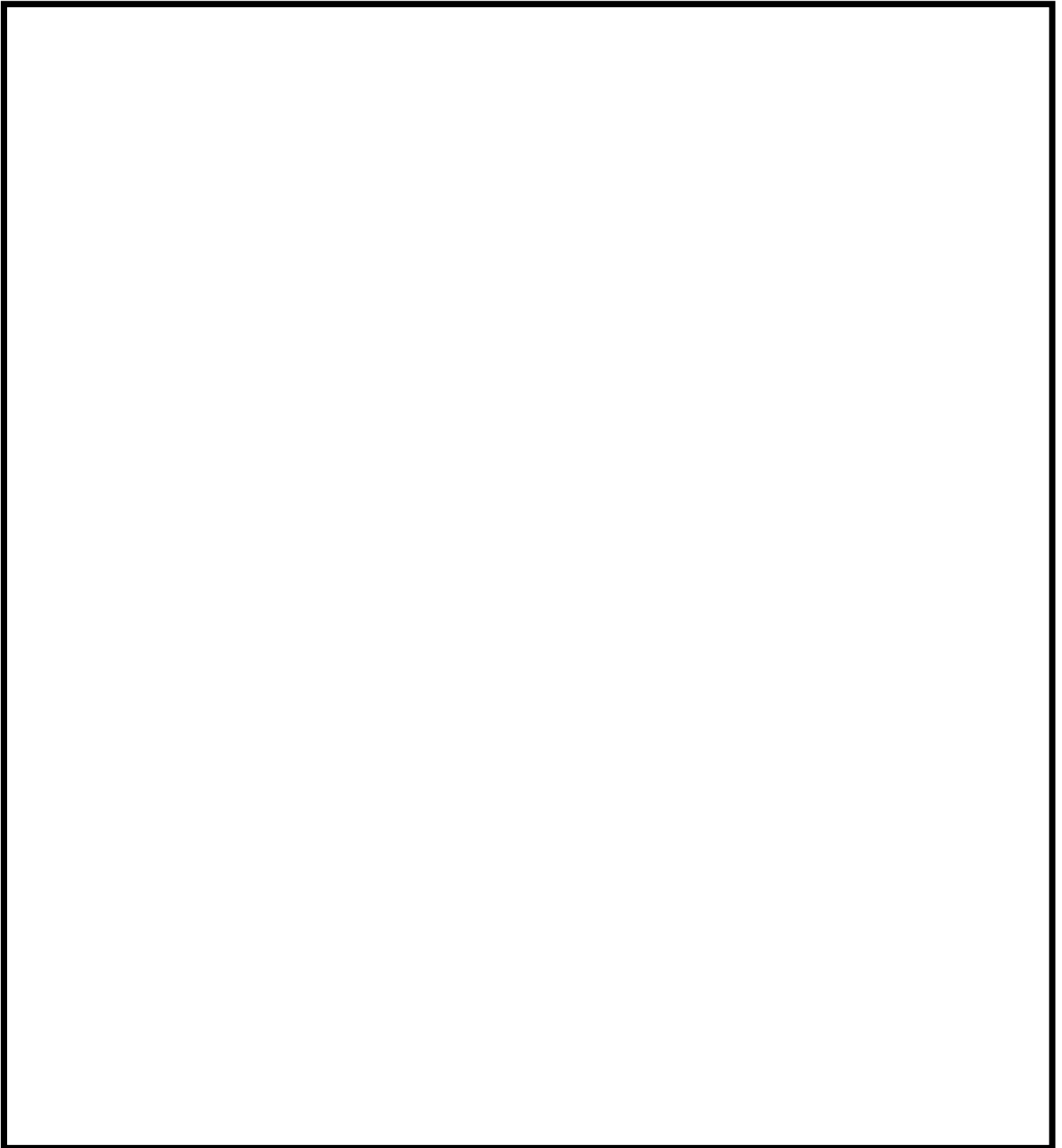


図 11 常設直流電源系統の配置図
(6/7号炉 コントロール建屋地下中2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

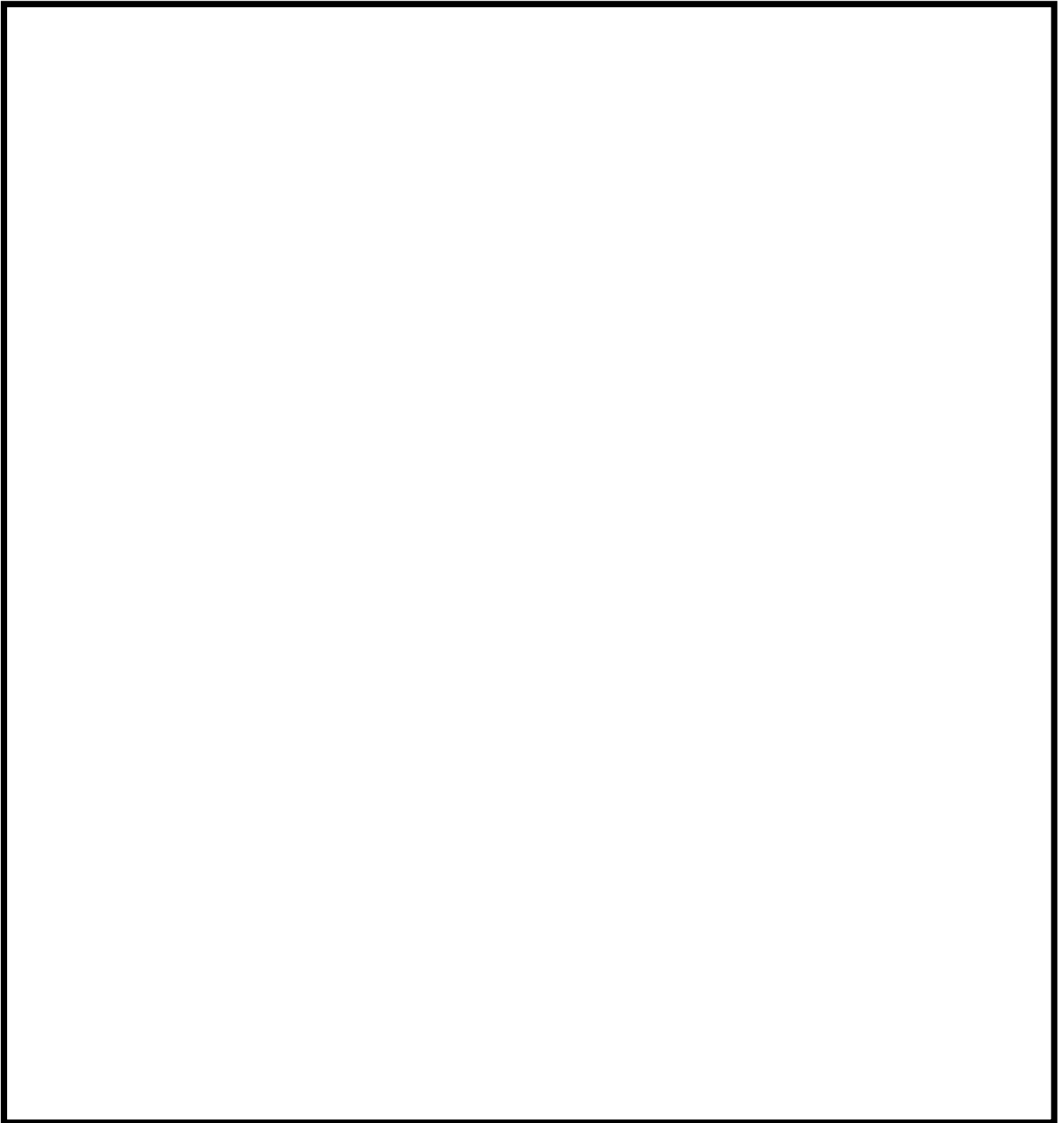


図 12 常設直流電源系統の配置図
(6/7号炉 コントロール建屋地下1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

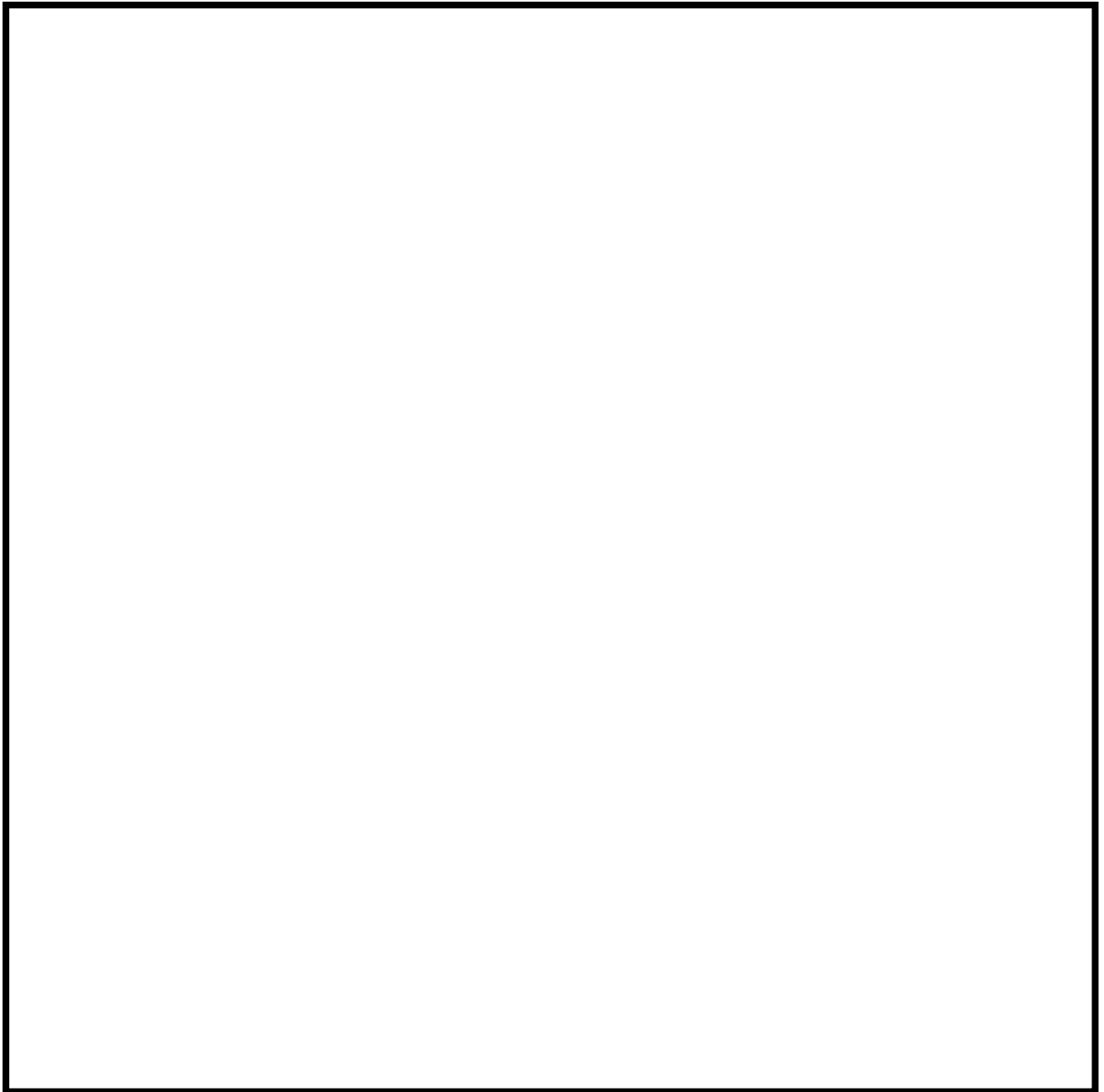


図 13 代替自動減圧機能（計器）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地下1階）

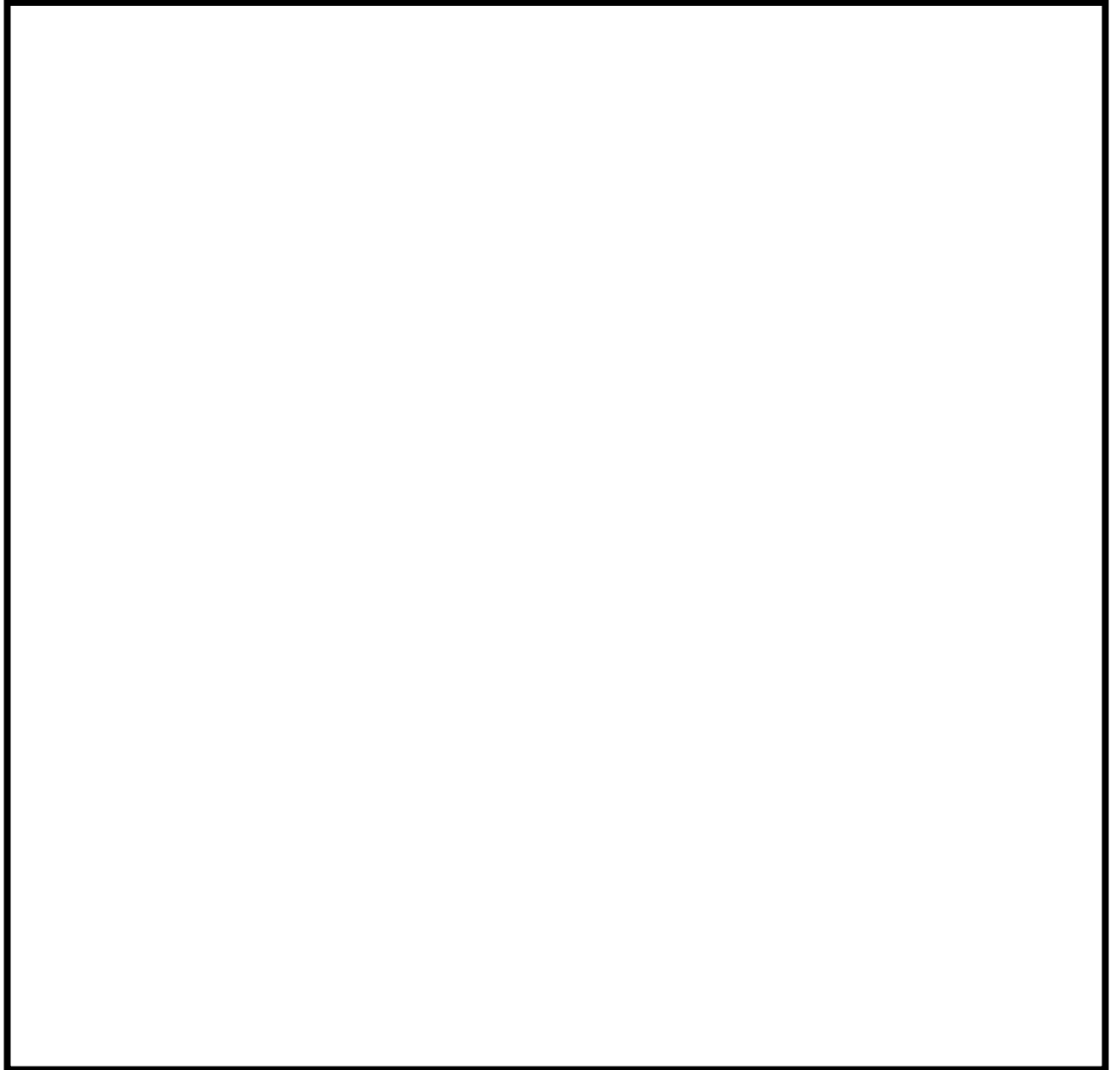


図 14 代替自動減圧機能（計器）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地下3階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

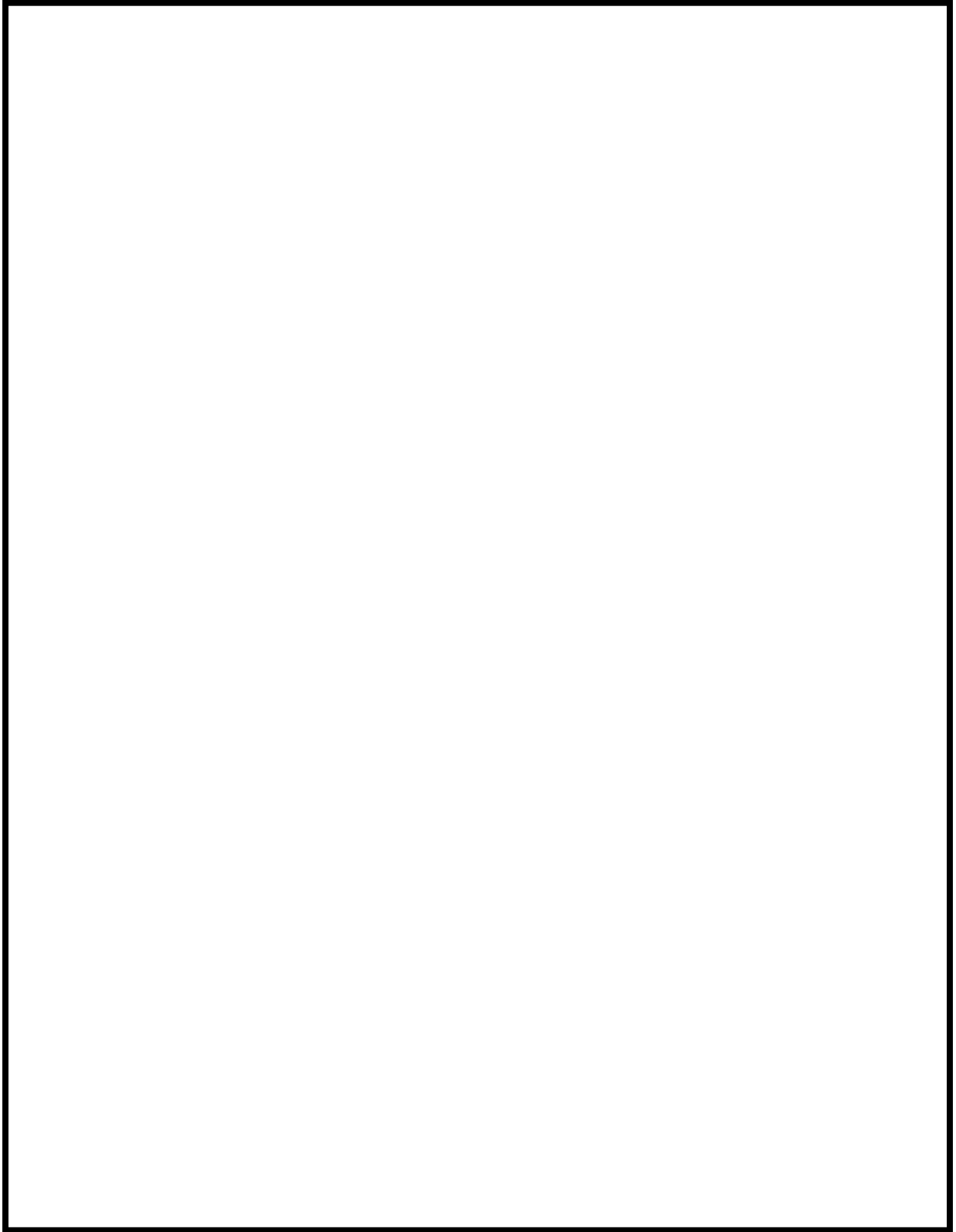


図 15 原子炉蒸気系に係る中央制御室操作盤の配置図
(6/7号炉 コントロール建屋地上2階)

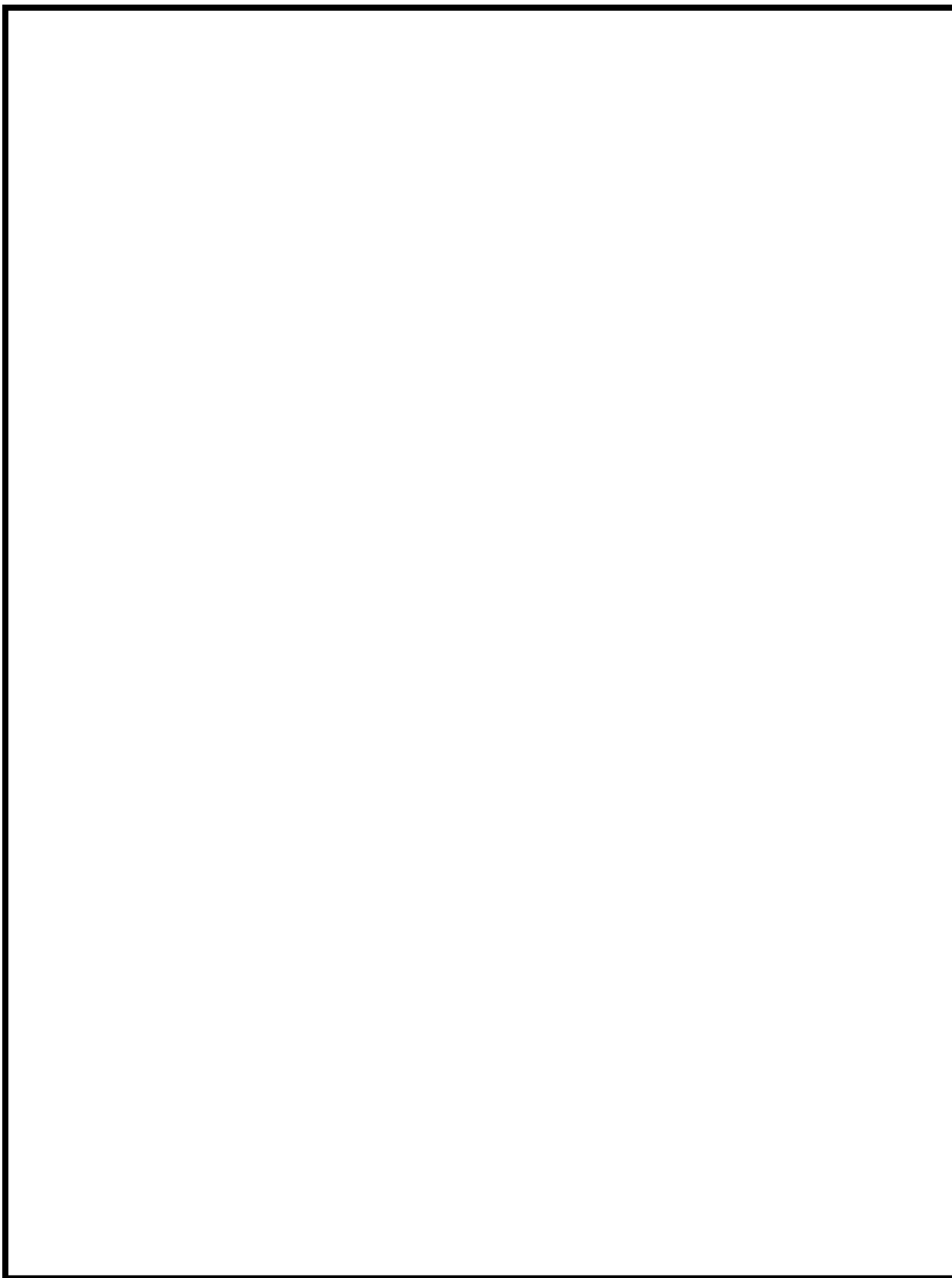


図 16 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器（ポンペ）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地上4階）

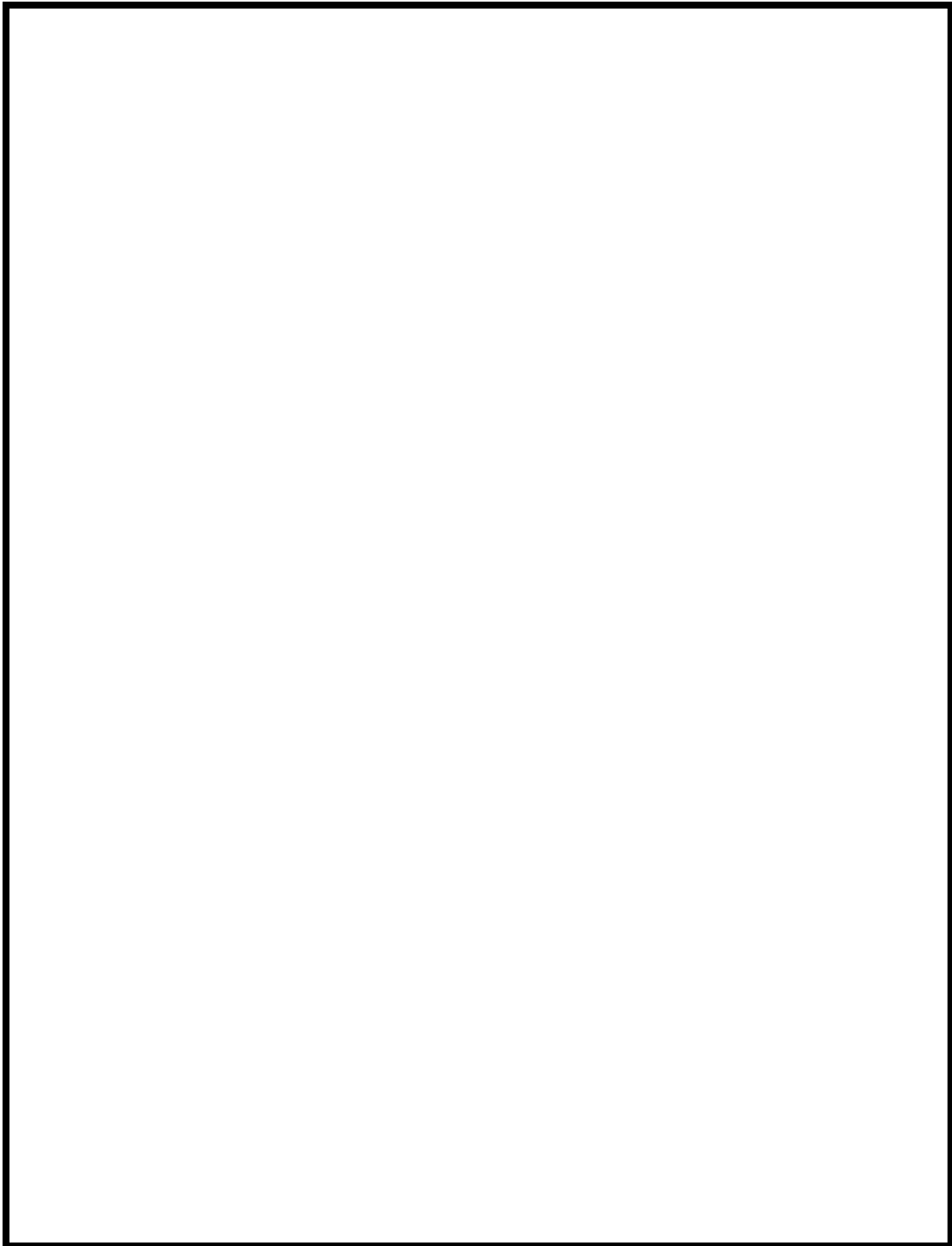


図 17 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器
（高圧窒素ガスポンベラック）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地上4階）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

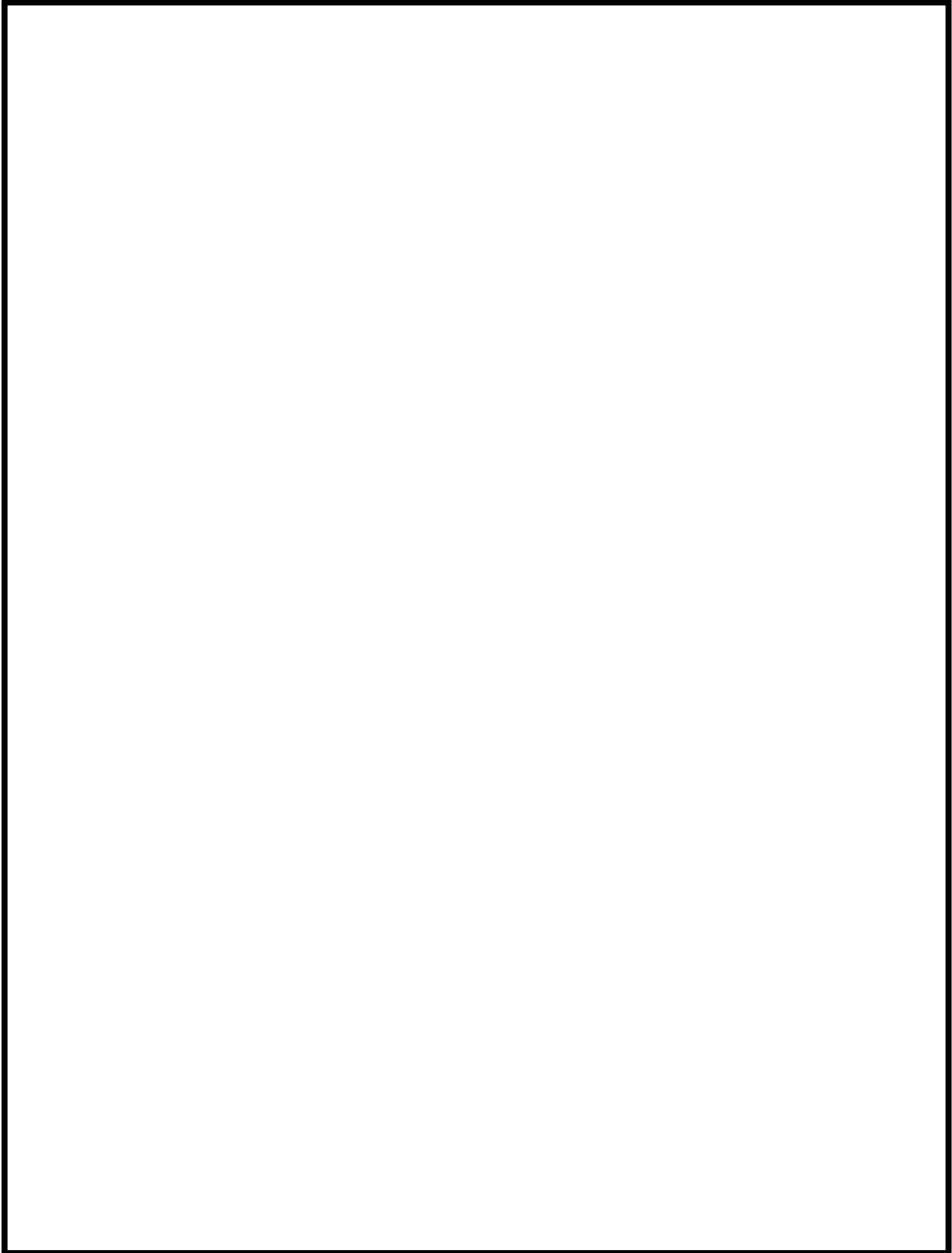


図 18 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器（弁）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地上4階）

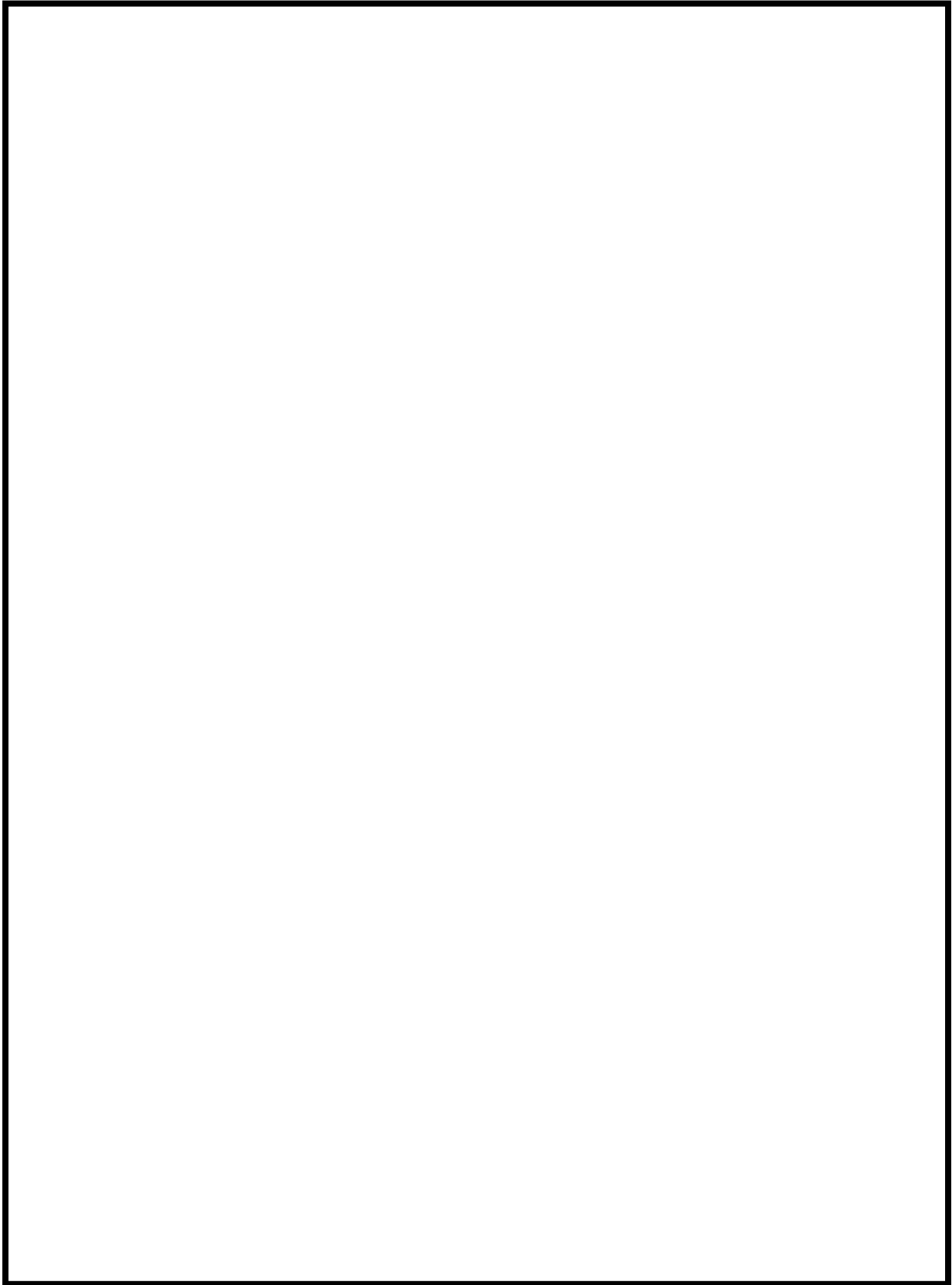


図 19 原子炉蒸気系に係る機器（逃がし安全弁）の配置図
（7号炉 原子炉格納容器内）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

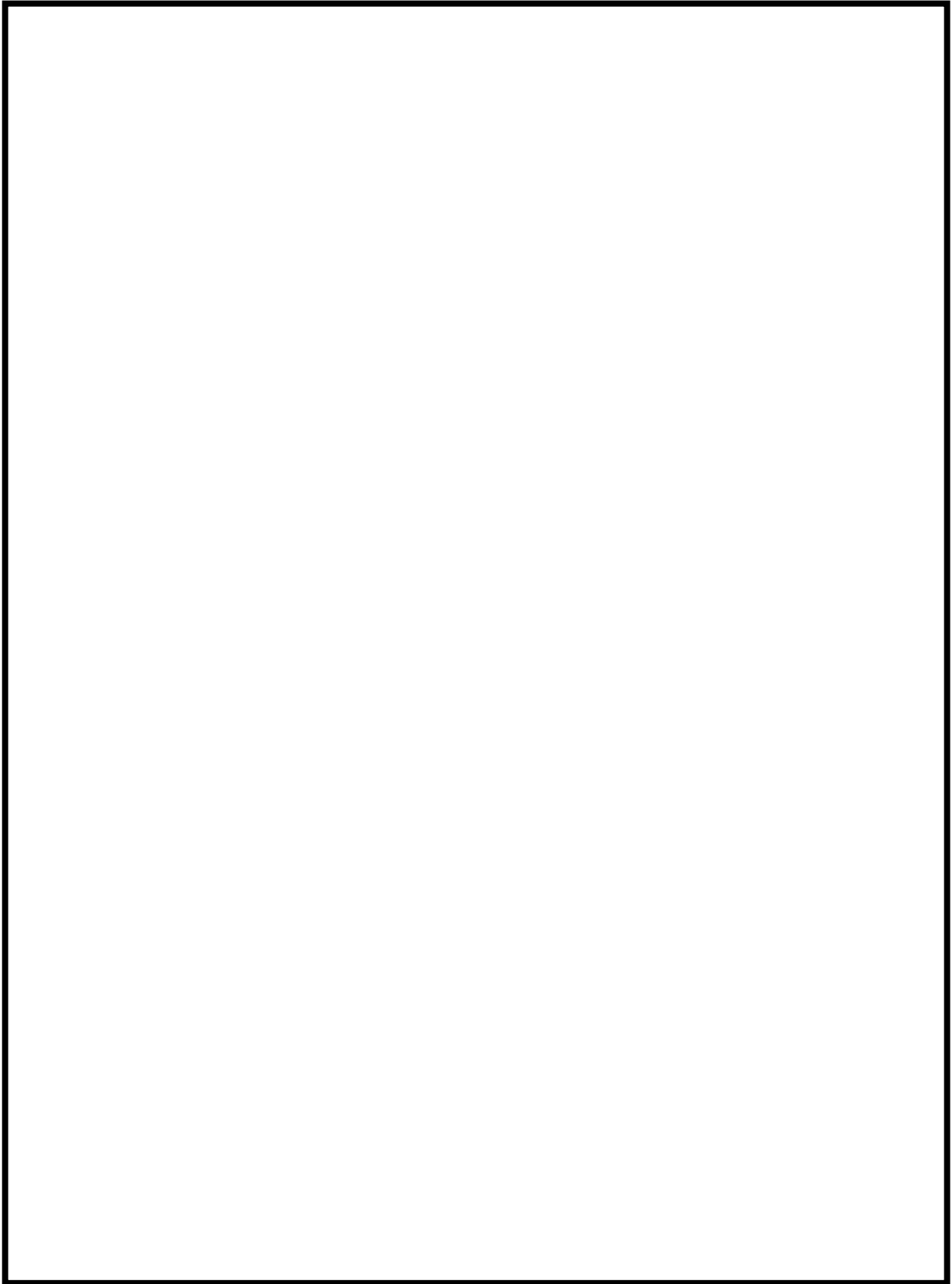


図 20 原子炉蒸気系に係る機器（アキュムレータ）の配置図
（7号炉 原子炉格納容器内）

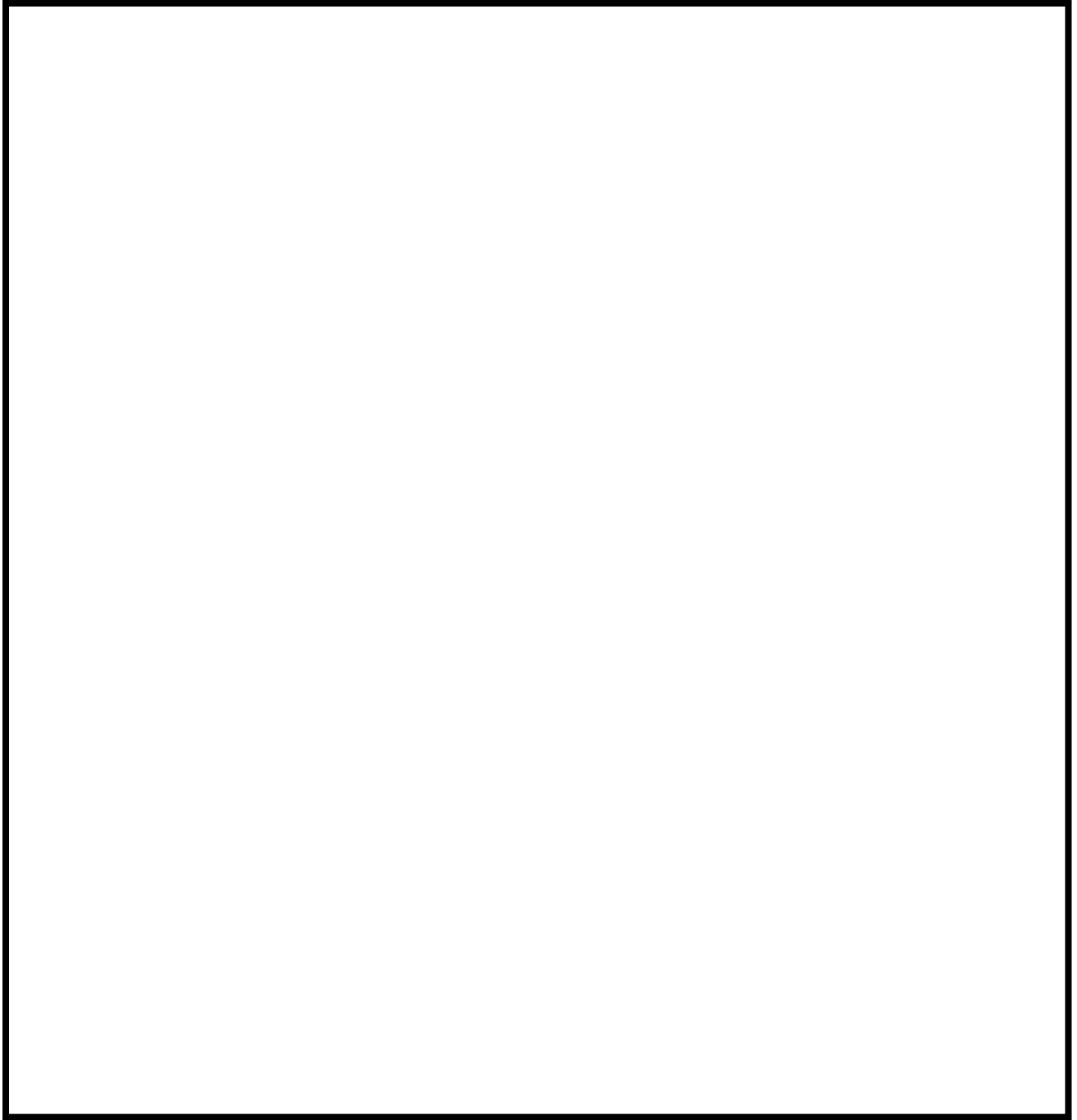


図 21 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の配置図
(7号炉 原子炉建屋地下1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

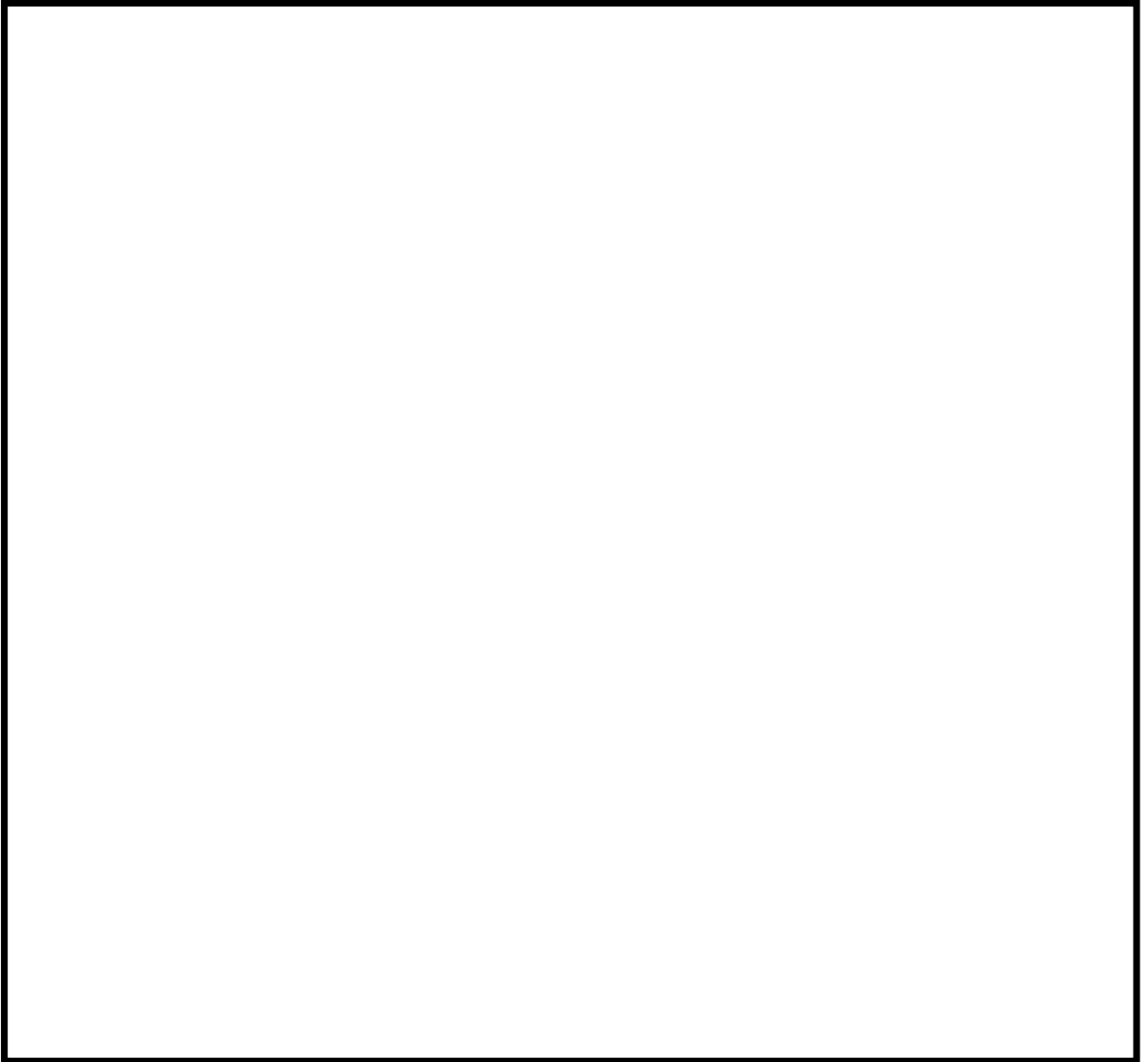


図 22 常設直流電源系統の配置図
(7号炉 原子炉建屋地上4階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

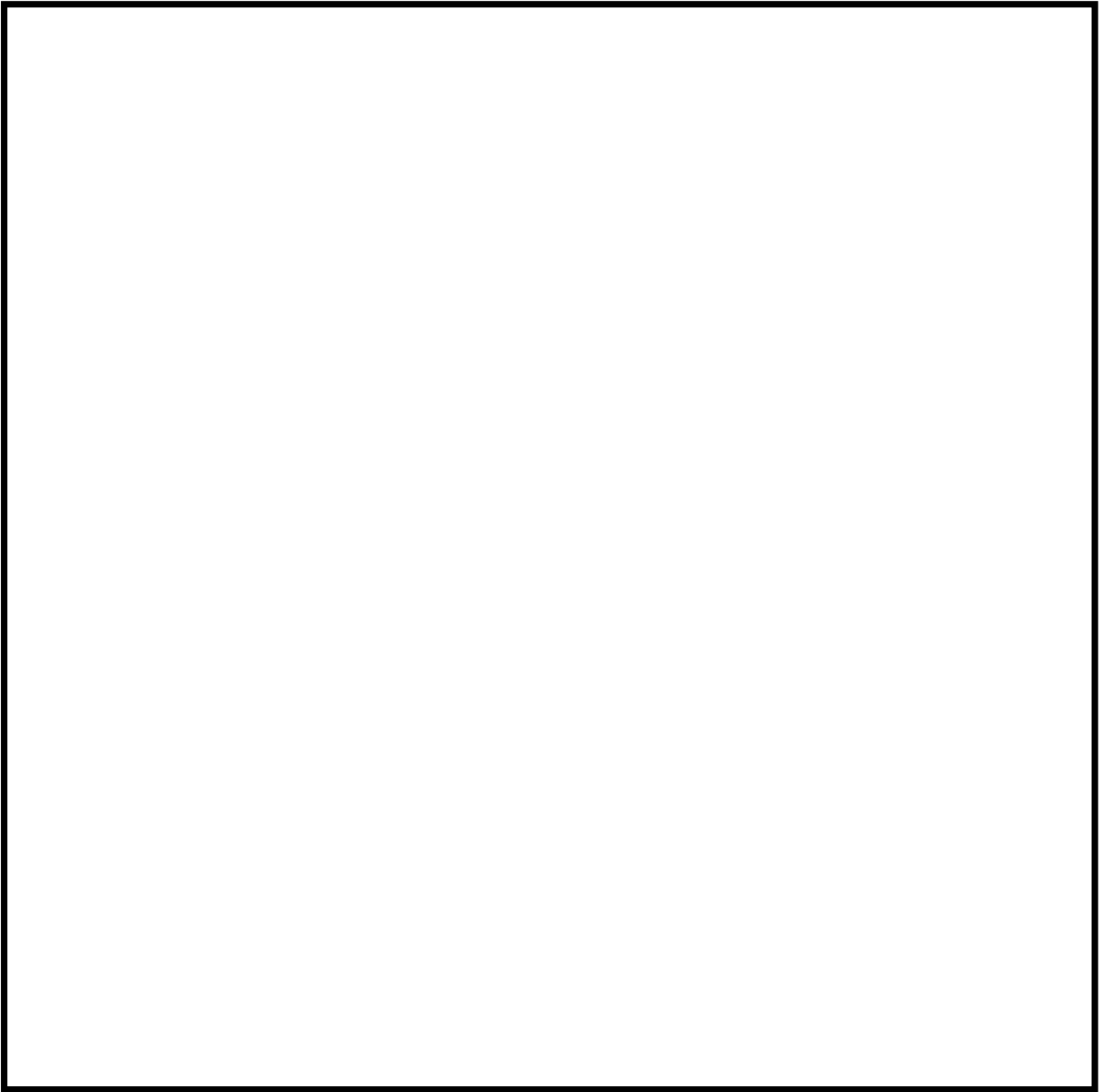


図 23 常設直流電源系統の配置図
(6/7号炉 コントロール建屋地下中2階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

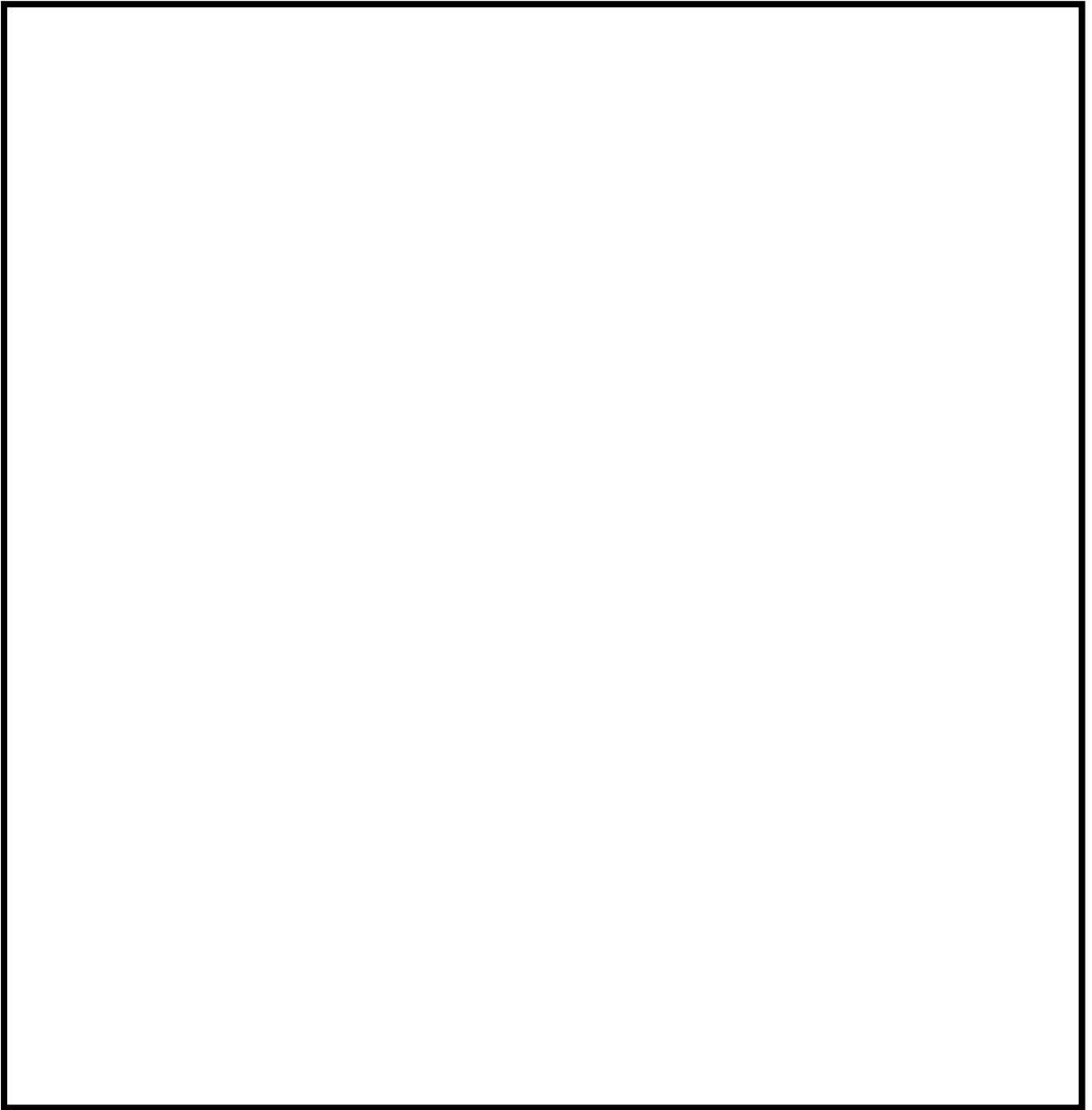


図 24 常設直流電源系統の配置図
(6/7号炉 コントロール建屋地下1階)

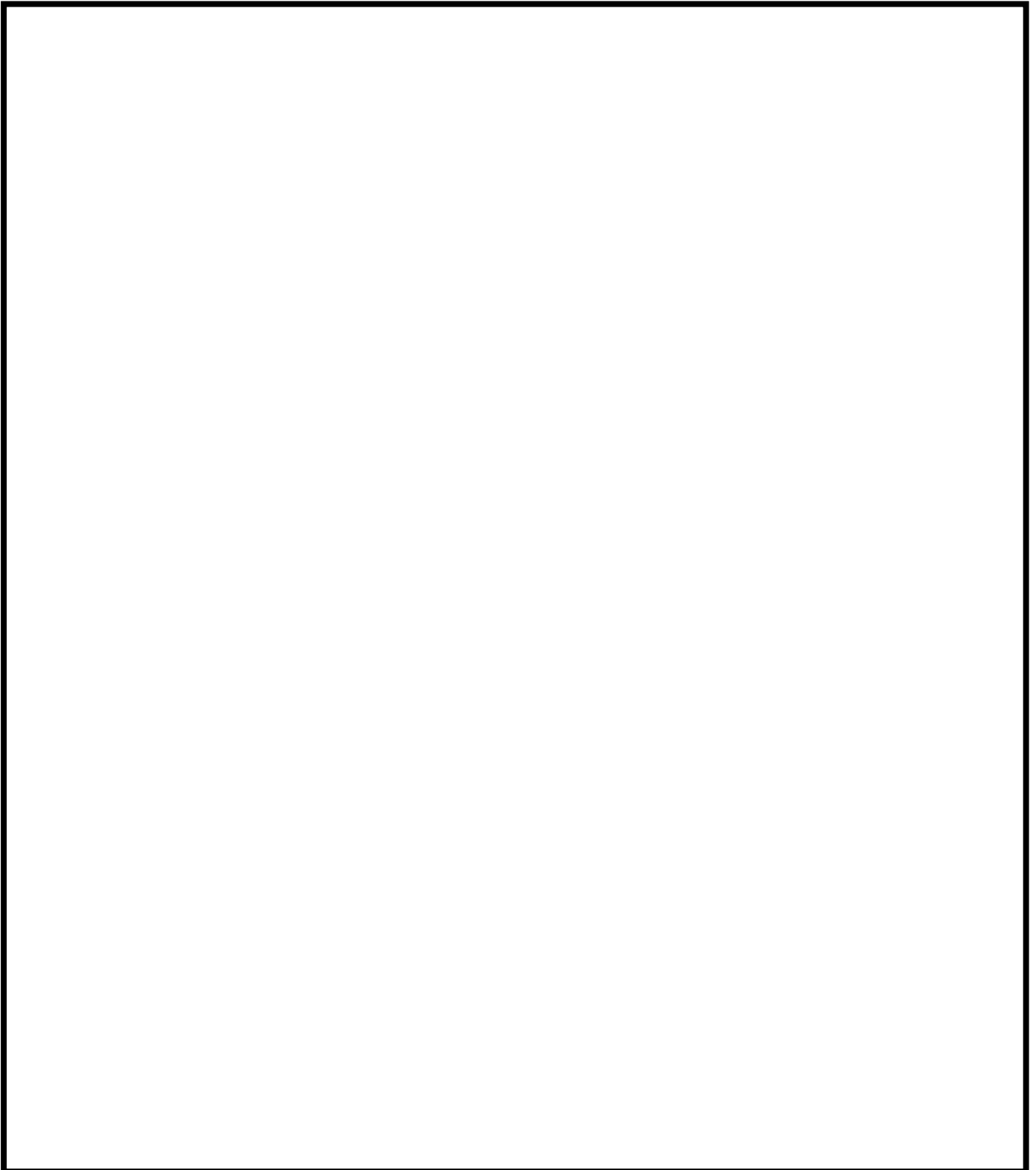


図 25 代替自動減圧機能（ロジック機能）の配置図
(6/7号炉 コントロール建屋地上2階)

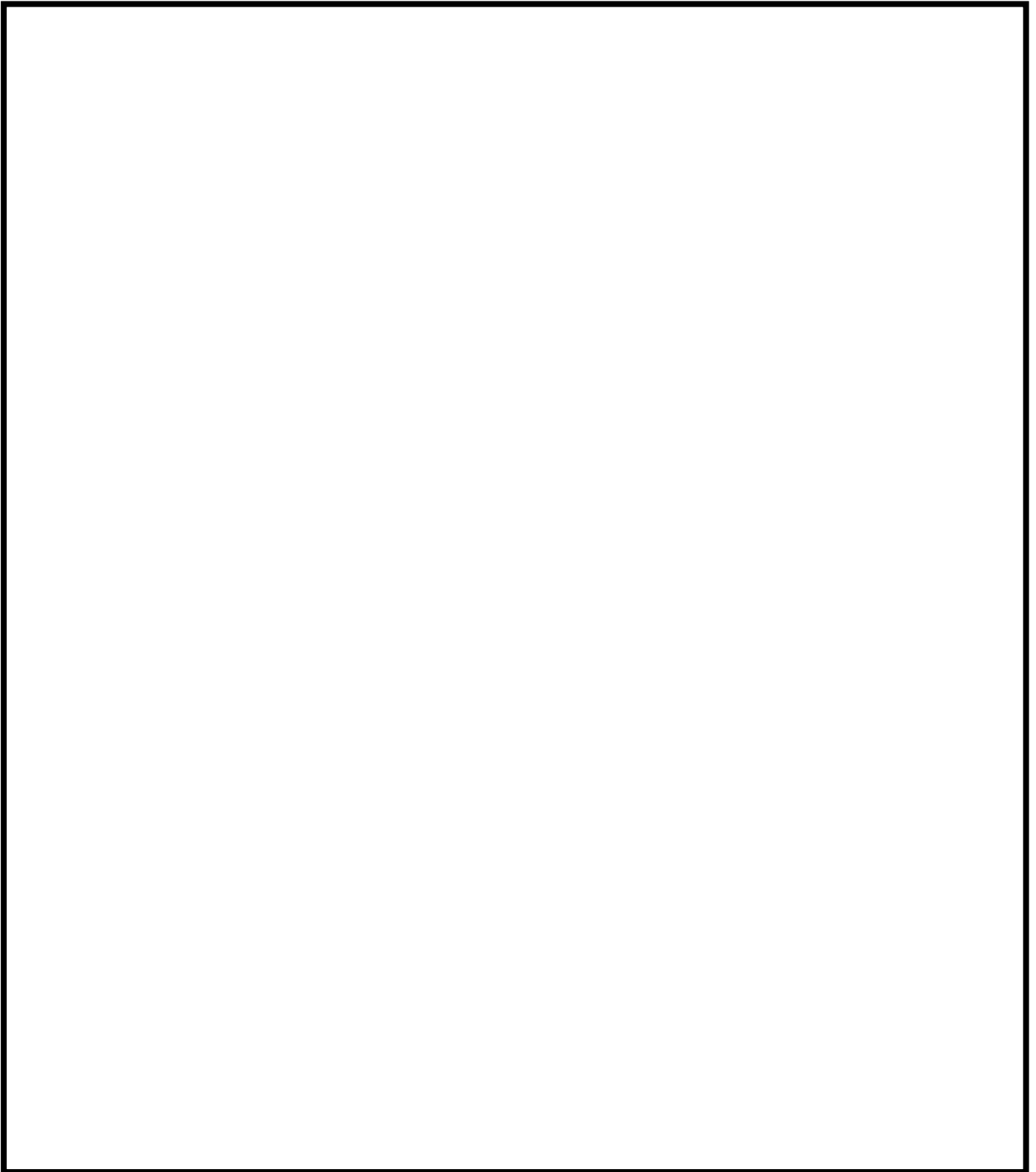


図 26 AM 用切替装置の配置図
(6/7 号炉 コントロール建屋地上 2 階)

46-4
系統図

凡例

	2 out of 3 論理
	OR 論理
	AND 論理
	信号阻止
ADS	自動減圧系
SA-ADS	代替自動減圧機能
TD	タイマー (10分)
ND	常時無励磁

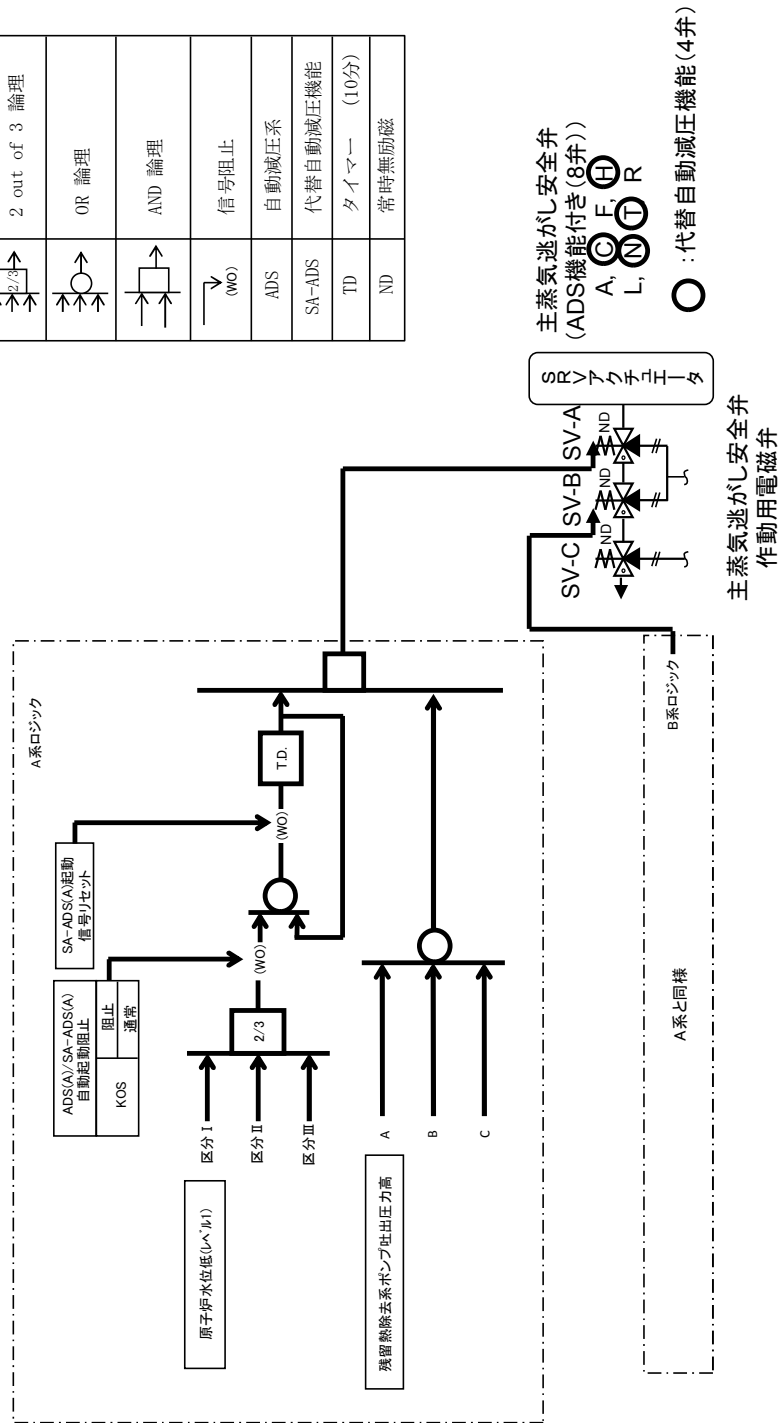


図1 代替自動減圧機能の概略回路構成

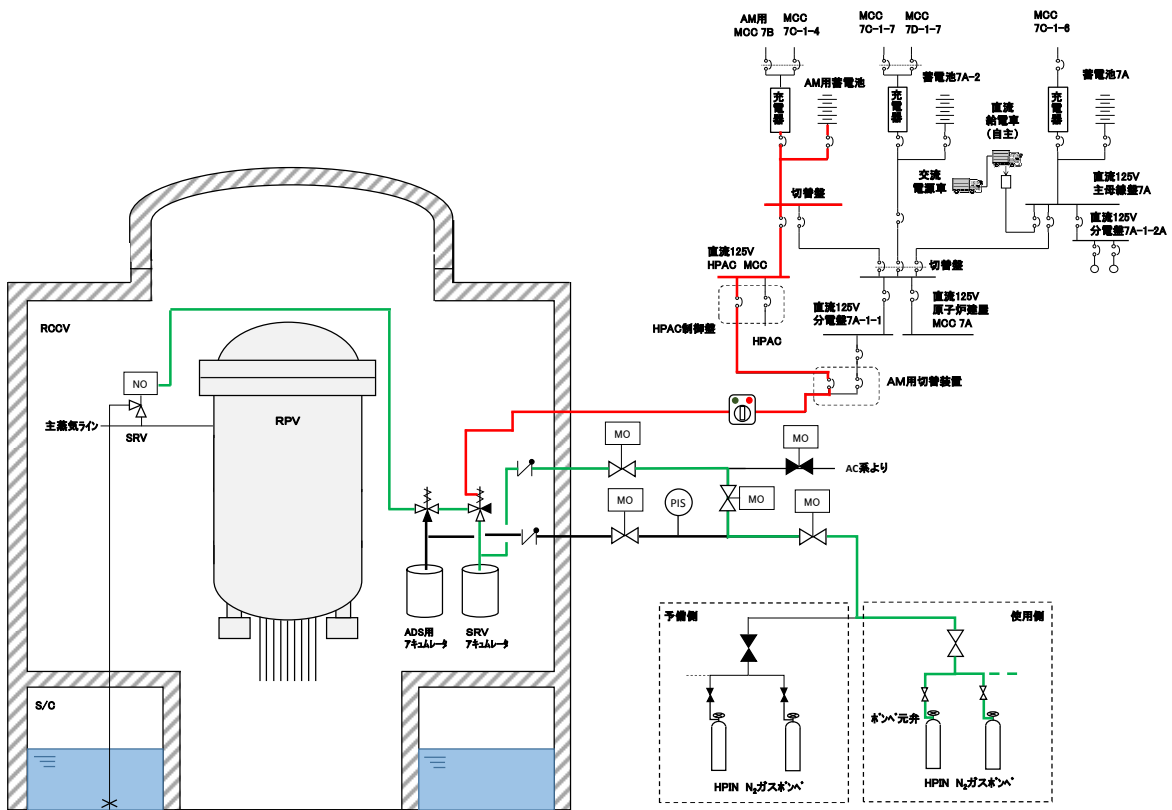


図2 可搬型直流電源設備による逃がし安全弁開放 概要図

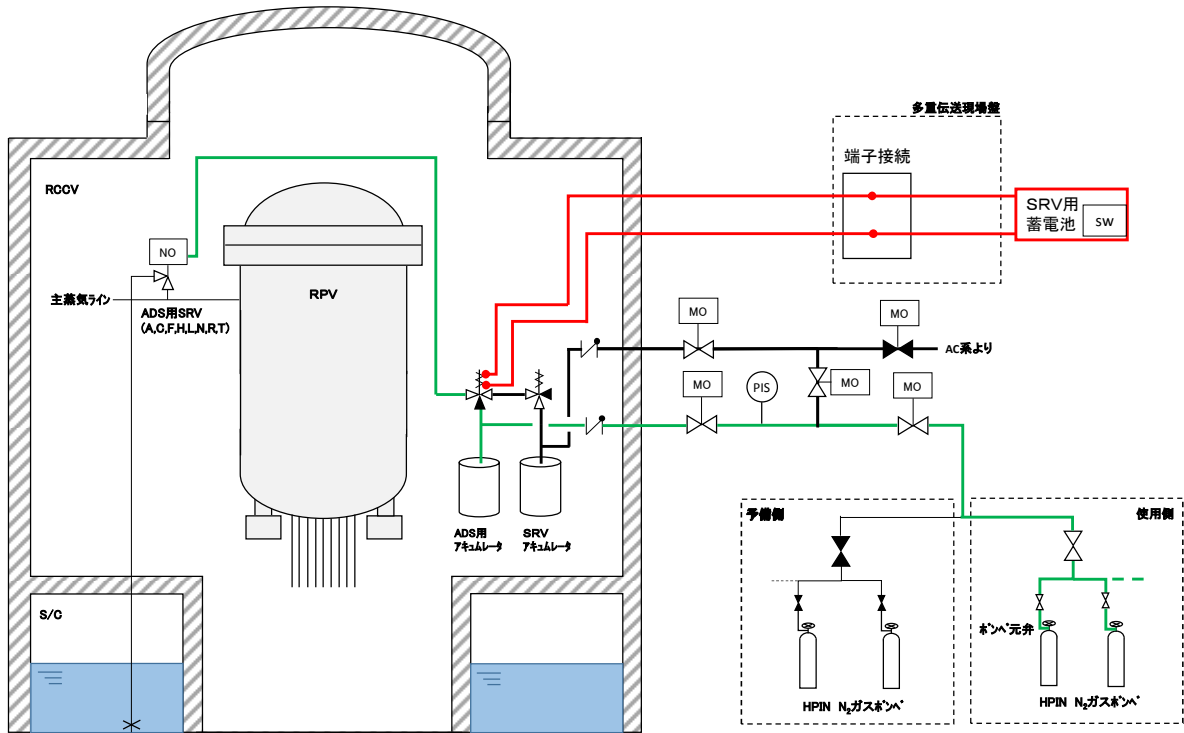


図3 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能付き)開放 概要図

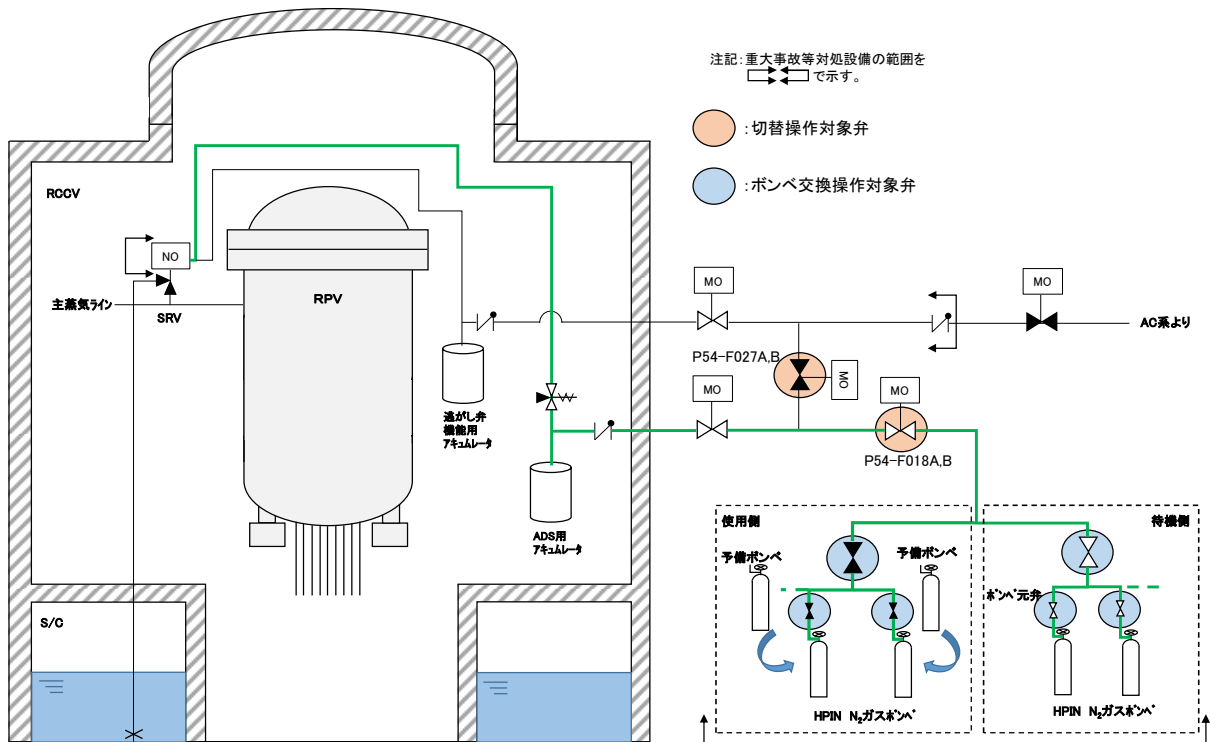


図4 高压窒素ガス供給系（非常用） 系統概要図（6号炉）

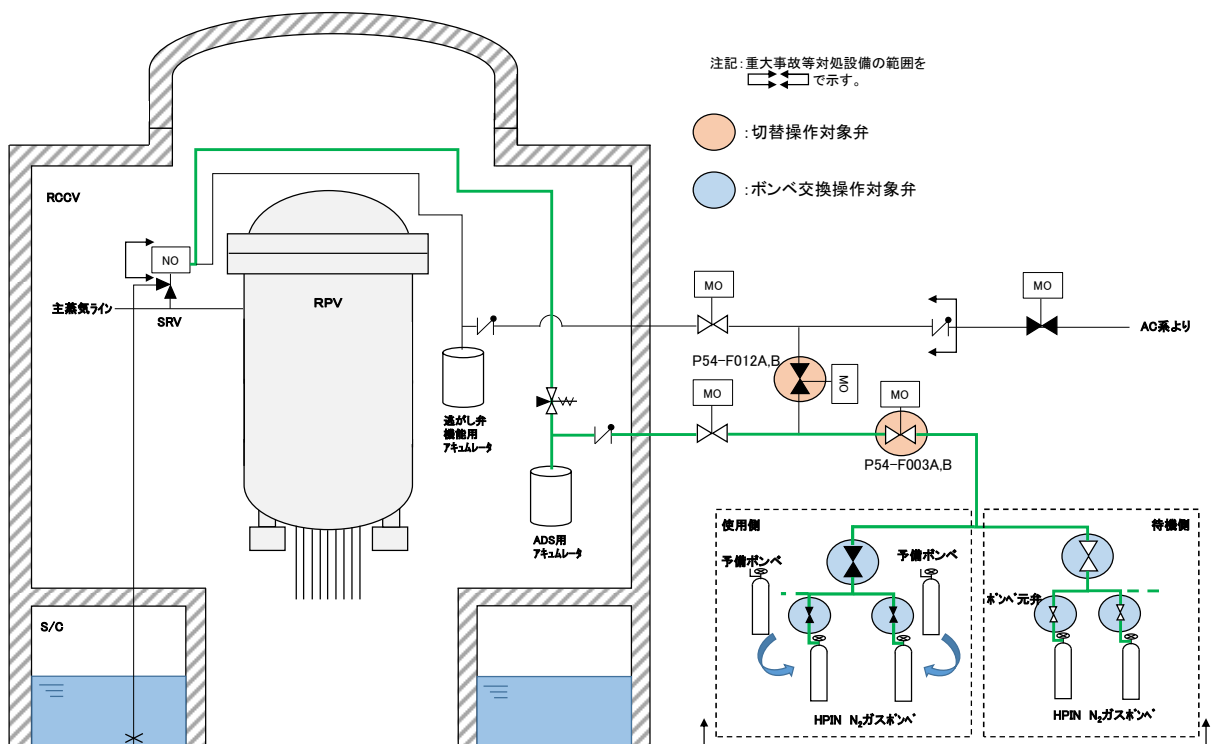


図5 高压窒素ガス供給系（非常用） 系統概要図（7号炉）

表1 6号炉操作対象弁リスト

弁名称	弁番号	操作目的	状態の変化	操作場所
HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁	P54-MO-F027A	系統隔離	全開⇒全閉	原子炉建屋の二次格納施設外
	P54-MO-F027B	系統隔離	全開⇒全閉	原子炉建屋の二次格納施設外
HPIN 非常用窒素ガス供給元弁	P54-MO-F018A	系統構成	全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設外
	P54-MO-F018B	系統構成	全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設外
HPIN 窒素ガスボンベラック元弁	P54-F017A, C	ボンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設外
	P54-F017B, D	ボンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設外
HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁	P54-F016 A, C, E, G, J, L, N, Q, S, U	ボンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設外
	P54-F016 B, D, F, H, K, M, P, R, T, V (A, C, E, G, J, L, N, Q, S, U) (B, D, F, H, K, M, P, R, T, V)	ボンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設外
(ボンベ元コック弁)		ボンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設外
		ボンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設外

表2 7号炉操作対象弁リスト

弁名称	弁番号	操作目的	状態の変化	操作場所
HPIN 常用・非常用窒素ガス連絡弁	P54-M0-F012A	系統隔離	全開⇒全閉	原子炉建屋の二次格納施設外
	P54-M0-F012B	系統隔離	全開⇒全閉	原子炉建屋の二次格納施設外
HPIN 非常用窒素ガス供給弁	P54-M0-F003A	系統構成	全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設
	P54-M0-F003B	系統構成	全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設
HPIN 窒素ガスポンベ出口元弁	P54-F002A, C	ポンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設
	P54-F002B, D	ポンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設
HPIN 窒素ガスポンベ出口弁	P54-F001 A, C, E, G, J, L, N, Q, S, U	ポンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設
	P54-F001 B, D, F, H, K, M, P, R, T, V (A, C, E, G, J, L, N, Q, S, U)	ポンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設
(ポンベ元コック弁)	P54-F001 (B, D, F, H, K, M, P, R, T, V)	ポンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設
		ポンベ切り替え操作 及び交換操作	全開⇒全閉 全閉⇒全開	原子炉建屋の二次格納施設

46-5
試験及び検査

柏崎刈羽原子力発電所第6号機 点検計画

1. 点検計画

機器又は系統名	実施数(機器名)	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 ()内は適用する設備診断技術
原子炉冷却材パウンダリ(クラス1機器)	クラス1機器 1式(原子炉圧力容器)	1	非破壊試験	10Y	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。
			漏えい試験	1C	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。
クラス2機器	クラス2機器 1式	A	非破壊試験	10Y	クラス2機器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
			漏えい試験	10Y	クラス2機器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
クラス3機器	クラス3機器 1式	A	非破壊試験	10Y	クラス3機器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
			漏えい試験	10Y	クラス3機器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
クラスMC容器	クラスMC容器 1式 (原子炉格納容器貫通部)	A	非破壊試験	10Y	クラスMC容器供用期間中検査	定検停止中 ISIプログラムによる。
総合負荷性能	蒸気タービン本体及びその附属設備並びに発電用原子炉及びその附属設備 1式 (補助ボイラー及び非常用予備発電装置を除く)	A	総合性能試験	1C	総合負荷性能検査	定検起動後
炉心	燃料集合体 872体	A	外観点検	1C	燃料集合体炉内配置検査	定検停止中
	燃料集合体 1式 (872体のうち再装荷する燃料)	A	外観点検	1C	燃料集合体外観検査	定検停止中 燃料タイプ毎に2体
	チャンネルボックス	A	取替	燃焼度による	—	定検停止中
	原子炉本体のうち炉心	A	特性試験	1C	原子炉停止余裕検査	定検停止中
原子炉圧力容器	原子炉圧力容器主フランジシール面 1式	1	開放点検	13M	—	定検停止中
炉内構造物	炉内構造物 1式	A	外観点検	10Y	炉内構造物検査(その1)	定検停止中 ISIプログラムによる。
			外観点検	維持規格による	炉内構造物検査(その2)	定検停止中 ISIプログラムによる。
主蒸気逃がし安全弁	主蒸気逃がし安全弁 18台 B21-F001A~U(I, O, Q除く)	1	機能・性能試験	1C	主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査	定検停止中
			機能・性能試験	1C	安全弁検査(その2)	定検停止中
			漏えい試験	1C	主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査	定検停止中
			機能・性能試験	1C	主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査	定検停止中
			分解点検	13M	主蒸気逃がし安全弁分解検査	定検停止中
	圧カスリッパ 18台	1	特性試験	13M	主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査	定検停止中
	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 18台 B21-F004A~U(I, O, Q除く)	A	外観点検	1C	—	定検停止中
自動減圧系	主蒸気逃がし安全弁 8台(主蒸気逃がし安全弁 18台中自動減圧機能を有する8台)	A	機能・性能試験	1C	自動減圧系機能検査	定検停止中
	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 8台 B21-A003A, C, F, H, L, N, R, T	A	外観点検	1C	—	定検停止中

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第6号機
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

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 : K6-10-8-B-R

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第6号機
第9保全サイクル定期事業者検査要領書

検査名：安全弁検査（その2）
要領書番号：K6-9-152-C-R2

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第6号機
第9保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名：原子炉冷却系統設備
検 査 名：主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査
要領書番号：K6-9-9-B-M

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第6号機
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

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：K6-10-10-B-R

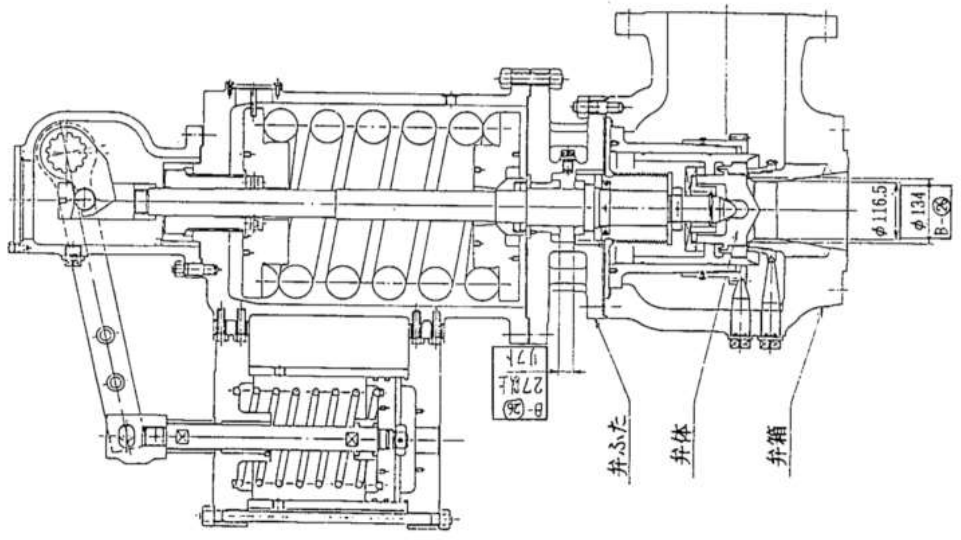
東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所 第6号機
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

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：K6-10-32-A-運

名称	種類	主器寸法 (呼び径A)	材料 (弁箱)	個数	取付箇所
主蒸気逃がし安全弁	平衡型	150	SCPH2	18	原子炉格納容器内



0463 -001

第2回工事計画認可申請	第2-1-3図
柏崎刈羽原子力発電所 第6号機	
名称	主蒸気逃がし安全弁構造図

図1 主蒸気逃がし安全弁 構造図

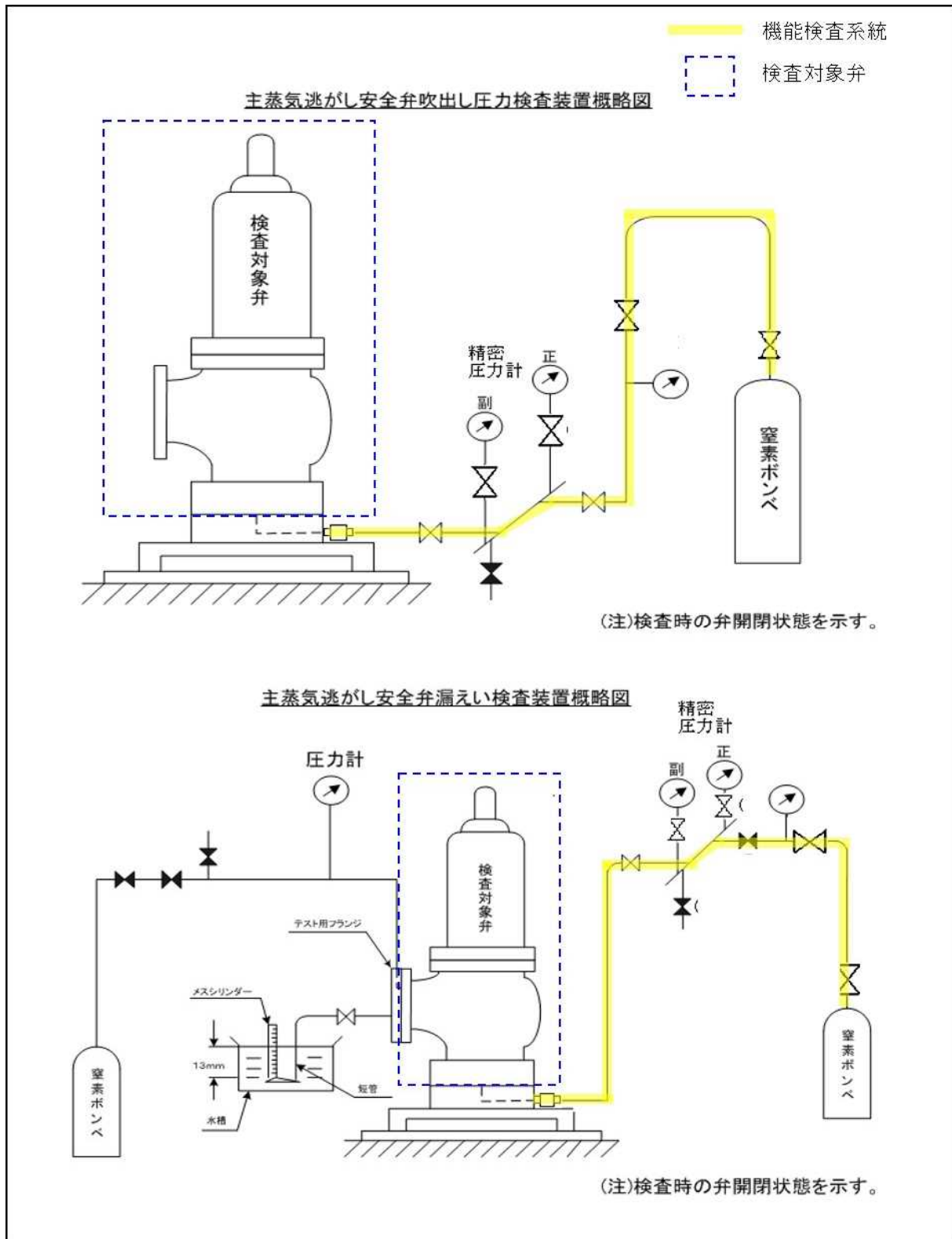


図2 主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査系統図

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 点検計画

1. 点検計画

機器又は系統名	実施数（機器名）	保全の重要度	点検及び試験・検査の項目	保全方式または頻度	検査名	備考 ()内は適用する設備診断技術
原子炉冷却材バウンダリ (クラス1機器)	クラス1機器 1式(原子炉圧力容器)	A	非破壊試験	10Y	クラス1機器供用期間中検査	定検停止中 1S1プログラムによる。
			漏えい試験	1C	クラス1機器供用期間中検査	定検停止中 1S1プログラムによる。
クラス2機器	クラス2機器 1式	A	非破壊試験	10Y	クラス2機器供用期間中検査	定検停止中 1S1プログラムによる。
			漏えい試験	10Y	クラス2機器供用期間中検査	定検停止中 1S1プログラムによる。
クラス3機器	クラス3機器 1式	A	非破壊試験	10Y	クラス3機器供用期間中検査	定検停止中 1S1プログラムによる。
			漏えい試験	10Y	クラス3機器供用期間中検査	定検停止中 1S1プログラムによる。
クラスMC容器	クラスMC容器 1式 (原子炉格納容器、原子炉格納容器貫通部)	A	非破壊試験	10Y	クラスMC容器供用期間中検査	定検停止中 1S1プログラムによる。
総合負荷性能	蒸気タービン本体及びその附属設備並びに発電用原子炉及びその附属設備 1式 (補助ボイラー及び非常用予備発電装置を除く)	A	総合性能試験	1C	総合負荷性能検査	定検起動後
炉心	燃料集合体 872体	A	外観点検	1C	燃料集合体炉内配置検査	定検停止中
	燃料集合体 1式 (872体のうち再装荷する燃料)	A	外観点検	1C	燃料集合体外観検査	定検停止中 燃料タイプ毎に2体
	チャンネルボックス	A	取替	燃焼度による	—	定検停止中
	原子炉本体のうち炉心	A	特性試験	1C	原子炉停止余裕検査	定検停止中
原子炉圧力容器	原子炉圧力容器主フランジシール面 1式	A	開放点検	1C	—	定検停止中
炉内構造物	炉内構造物 1式	A	外観点検	10Y	炉内構造物検査(その1)	定検停止中 1S1プログラムによる。
			外観点検	維持規格による	炉内構造物検査(その2)	定検停止中 1S1プログラムによる。
主蒸気逃がし安全弁	主蒸気逃がし安全弁 18台 B21-F001A~U(1, O, Q除く)	1	機能・性能試験	1C	主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査	定検停止中
			機能・性能試験	1C	安全弁検査(その1)	定検停止中
			漏えい試験	1C	主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査	定検停止中
			機能・性能試験	1C	主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査	定検停止中
			分解点検	13M	主蒸気逃がし安全弁分解検査	定検停止中
圧力スイッチ 18台	1	特性試験	13M	主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査	定検停止中	
主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ 18台 B21-F004A~U(1, O, Q除く)	A	外観点検	1C	—	定検停止中	
自動減圧系	主蒸気逃がし安全弁 8台(主蒸気逃がし安全弁18台中自動減圧機能を有する8台)	A	機能・性能試験	1C	自動減圧系機能検査	定検停止中
	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 8台 B21-A003A, C, F, H, L, N, R, T	A	外観点検	1C	—	定検停止中

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第7号機
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

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：K7-10-8-B-R

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第7号機
第9保全サイクル定期事業者検査要領書

検査名：安全弁検査（その1）
要領書番号：K7-9-152-C-R

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第7号機
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

設 備 名 : 原子炉冷却系統設備
検 査 名 : 主蒸気逃がし安全弁・逃がし弁機能検査
要領書番号 : K7-10-9-B-M

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所第7号機
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

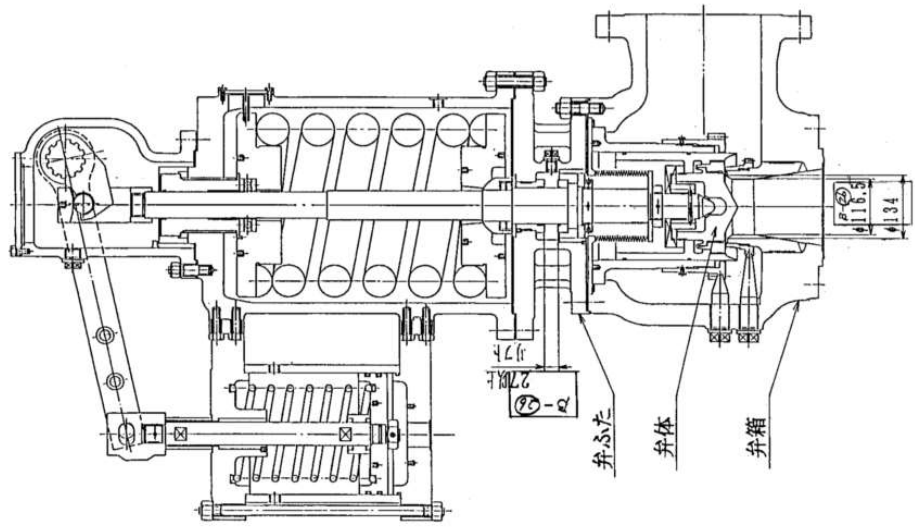
設 備 名：原子炉冷却系統設備
検 査 名：主蒸気逃がし安全弁分解検査
要領書番号：K7-10-10-B-R

東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所 第7号機
第10保全サイクル定期事業者検査要領書

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：K7-10-32-A-運

986-E00-2N

名称	種類	主要寸法 (呼び径A)	材料(弁箱)	個数	取付箇所
主蒸気逃がし安全弁	平衡型	150	SCPH2	18	原子炉格納容器内



配管よりフランジを切り離すことにより弁の分解点検が可能

0455 -001

第2回工事計画認可申請 第2-1-4図
柏崎刈羽原子力発電所 第7号機
名称 主蒸気逃がし安全弁構造図
NRMS SIAHIG N2-003-986 P.203

図3 主蒸気逃がし安全弁 構造図

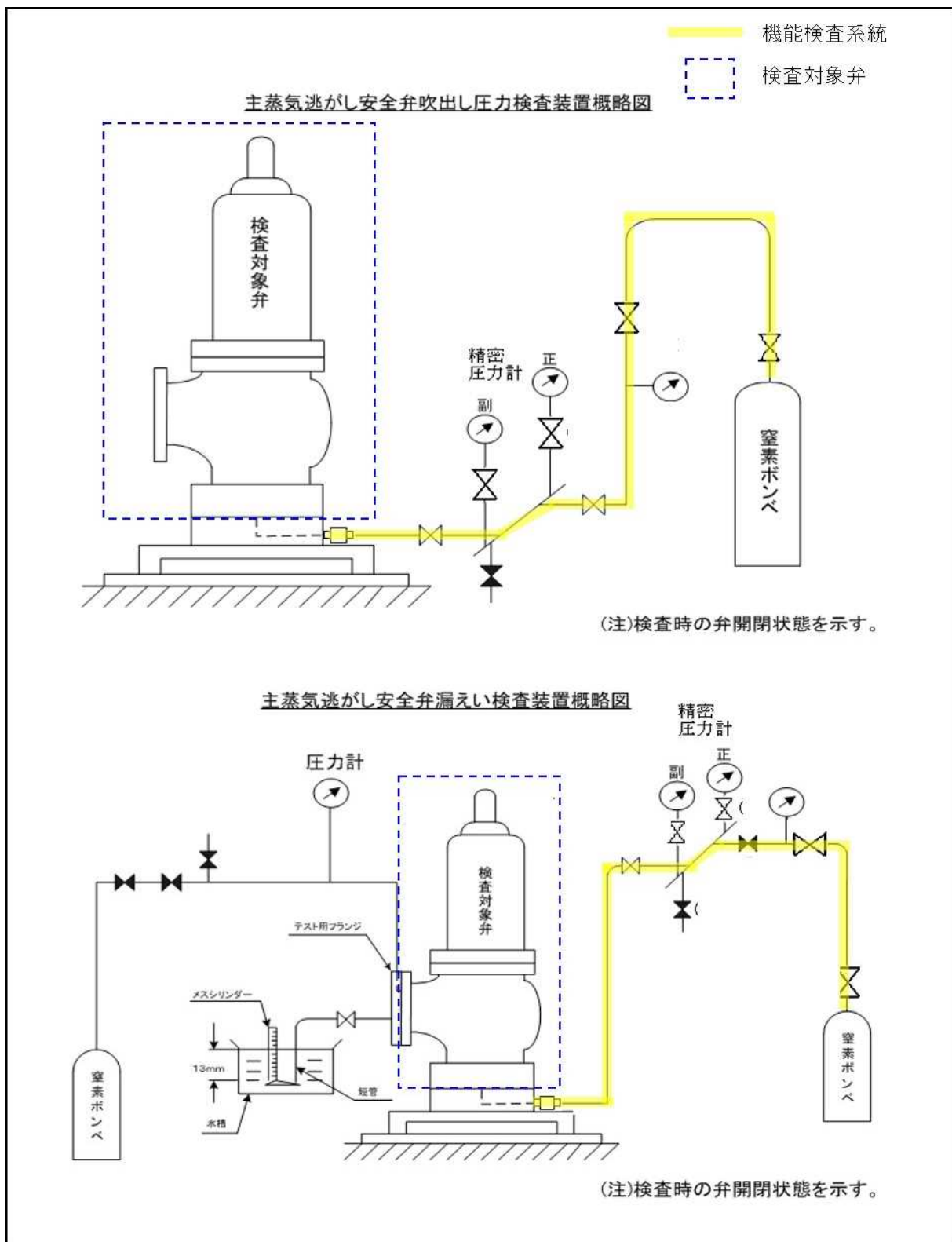


図4 主蒸気逃がし安全弁・安全弁機能検査系統図

代替自動減圧機能の試験・検査

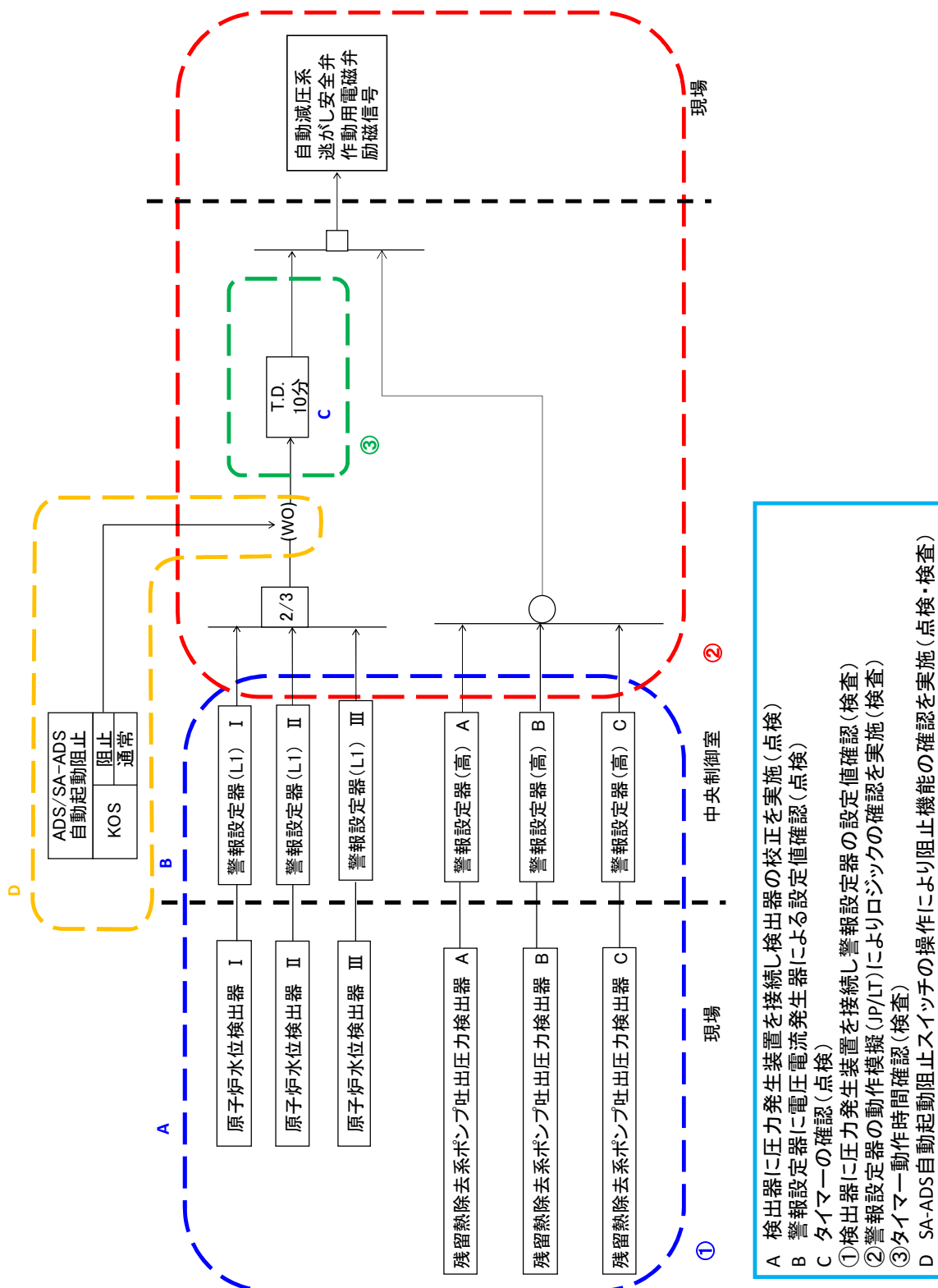


図5 代替自動減圧機能の試験及び検査

代替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、第四十三条（重大事故等対処設備）第1項第3号に要求されており、解釈には、第十二条（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、代替自動減圧機能については、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為、原子炉の停止中（定期検査時）に試験を行う設計とする。

2. 第十二条第4項の要求に対する適合性の整理

第十二条第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1 第十二条第4項の解釈の要求事項

第十二条解釈	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中又は停止中に試験又は検査ができる」とは、実システムを用いた試験又は検査が不適当な場合には、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（定期検査時）は、実システムを用いた試験又は検査を実施する。
8—1	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あっては、各々が独立して試験又は検査ができること。	代替自動減圧機能は、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為、停止中（定期検査時）に試験を行う設計とする。
8—2	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。	代替自動減圧機能は、多重性を有していないため、運転中に試験を実施すると、その間は、機能自体が維持されない。また、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—3	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（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。	代替自動減圧機能は、重大事故等対処設備であることから、多重性を有しておらず、設計基準事故対処設備である自動減圧系のような対応はできない。

3. 代替自動減圧機能の試験間隔の検討

代替自動減圧機能は、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。代替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、かつ代替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、又はと十分に低いことを確認しており、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、代替自動減圧機能は、停止中（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。

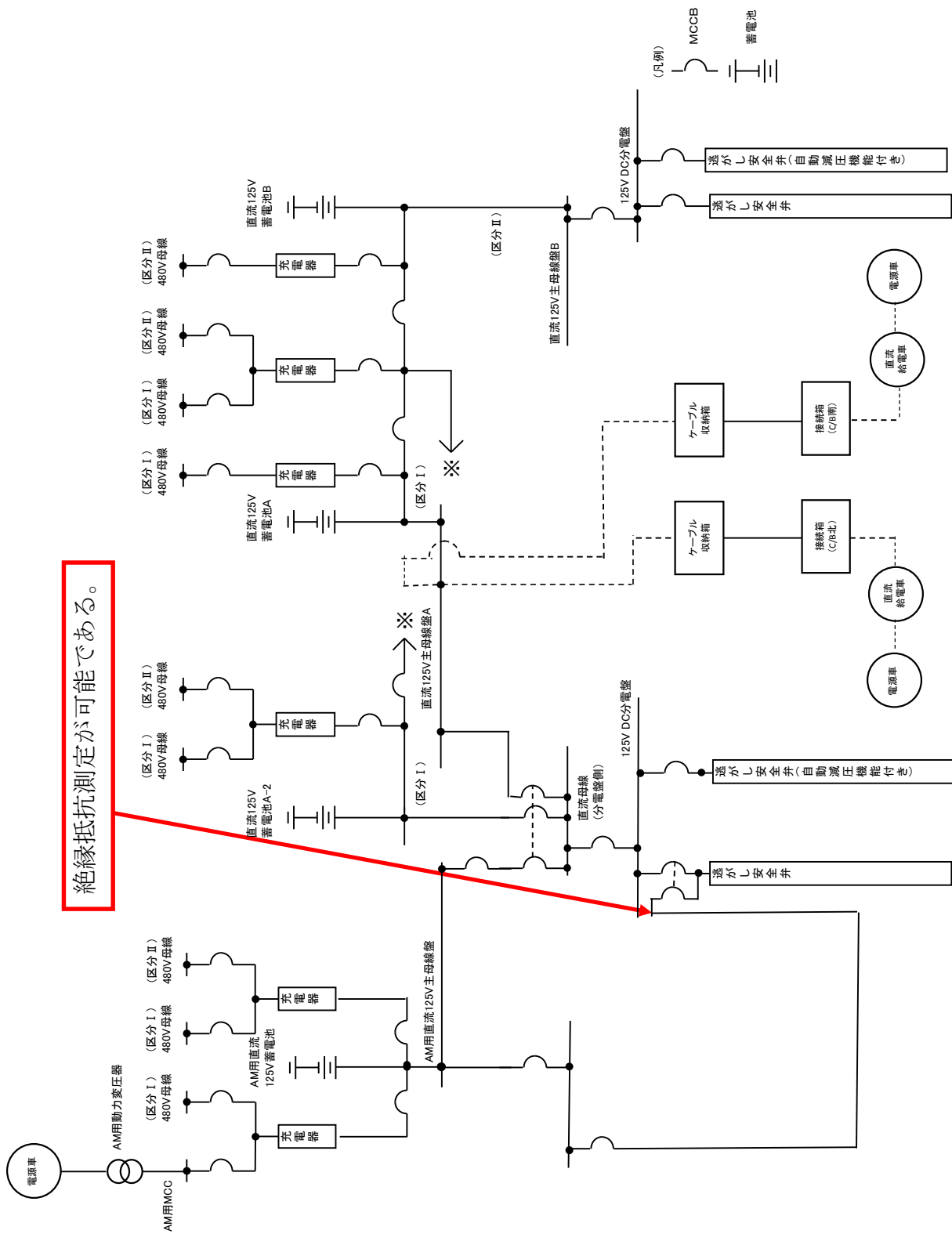


図6 AM用切替装置 (SRV) の試験及び検査 (6号炉)

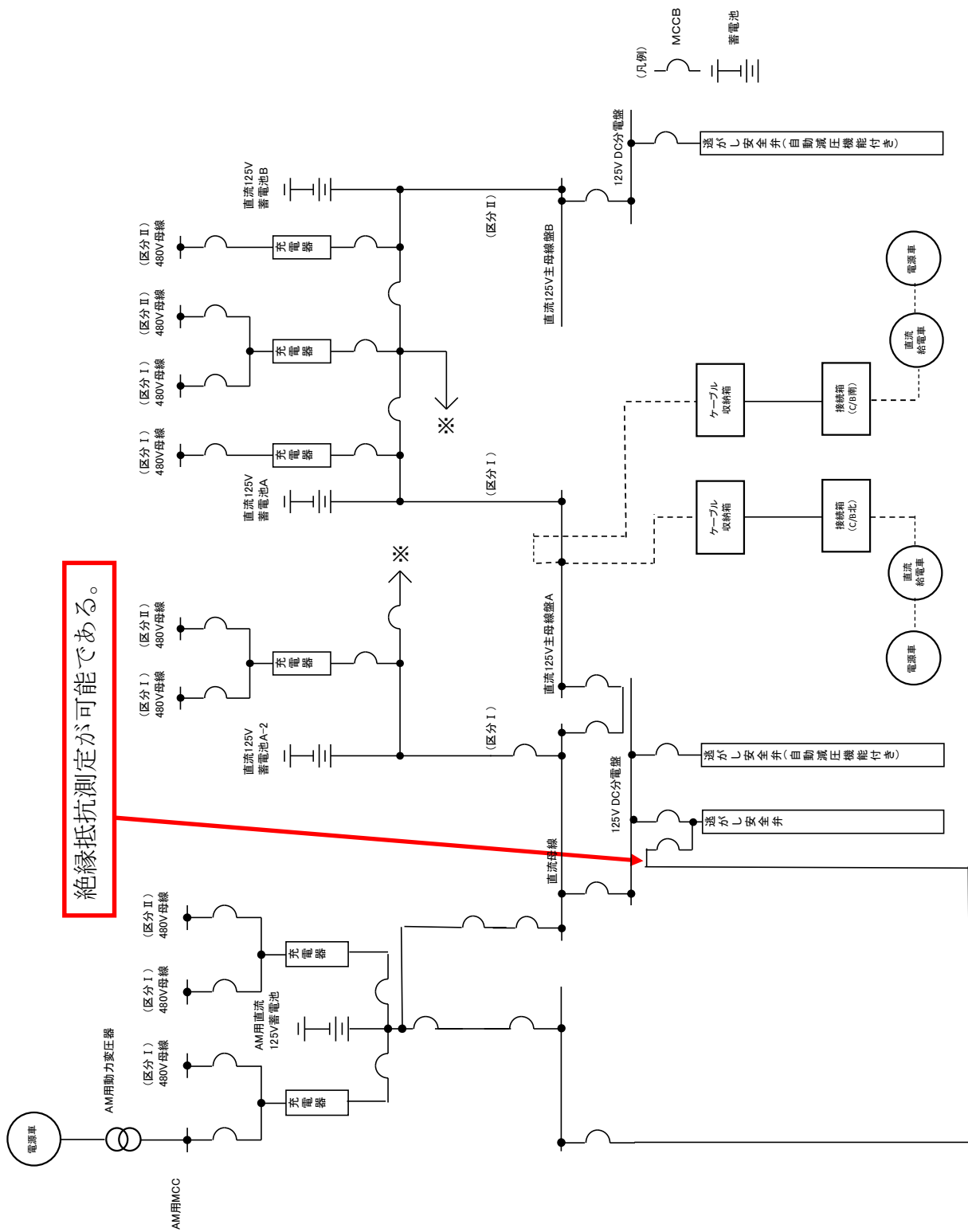


図7 AM用切替装置 (SRV) の試験及び検査 (7号炉)

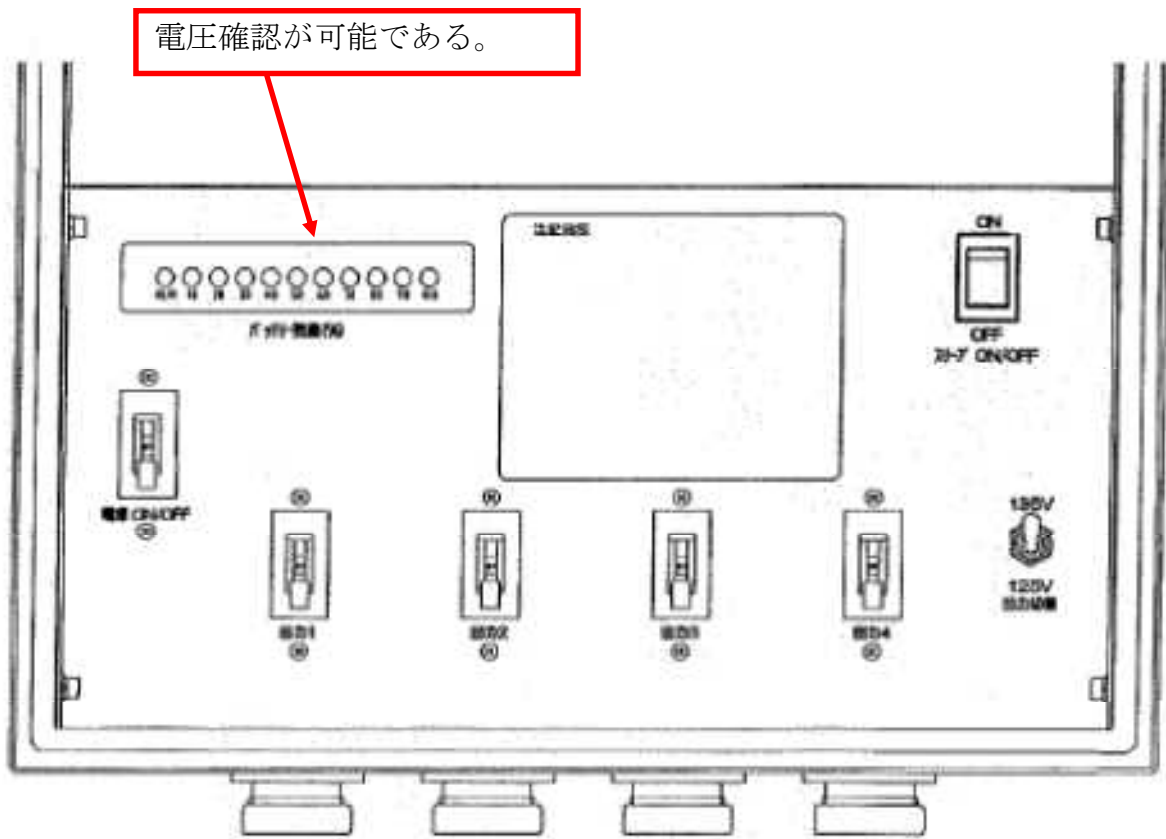
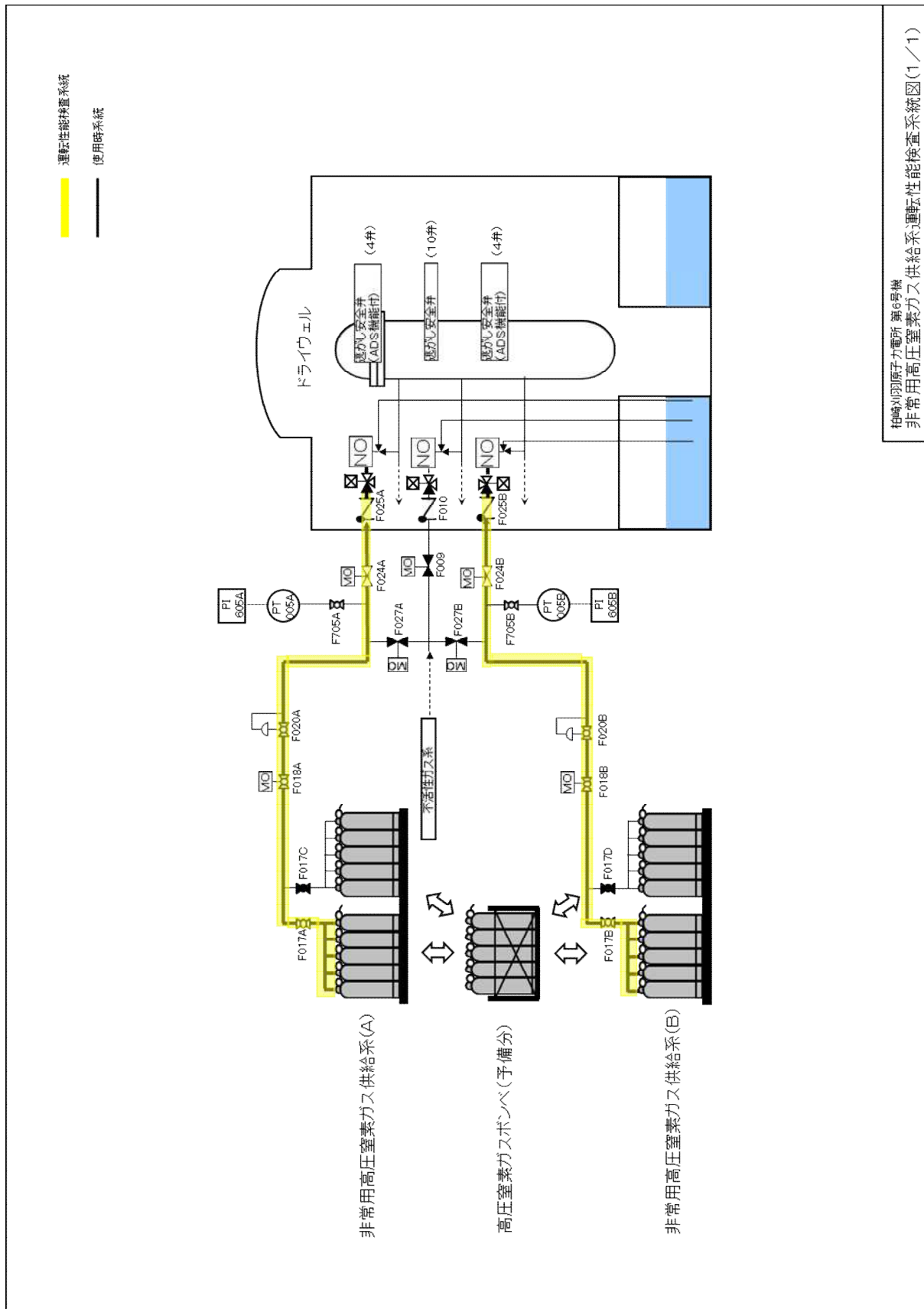
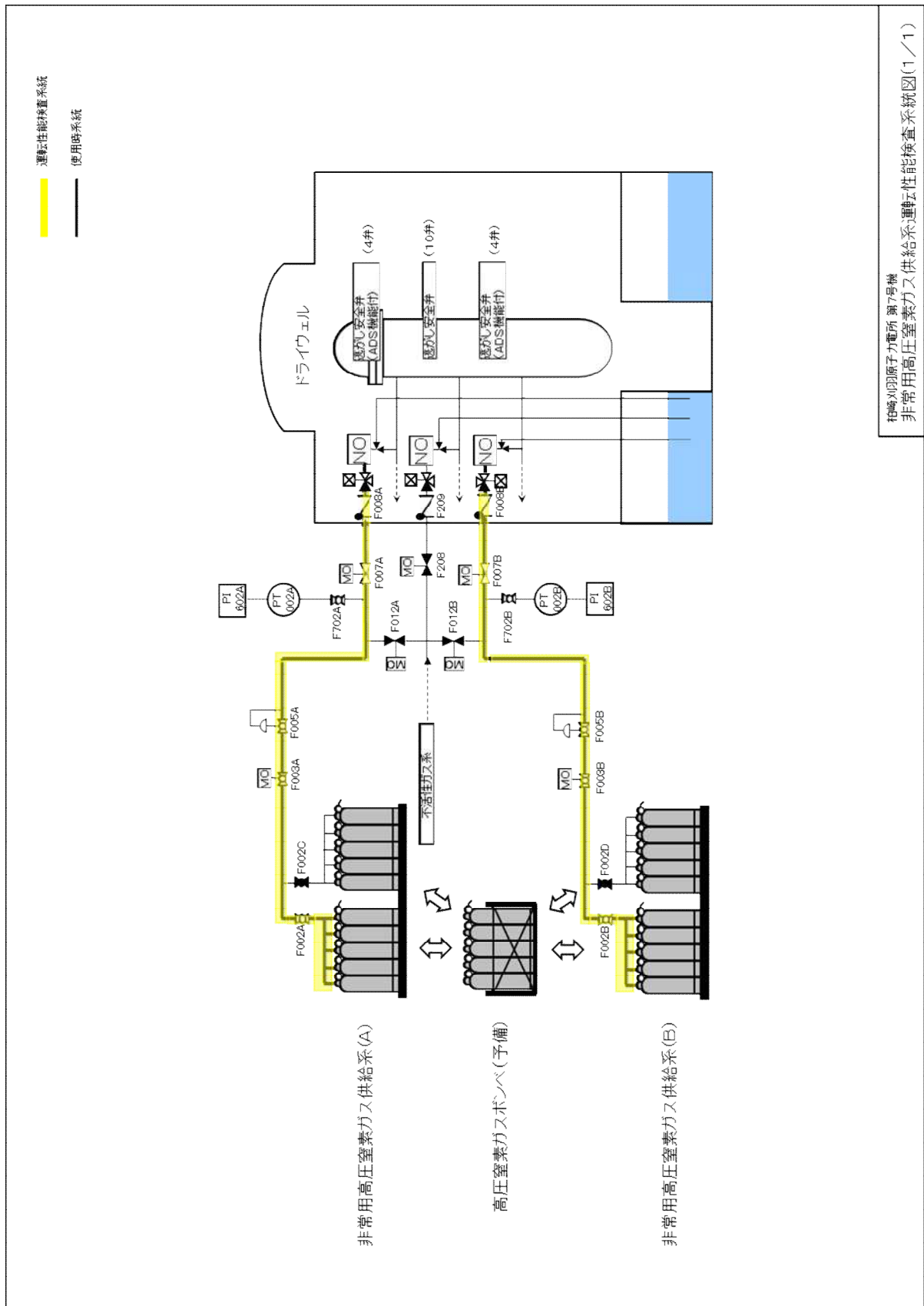


図8 逃がし安全弁用可搬型蓄電池構造図



柏崎刈羽原子力発電所 第6号炉
非常用高圧窒素ガス供給系運転性能検査系統図(1/1)

図9 高圧窒素ガス供給系（非常用）の試験及び検査（6号炉）



種崎川原子力発電所 7号炉
 非常用高圧窒素ガス供給系運転性能検査系統図(1/1)

図 10 高圧窒素ガス供給系（非常用）の試験及び検査（7号炉）

46-6
容量設定根拠

・逃がし安全弁

名 称		逃がし安全弁
吹出量	t/h/個	【設定根拠】記載 表1参照

【設 定 根 拠】

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防止するため、原子炉格納容器内の主蒸気管に取付けられ、サプレッション・チェンバのプール水中に蒸気を放出する。

逃がし安全弁は、平衡型ばね安全弁（アクチュエータ付）で、以下の機能を有する。

・逃がし弁機能

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。

逃がし安全弁の逃がし弁機能における吹出し量を表1に示す。

表1 逃がし安全弁の逃がし弁機能における吹出し量

機能	個数 (個)	吹出量 ((t/h)/個)
逃がし 弁機能	1	363
	1	367
	4	370
	4	373
	4	377
	4	380

逃がし安全弁は設計基準事故対処設備としての安全機能を兼ね備えた設備であり、設計基準事故対処設備としての吹出量は表1の通りであり、本容量は、逃がし安全弁を必要とする事故シーケンスにて、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要となる容量と同等であることを確認している。

以上のことから、重大事故等対処設備として使用する逃がし安全弁の吹出量は、設計基準事故対処設備としての吹出量と同仕様とする。

・逃がし安全弁機能用アキュムレータ

名 称		逃がし弁機能用アキュムレータ
容量	L/個	□ 以上(注1), (15(注2))
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
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】

逃がし弁機能用アキュムレータは、逃がし安全弁が逃がし弁機能により、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に必要な駆動用窒素を供給する。

1. 容量

逃がし弁機能用アキュムレータからシリンダへの作動ガスは断熱変化 ($PV^k = \text{一定}$) を仮定し、逃がし安全弁全開時のアキュムレータ圧力がシリンダ圧力に対して臨界圧力以上となるようアキュムレータ容量を決定する。

弁作動前のアキュムレータ容積 V_a を V_{a1} 、 V_{a2} に分割して考える。 $(V_{a1}$ は弁作動後もアキュムレータに残る作動ガスの体積、 V_{a2} は弁作動後シリンダ側へ移る作動ガスの体積)

逃がし弁機能作動前のアキュムレータ圧力を P_{a0} 、作動後のアキュムレータ圧力を P_{a1} 、シリンダ内圧力を P_c (=駆動シリンダ内必要最低圧力)、逃がし安全弁全開時のシリンダ容量を V_c とすると各値に対して下記関係式が成り立つ。

$$\begin{aligned}
 V_a &= V_{a1} + V_{a2} \\
 P_{a0} \cdot V_{a1}^k &= P_{a1} \cdot V_a^k & \therefore V_{a1} &= (P_{a1}/P_{a0})^{1/k} \cdot V_a \\
 P_{a0} \cdot V_{a2}^k &= P_c \cdot V_c^k & \therefore V_{a2} &= (P_c/P_{a0})^{1/k} \cdot V_c
 \end{aligned}$$

上記の式を整理すると下記式となり、この式を用いて逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ容量を算出する。

$$V_a = \frac{\left(\frac{P_c}{P_{a0}}\right)^{\frac{1}{k}}}{1 - \left(\frac{P_{a1}}{P_{a0}}\right)^{\frac{1}{k}}} \cdot V_c$$

次に、逃がし弁機能は急速開要求をもつため、アキュムレータからシリンダへの作動ガスが臨界流で流れるように、作動後の圧力バランスとして次の式を考慮する。

$$P_{a1} = \frac{P_c}{0.523} \quad (0.523: \text{臨界圧力比} = \left(\frac{2}{K+1}\right)^{\frac{K}{K-1}})$$

V_a : アキュムレータ容量 (ℓ)

V_c : 逃がし安全弁全開時シリンダ容量 (ℓ) =

K : 断熱指数 = 1.433

(保守的に 0°C, 1.5MPa を考慮)

P_c : 逃がし安全弁全開保持に必要なシリンダ内最低圧力 (MPa[abs])

=

P_{a0} : 作動前のアキュムレータ最低圧力 (MPa[abs])

= 1.231

P_{a1} : 逃がし安全弁全開時のアキュムレータ内圧力 (MPa[abs])

=

上記から、逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの必要容量は下記となる。

$$V_a = \frac{\left(\frac{1.231}{\left(\frac{1.231}{0.523}\right)^{1/1.433}}\right)}{1 - \left(\frac{1.231}{\left(\frac{1.231}{0.523}\right)^{1/1.433}}\right)} \times 10 = \text{} = \text{} \ell$$

上記から、逃がし安全弁逃がし機能用アキュムレータの容量 (要求値) は ℓ/個以上とし、公称値は、要求値を上回るものとして 15ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力

逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用圧力は、高圧窒素ガス供給系主配管の最高使用圧力に合わせ 1.77MPa とする。

3. 最高使用温度

逃がし弁機能用アキュムレータの最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度に合わせて 171°C とする。

・自動減圧機能用アキュムレータ

名 称		自動減圧機能用アキュムレータ
容量	L/個	<input style="width: 30px;" type="text"/> 以上(注 1), (200(注 2))
最高使用圧力	MPa	1.77
最高使用温度	℃	171
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】

自動減圧機能用アキュムレータは、原子炉水位低とドライウェル圧力高の両方の信号により、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を強制的に開放するために必要な、駆動用窒素を供給する。18 個の逃がし安全弁のうち 8 個に自動減圧機能を持たせるため、自動減圧機能用アキュムレータも 8 個設置する。

1. 容量

自動減圧機能用アキュムレータからシリンダへの作動ガスは断熱変化 ($PV^k = \text{一定}$) を仮定し、下記のようにアキュムレータ容量を決定する。

弁作動後のアキュムレータ圧力とシリンダ圧力はバランスが取れて等しいとする。

$$P_{a0} \cdot V_a^k = P_c \cdot (V_a + V_c)^k$$

上記の式から、必要アキュムレータ容量の算出式が求まる。

$$V_a = \frac{V_c}{\left(\frac{P_{a0}}{P_c}\right)^{\frac{1}{k}} - 1}$$

V_a : アキュムレータ容量 (ℓ)

V_c : 逃がし安全弁全開時シリンダ容量 (ℓ) =

K : 断熱指数 = 1.433
(保守的に 0℃, 1.5MPa を考慮)

P_c : 逃がし安全弁全開保持に必要なシリンダ内最低圧力 (MPa[abs]) =

P_{a0} : 作動前のアキュムレータ最低圧力 (MPa[abs]) = 1.231

上記の式及び値により逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの必要容量は下記となる。

$$V_a = \frac{10}{\left(\frac{1.231}{\text{$$

上記から、自動減圧機能用アキュムレータの容量（要求値）は□□ℓ/個以上とし、公称値は要求値を上回るものとして200ℓ/個とする。

2. 最高使用圧力の設定根拠

自動減圧機能用アキュムレータの最高使用圧力は、高圧窒素ガス供給系主配管の最高使用圧力に合わせ1.77MPaとする。

3. 最高使用温度の設定根拠

自動減圧機能用アキュムレータの最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度に合わせて171℃とする。

・代替自動減圧機能

名 称	原子炉水位低 (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、原子炉水位低 (レベル1) 及び残留熱除去系ポンプ運転状態で逃がし安全弁を作動させる。
設 定 値	原子炉圧力容器零レベル*より 936 cm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運転中のみ、自動減圧系と同様の原子炉水位低 (レベル1) を設定する。

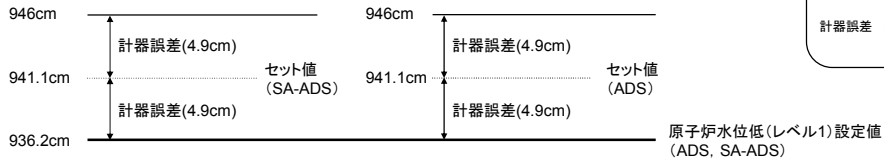
注記* : 原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より 1,224 cm下

<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有効燃料棒上端より高い設定として、原子炉水位低 (レベル1) とする。
- ・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による注水が必要であることを考慮して、残留熱除去系が自動起動する原子炉水位低 (レベル1) の設定とする。

<参考>

【6号炉】



ADS : 自動減圧系
SA-ADS : 代替自動減圧機能
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

【7号炉】

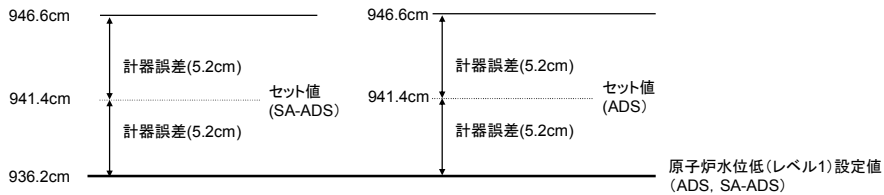


図1 原子炉水位低 (レベル1) 設定値の概要図

・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	2072
<p>【設定根拠】 常設直流電源が喪失した場合、逃がし安全弁（2 個）の駆動が可能ないように逃がし安全弁用可搬型蓄電池を設置する。</p> <p>1. 容量 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の容量は、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。 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。</p> $C = \frac{P_1 \times 2 \times t}{\eta} + P_2$ <p>ここで C :24時間での必要容量[Wh] P₁: 逃がし安全弁用電磁弁(1個)の消費電力[Wh] = 30 P₂: 逃がし安全弁用可搬型蓄電池内部消費電力[Wh] = 45 t : 逃がし安全弁用電磁弁への給電時間[h] = 24 η : DC/DCコンバータ変換効率 = 0.8</p> $C = \frac{30 \times 2 \times 24}{0.8} + 45$ $= 1845Wh$ <p>以上より、逃がし安全弁用可搬型蓄電池の容量は、1845Wh に対し十分な余裕を有する 2072Wh とする。</p>		

・ 高圧窒素ガスボンベ

名 称		高圧窒素ガスボンベ
容量	L/本	約 47
最高使用圧力	MPa	約 15 ^{注1}

【設 定 根 拠】

高圧窒素ガスボンベは、可搬型重大事故等対処設備として設置する。

高圧窒素ガスボンベは、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原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）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

高圧窒素ガスボンベの容量は、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）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

(1) 高圧窒素ガス供給系を重大事故等の供給圧力まで加圧するための消費量

$$\begin{aligned}
 S_1 &= (V_p[\ell] \times P_p[\text{MPa}] / P_N[\text{MPa}] \times T_N[\text{K}] / T_p[\text{K}]) \\
 &\quad - (V_p[\ell] \times P_r[\text{MPa}] / P_N[\text{MPa}] \times T_N[\text{K}] / T_p[\text{K}]) \\
 &= \boxed{} \text{MPa} - \boxed{} \text{MPa}) \times \boxed{} \ell / 0.1013[\text{MPa}] \times 273[\text{K}] / 273[\text{K}] \\
 &= \boxed{} \text{N}\ell
 \end{aligned}$$

ここで、

S_1 : 系統を加圧するのに 必要なガス量 [Nℓ]

V_p : 窒素ガス供給ライン 容積 = $\boxed{} \ell$

(配管容積は保守的に 50 ASch40の配管 $\boxed{} m$ 分と仮定。

加えてADSアキュムレータ 200ℓ×4)

P_p : 窒素ガス供給ライン 設定最大圧力 = $\boxed{} \text{MPa}$

P_r : アキュムレータ機能 喪失時の圧力 = $\boxed{} \text{MPa}$

注1 最高充填圧力を示す。

T_p : 窒素ガス供給ライン 温度 = 273[K](保守的に 0°Cとする)
 P_N : 大気圧 = 0.1013[MPa]
 T_N : 標準状態の温度 = 273[K]

(2) 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

$$S_2 = V_s [\ell] \times N [\text{個}] \times P_p [\text{MPa}] / P_N [\text{MPa}] \times T_N [\text{K}] / T_p [\text{K}]$$

$$= \boxed{} [\ell] \times 4 [\text{個}] \times \boxed{} [\text{MPa}] / 0.1013 [\text{MPa}] \times 273 [\text{K}] / 273 [\text{K}]$$

$$= \boxed{} [\text{NL}]$$

ここで,

S_2 : 開動作に必要な消費量 [NL]
 V_s : SRV シリンダー容量 = $\boxed{}$ [ℓ]
 N : 減圧機能維持のために必要な弁の台数 = 4 [個]
 P_p : 窒素ガス供給ライン 設定最大圧力 = $\boxed{}$ [MPa]
 T_p : 窒素ガス供給ライン 温度 = 273[K](保守的に 0°Cとする)
 P_N : 大気圧 = 0.1013[MPa]
 T_N : 標準状態の温度 = 273[K]

(3) 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

$$S_3 = \lambda [\text{NL} / \text{min} / \text{個}] \times N [\text{個}] \times D [\text{day}] \times 24 [\text{hr} / \text{day}] \times 60 [\text{min} / \text{hr}]$$

$$= \boxed{} [\text{NL} / \text{min} / \text{個}] \times 4 [\text{個}] \times 7 [\text{day}] \times 24 [\text{hr} / \text{day}] \times 60 [\text{min} / \text{hr}]$$

$$= \boxed{} [\text{NL}]$$

ここで,

S_3 : 開保持するために必要な系統漏えい量 [NL]
 λ : 逃がし安全弁 1 個あたりの系統漏えい量 = $\boxed{}$ [NL / min / 個]
 N : 減圧機能維持のために必要な弁の台数 = 4 [個]
 D : 開保持期間 (7 日間) = 7 [day]

以上より, SRV 4 弁を全て 7 日間、開維持できるガス容量は

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	: $\boxed{}$ [NL]
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	: $\boxed{}$ [NL]
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	: $\boxed{}$ [NL]
合計 :	: $\boxed{}$ [NL]

なお、7 日間の減圧機能維持に必要な SRV 台数は 2 台であるが、保守的に 4 台開保
持を考慮している。

1.2 高圧窒素ガスポンベ) による供給量

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

ここで

S_b : ポンベによる供給量 [NL]

P_1 : ポンベ初期充填圧力 = \square [MPa(absolute)]

P_2 : ポンベ交換圧力 = \square [MPa(absolute)]

P_N : 大気圧 = 0.1013 [MPa(absolute)]

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、

$$S_b > \square$$

上記の関係式より

$$\square \times M > \square$$

$$M > \square$$

よって、必要ポンベ本数は、1基当たり5本(約47L/本)/セットとする。

高圧窒素ガスポンベは、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基当たり1セットに、6号及び7号炉それぞれで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5本以上を加え、保守的に25本(予備20本)を保有する。

2. 最高使用圧力

高圧窒素ガスポンベの最高使用圧力は、ポンベの最高充填圧力である約15MPa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	□以上
<p>【設 定 根 拠】</p> <p>高圧窒素ガス供給系（非常用）は、常設重大事故等対処設備として設置する。</p> <p>高圧窒素ガス供給系（非常用）は、格納容器圧力が上昇した場合、これによる背圧の影響を受け、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）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逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を問題なく動作させることを考慮し、供給圧力を「□MPa以上」とする。</p> <p>1. 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の開動作条件 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の開条件は次式で表される。</p> $F_N + \frac{F_R}{n} \geq F_{S2} + F_V + F_P + \frac{(F_{S1} + F_{S3})}{n} + F_F \quad \dots \textcircled{1}$ <p>ここに、</p> <p>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 $F_R = \square$ [N] ※安全側の仮定として原子炉圧力として大気圧を用いている。 n：レバー比 $n = \square$ F_{S2}：シリンダスプリング荷重 $F_{S2} = \square$ [N] F_V：可動部重力 $F_V = \square$ [N] F_P：格納容器圧力によるピストン押下げ力 $F_P = P_p \times S_2$ P_p：格納容器圧力（2Pd= 0.620 [MPa]を想定する） F_{S1}：弁本体のスプリング荷重 $F_{S1} = \square$ [N] F_{S3}：弁体付きベローズ荷重 $F_{S3} = \square$ [N]</p>		

F_F : ピストンリング摩擦力
 $F_F = \text{[]}$ [N]

上記に基づき評価を行った結果、 $P_N \geq \text{[]}$ [MPa] のとき、①式の逃がし安全弁（自動減圧機能付き）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 [] [MPa] 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、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）は開可能である。

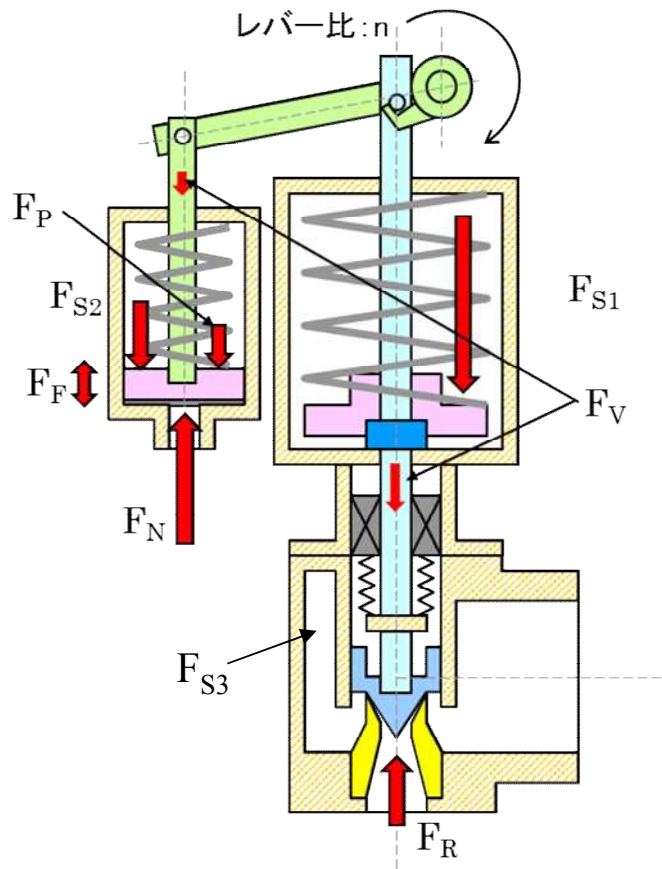


図 2 逃がし安全弁 機構概要図

46-7
接続図

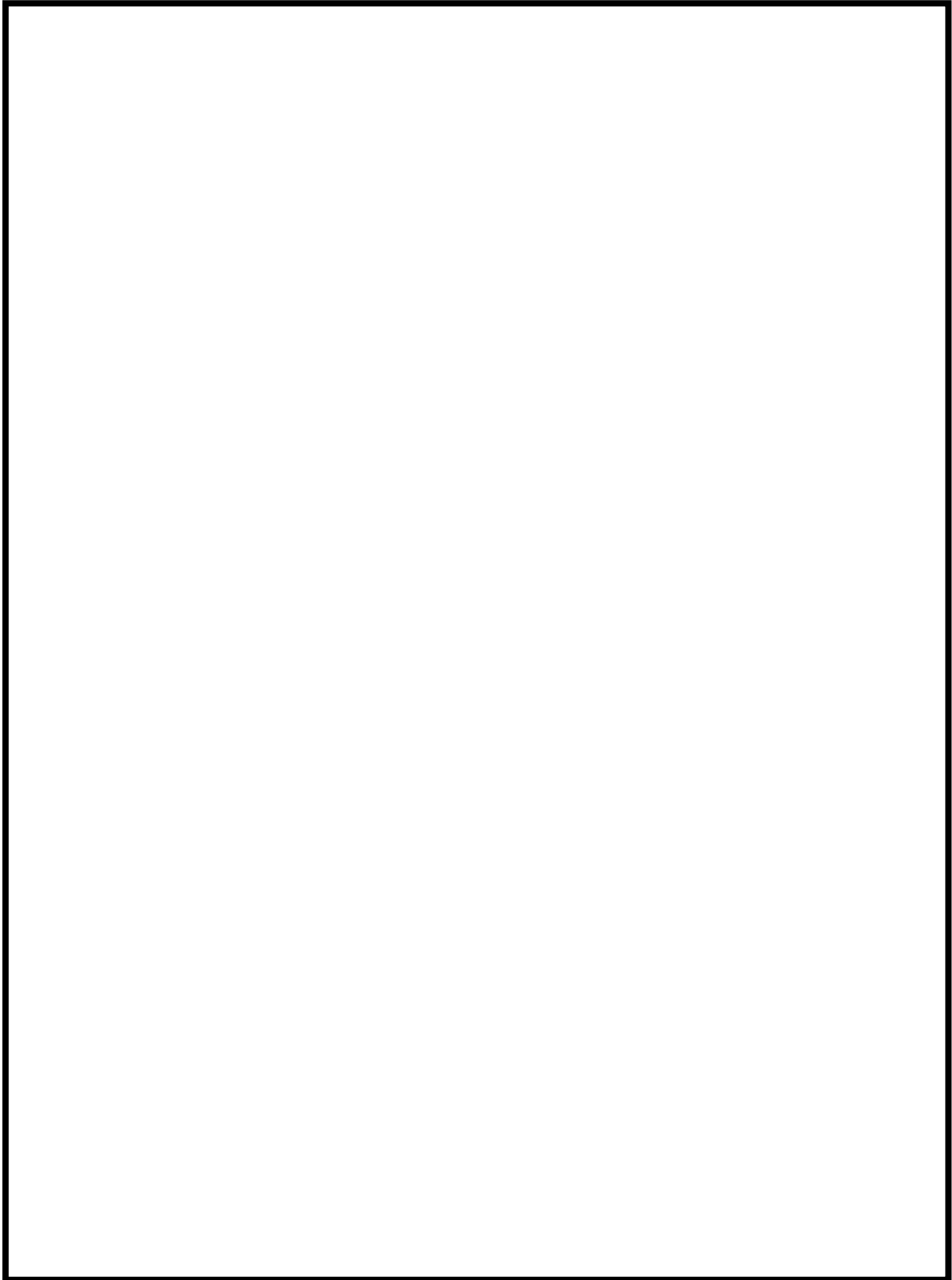


図1 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続部詳細図 (6号炉)

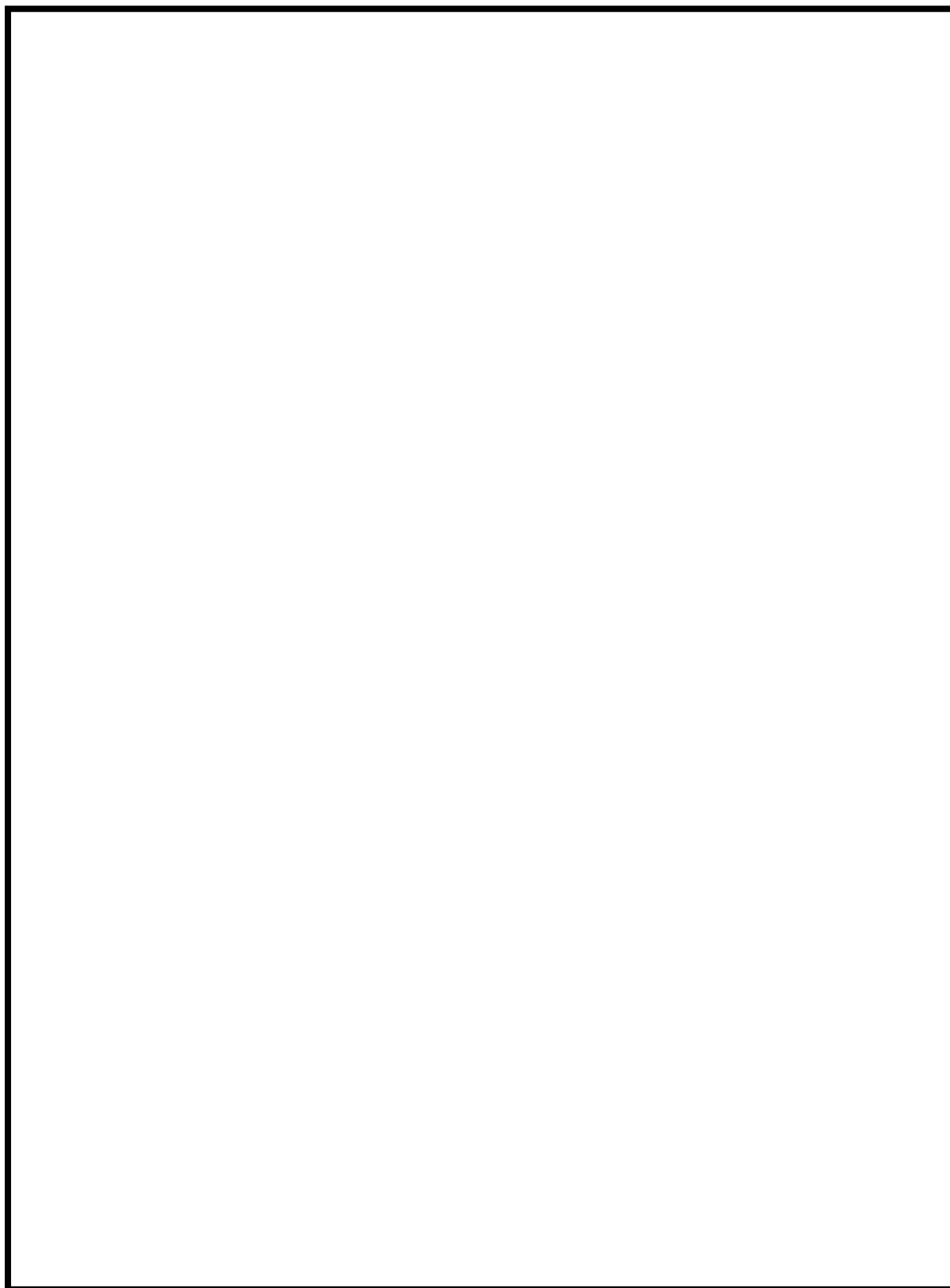


図 2 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続部詳細図 (7 号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

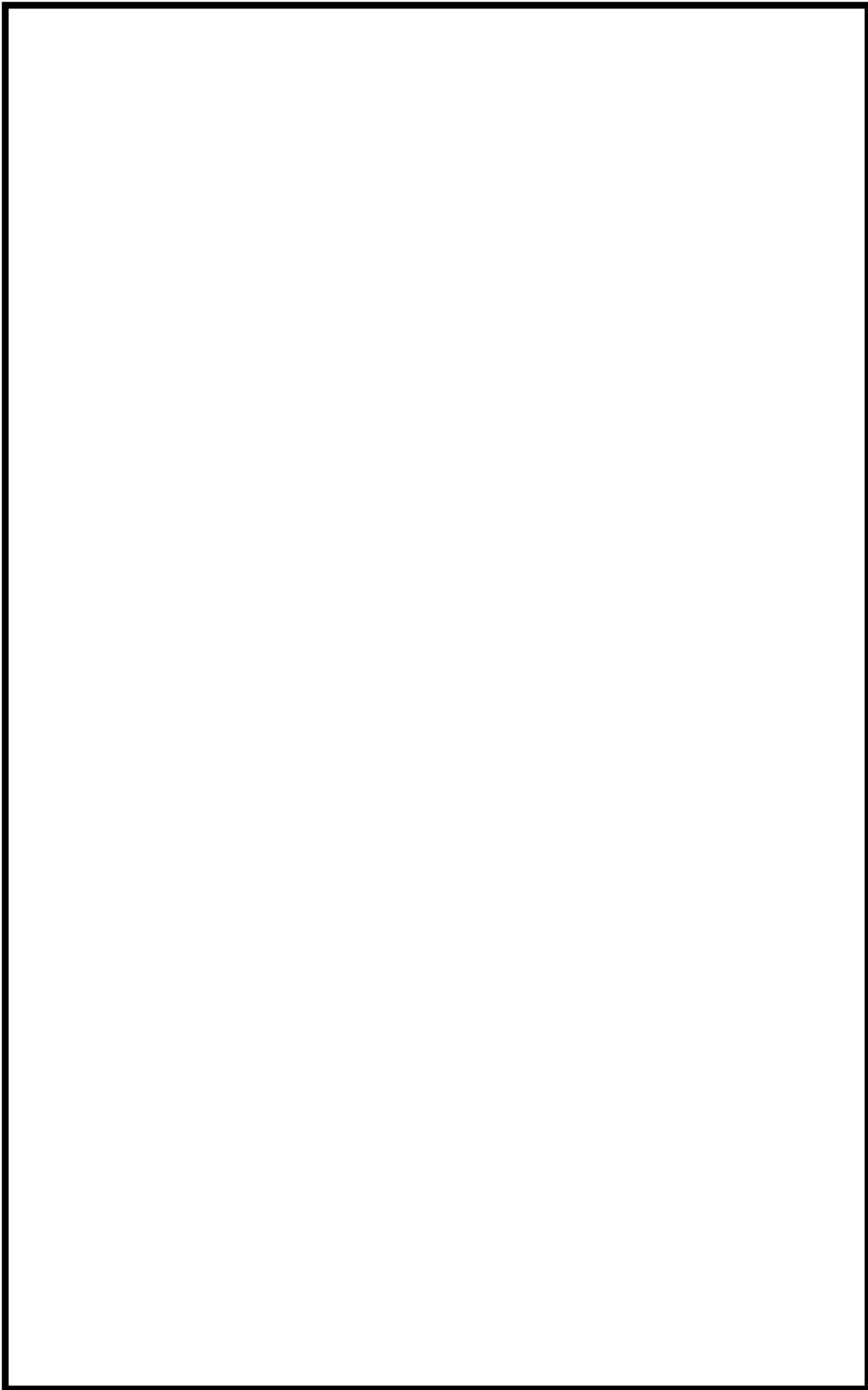


図 3 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器（高圧窒素ガスボンベ）
の接続部詳細図

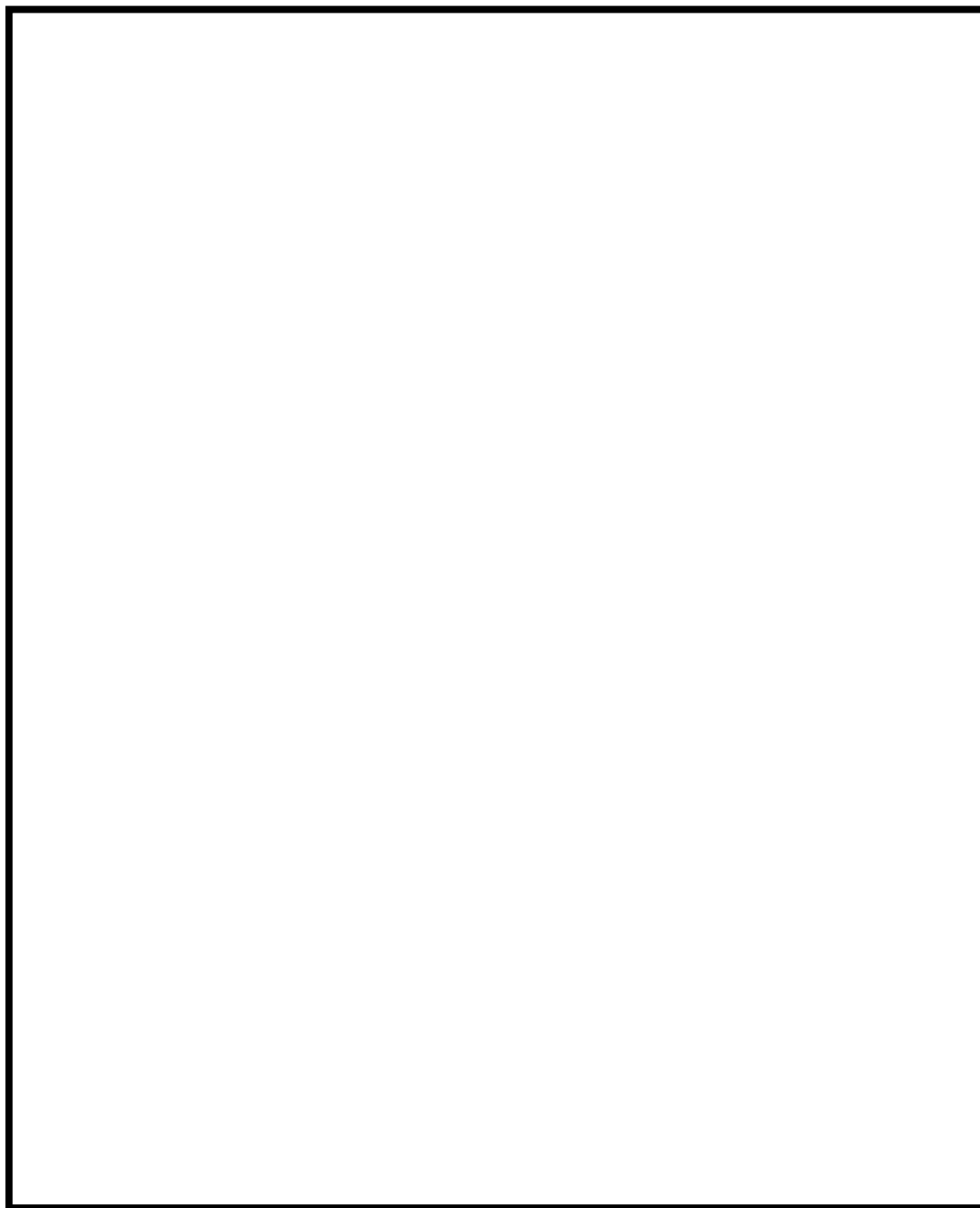


図 4 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器（高圧窒素ガスボンベ）
の接続部詳細図

46-8
保管場所図

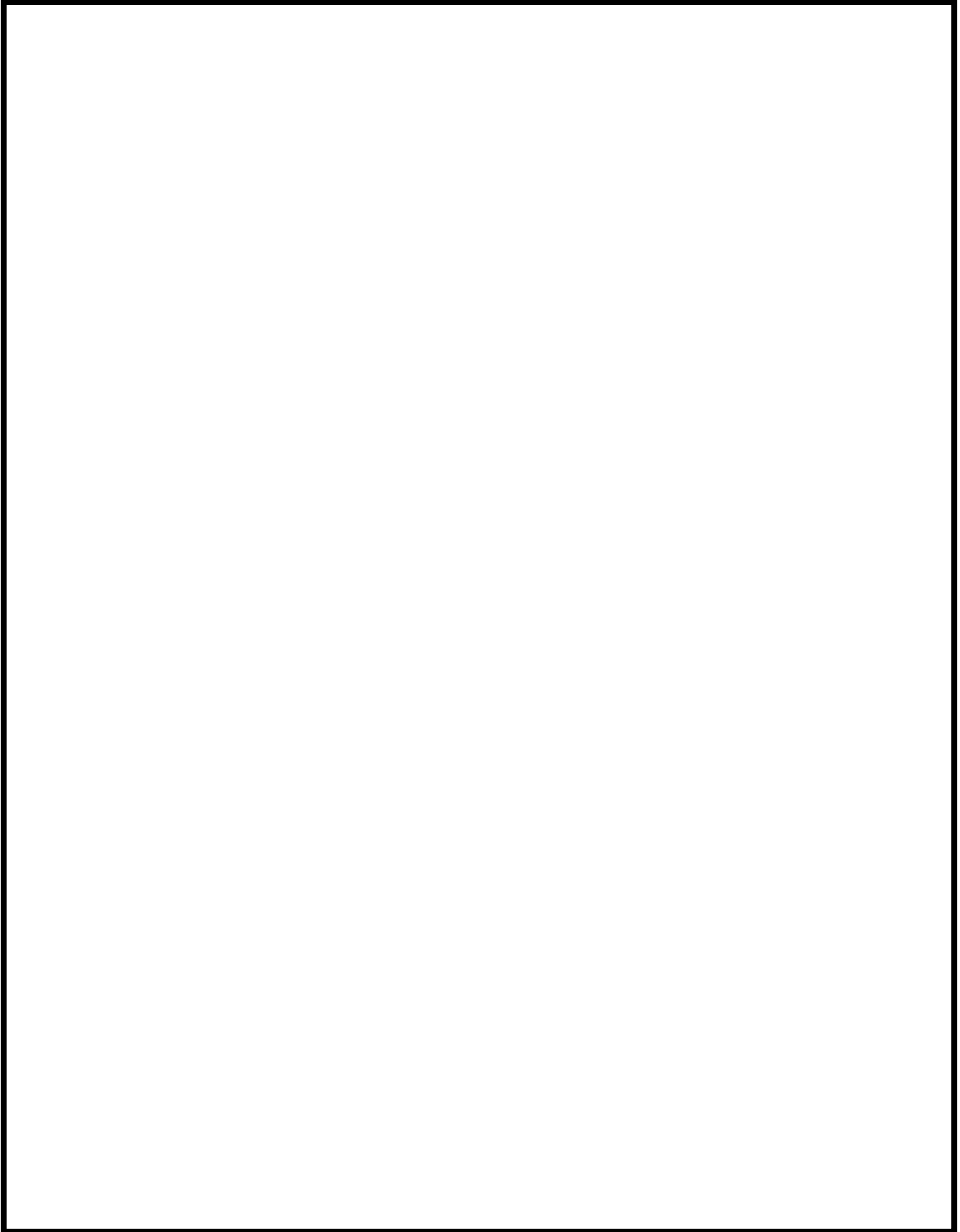


図1 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器（ポンペ）の配置図
（6号炉 原子炉建屋地上4階）

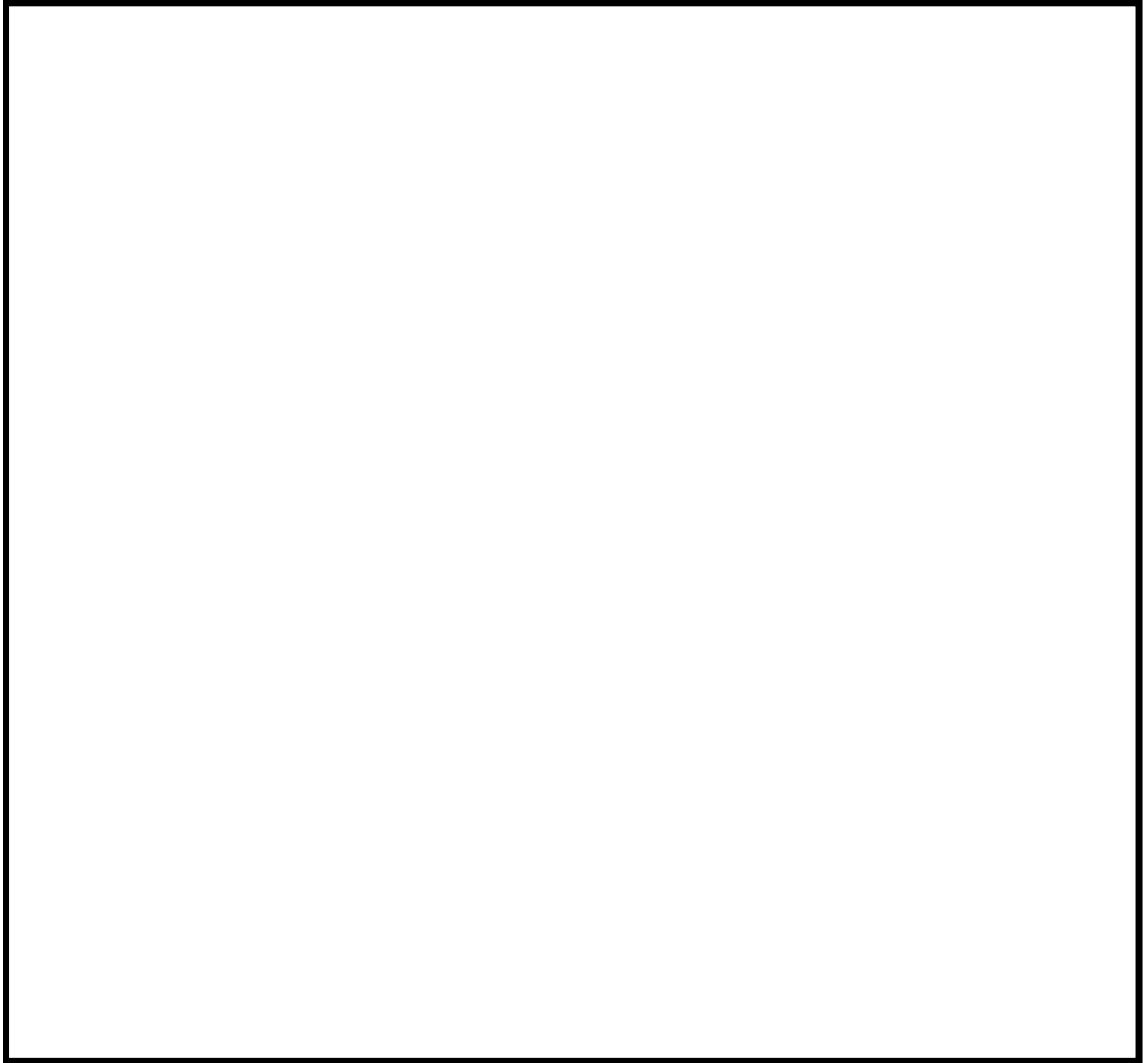


図 2 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の配置図
(6号炉 原子炉建屋地下1階)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

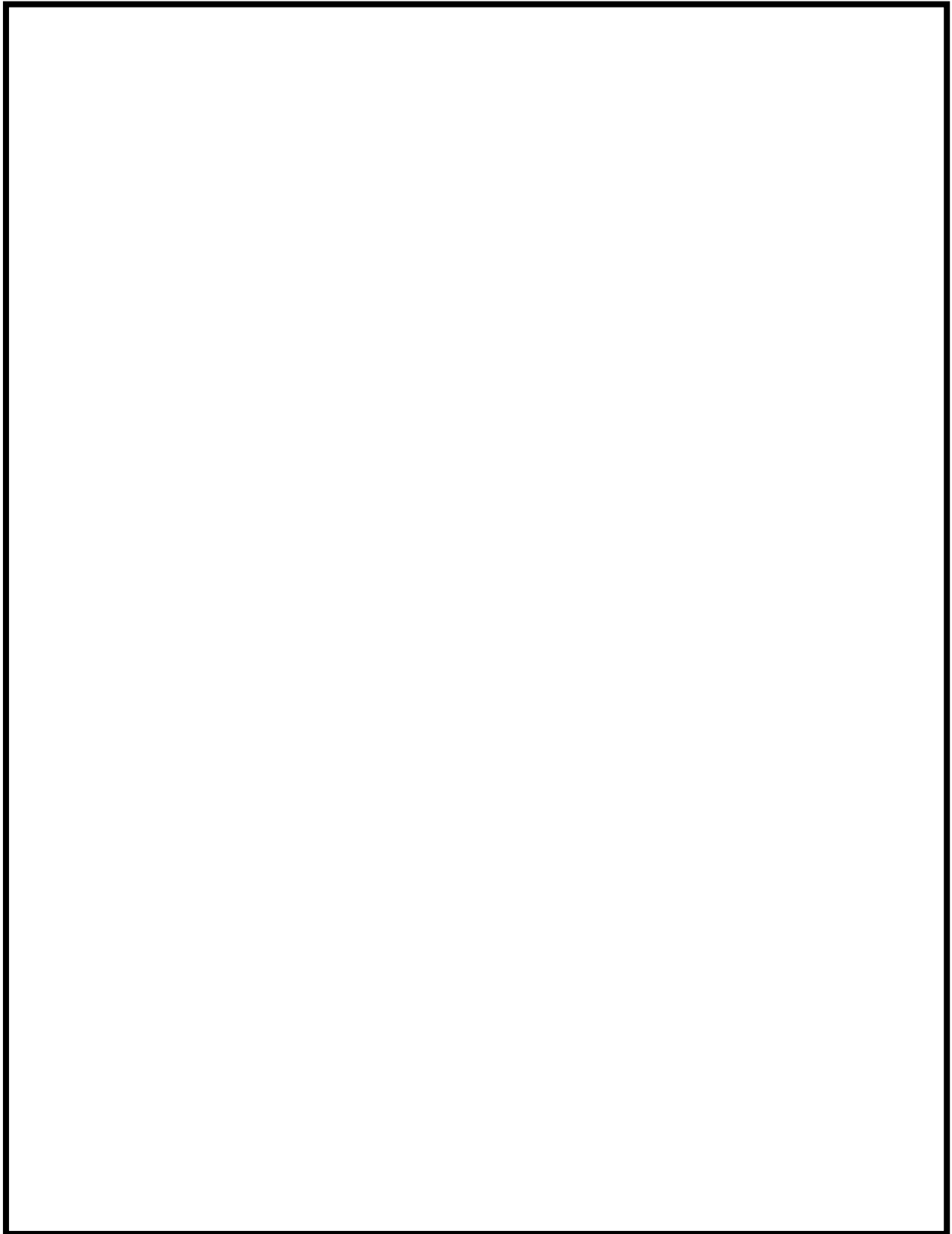


図 3 高圧窒素ガス供給系（非常用）に係る機器（ポンペ）の配置図
（7号炉 原子炉建屋地上4階）

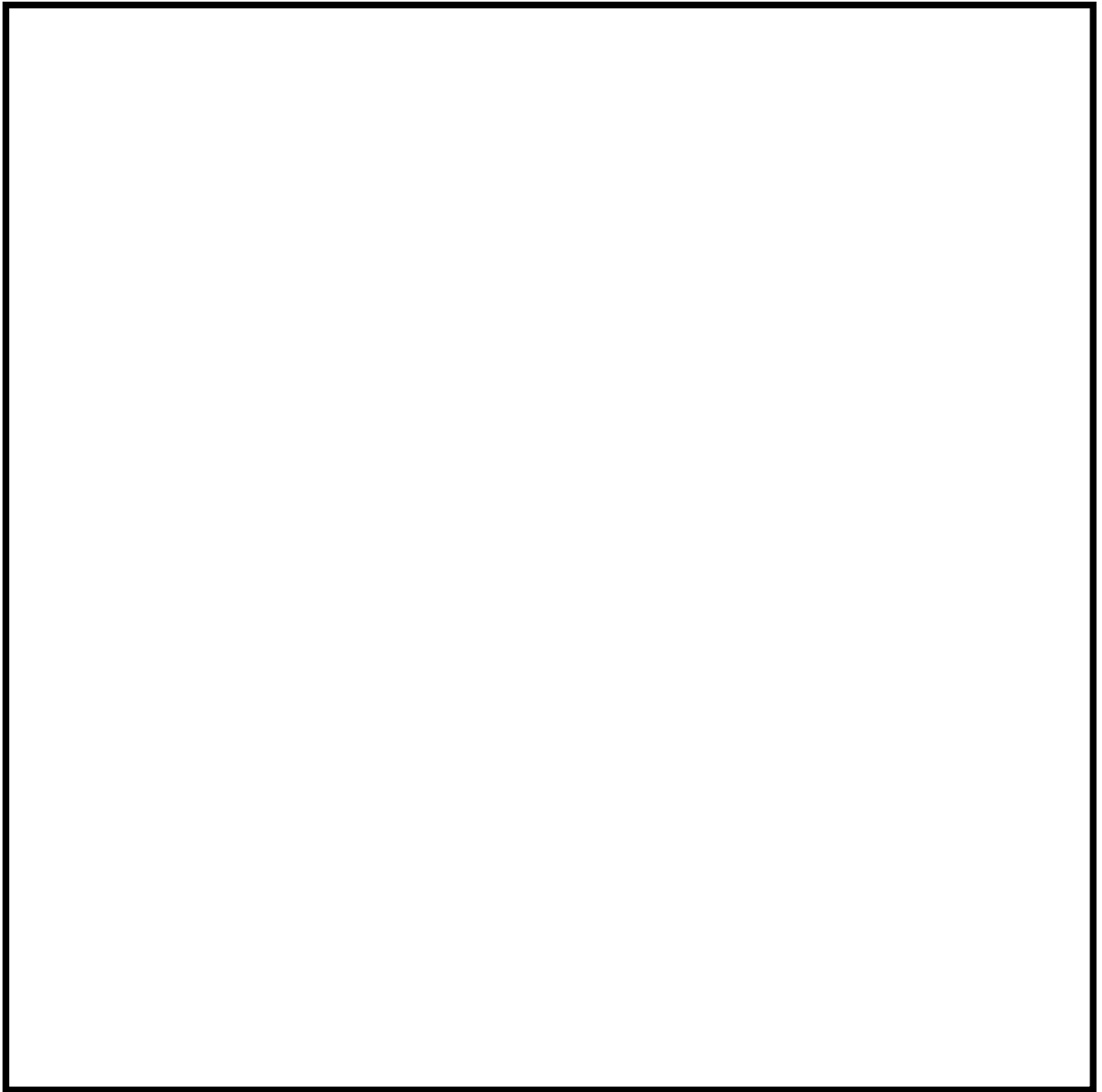


図 4 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の配置図
(7号炉 原子炉建屋地下1階)

46-9
アクセスルート図

柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉『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

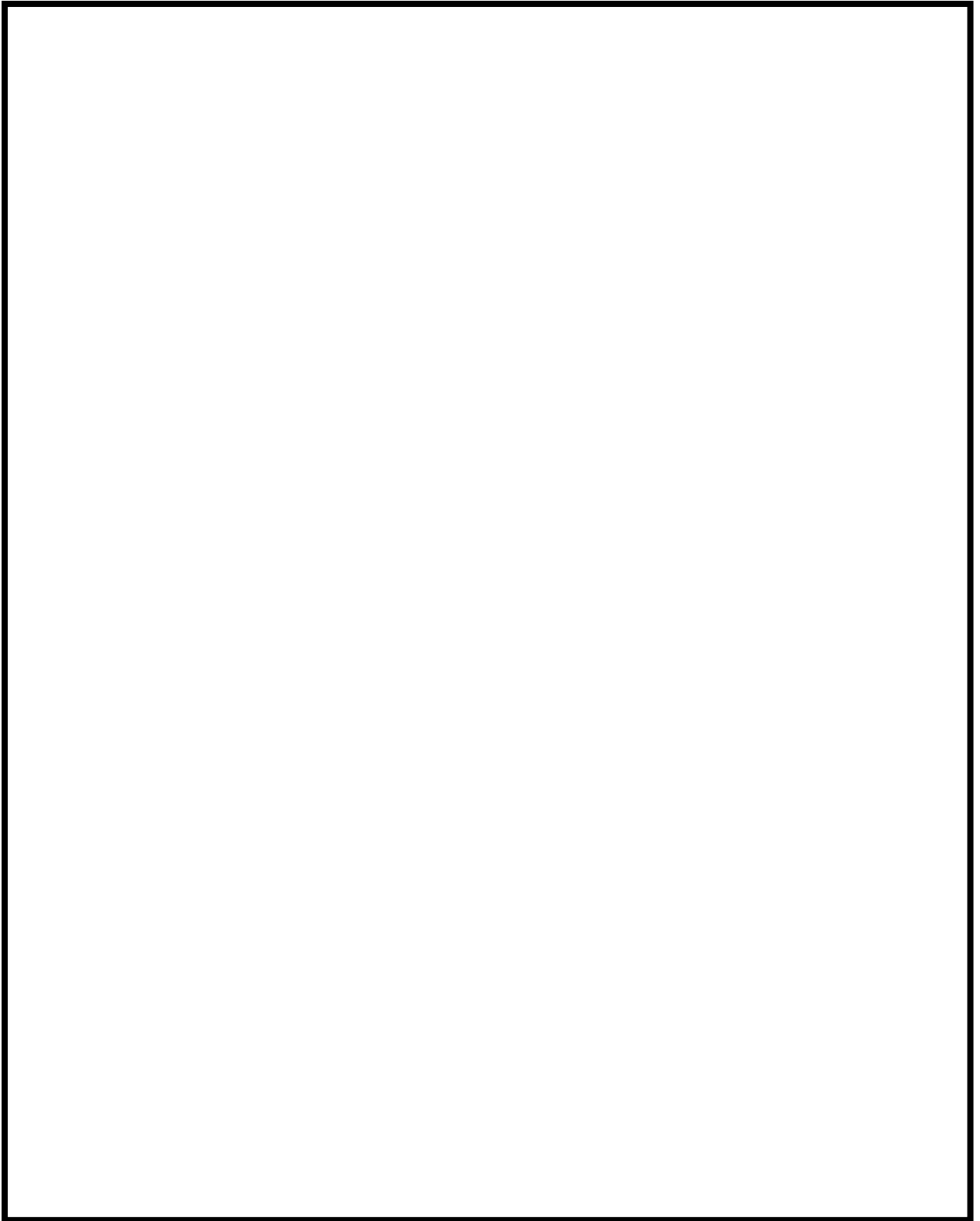


図1 屋内アクセスルート ルート図 (1/6)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

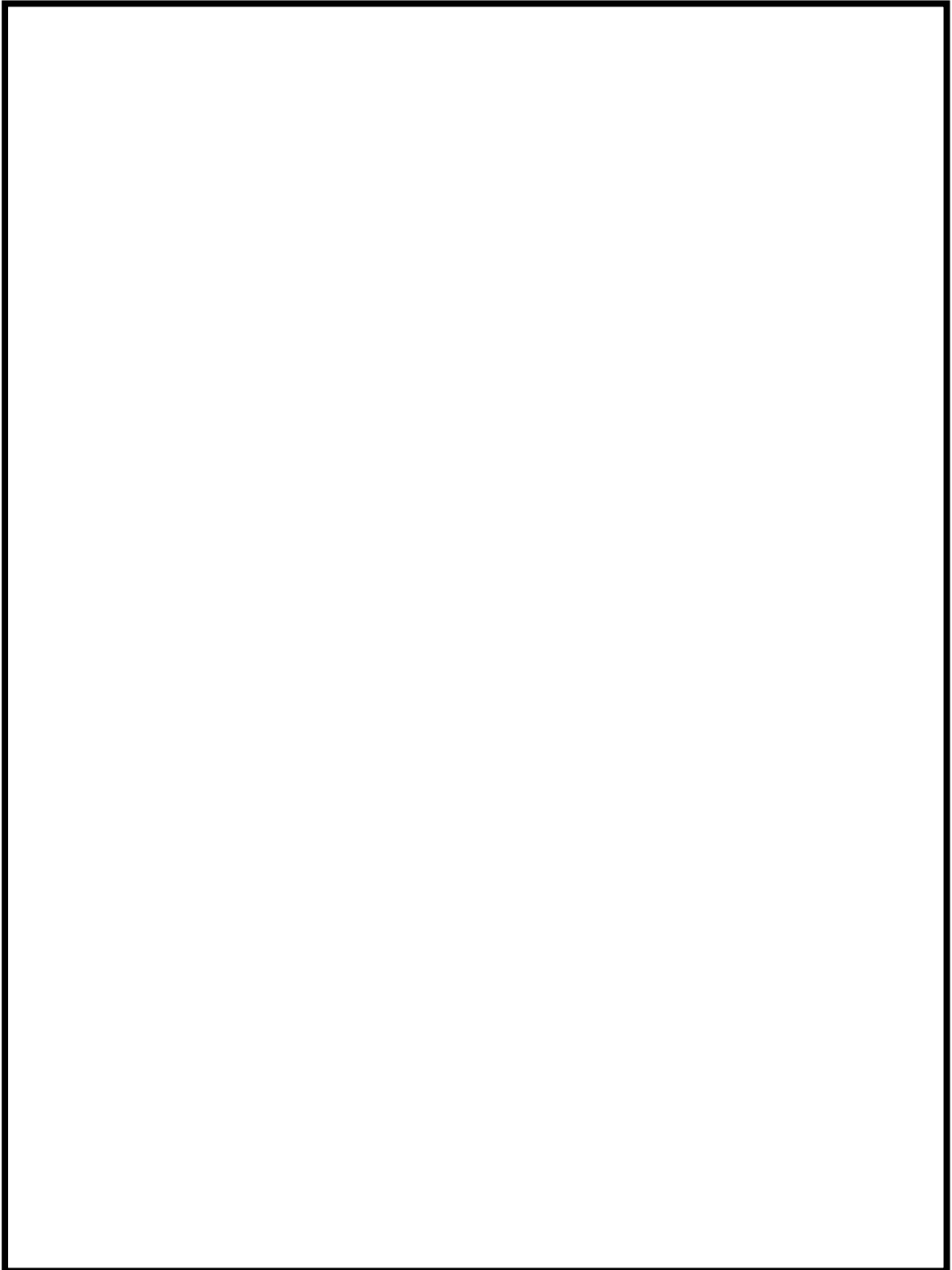


図2 屋内アクセスルート ルート図 (2/6)

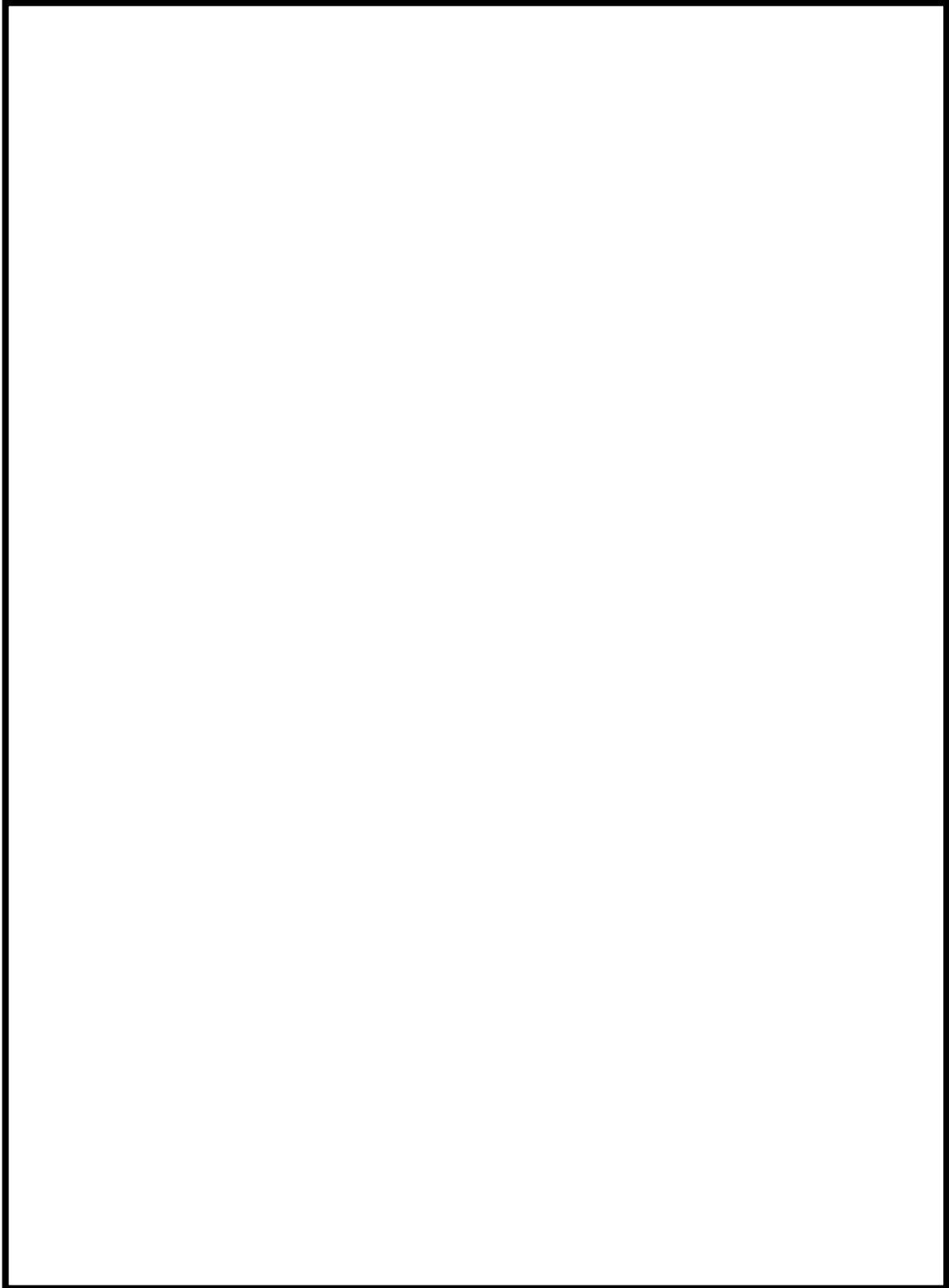


図 3 屋内アクセスルート ルート図 (3/6)

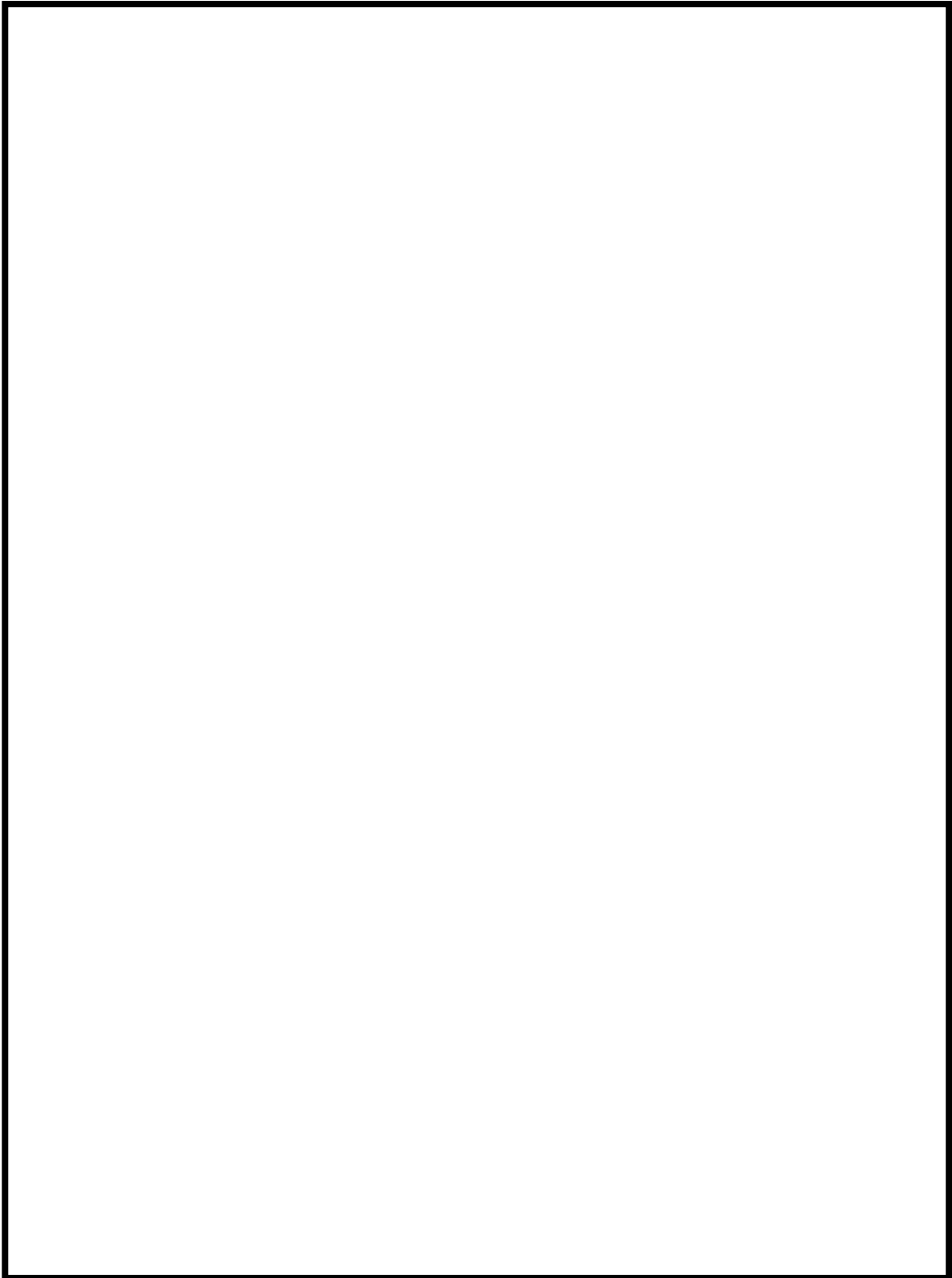


図4 屋内アクセスルート ルート図 (4/6)

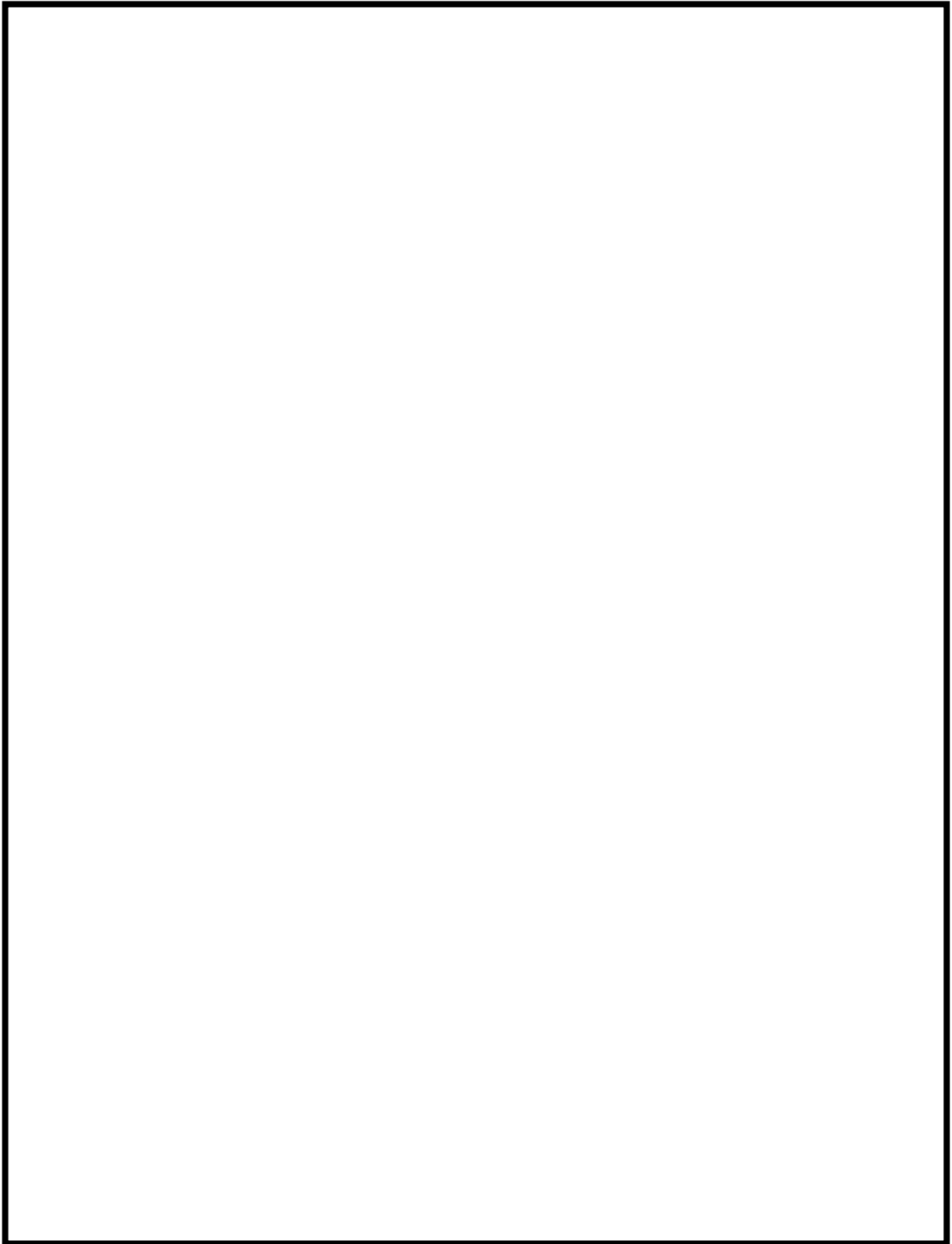


図 5 屋内アクセスルート ルート図 (5/6)

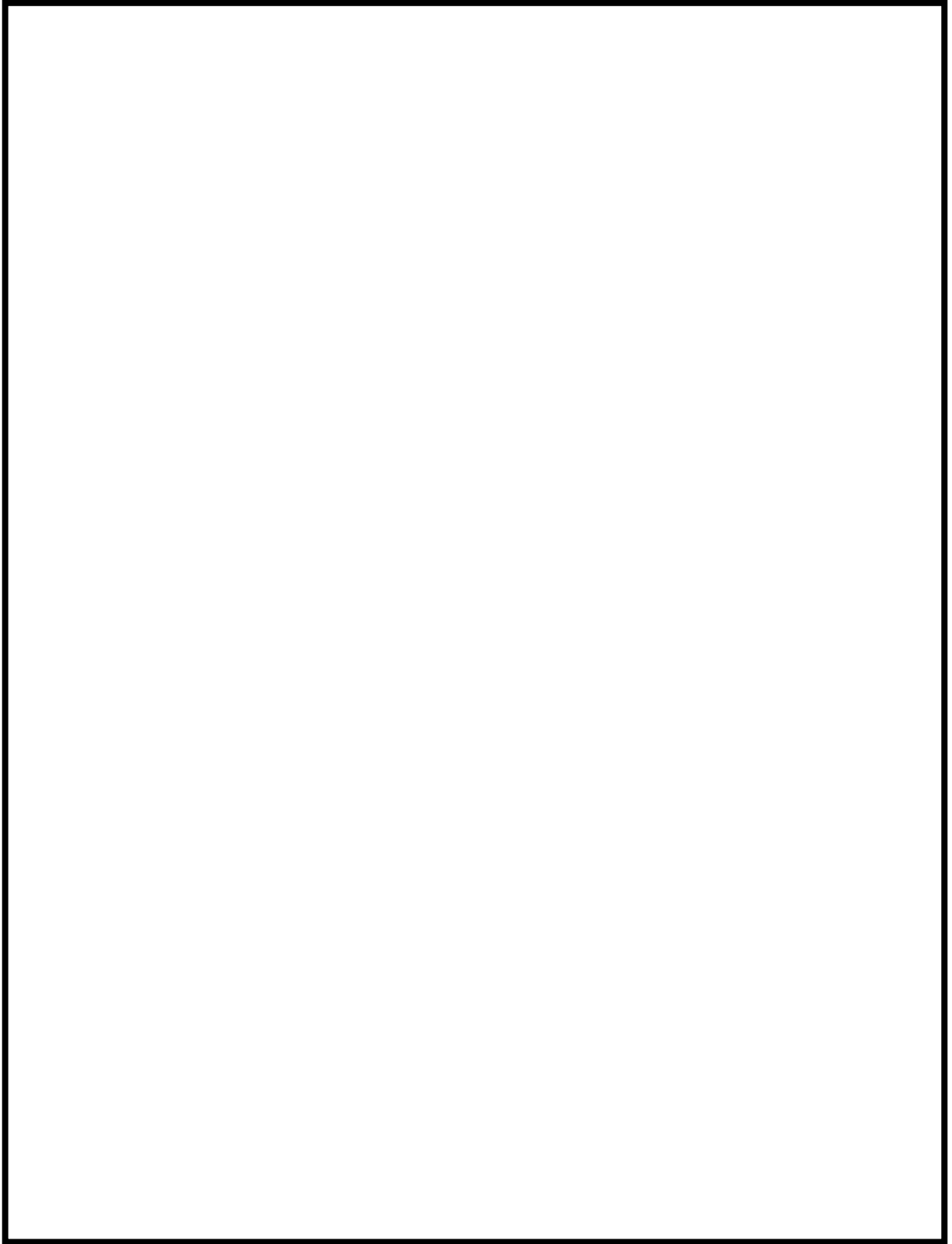


図 6 屋内アクセスルート ルート図 (6/6)

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) タービンバイパス弁，タービン制御系

主蒸気隔離弁が全開状態であり，かつ常用電源が健全で，復水器真空が維持できている場合に，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を減圧する。

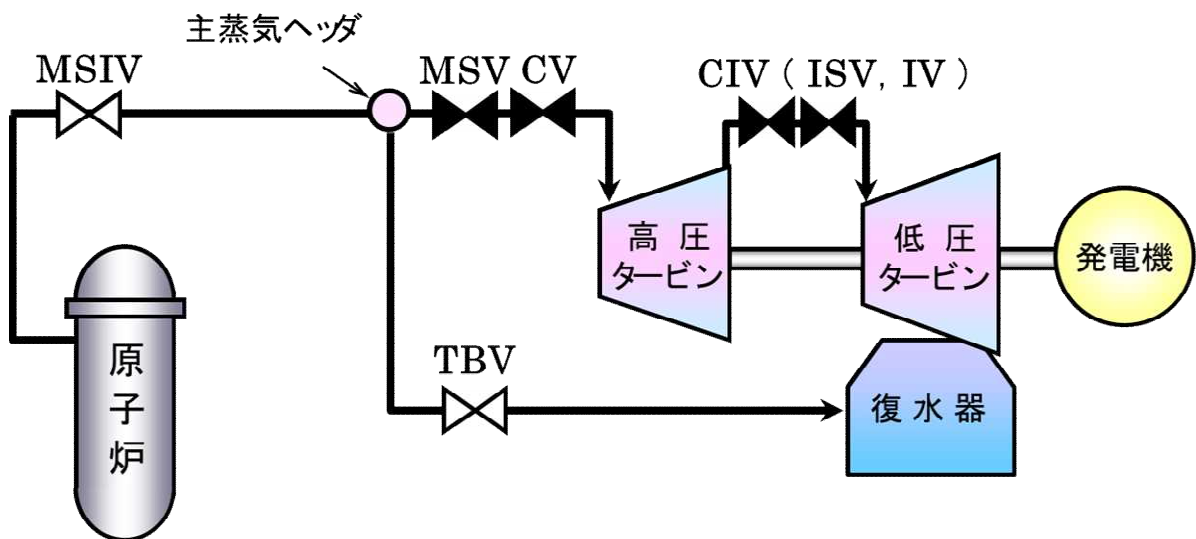


図1 タービン制御系 概要図

(2) 直流給電車

直流給電車は，可搬型代替交流電源設備（電源車）の交流電源を整流することにより，直流電源を供給することができ，直流 125V 主母線に接続することで，逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

単線結線図について，補足説明資料 46-2-2, 3 に示す。

(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，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，逃がし安全弁のうち自動減圧機能なしの4個（6号炉においてB21-F001D, E, K, U，7号炉においてB21-F001D, E, K, U）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（6号炉においてB21-F001D, E, K, U, 7号炉においてB21-F001D, E, K, U）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。

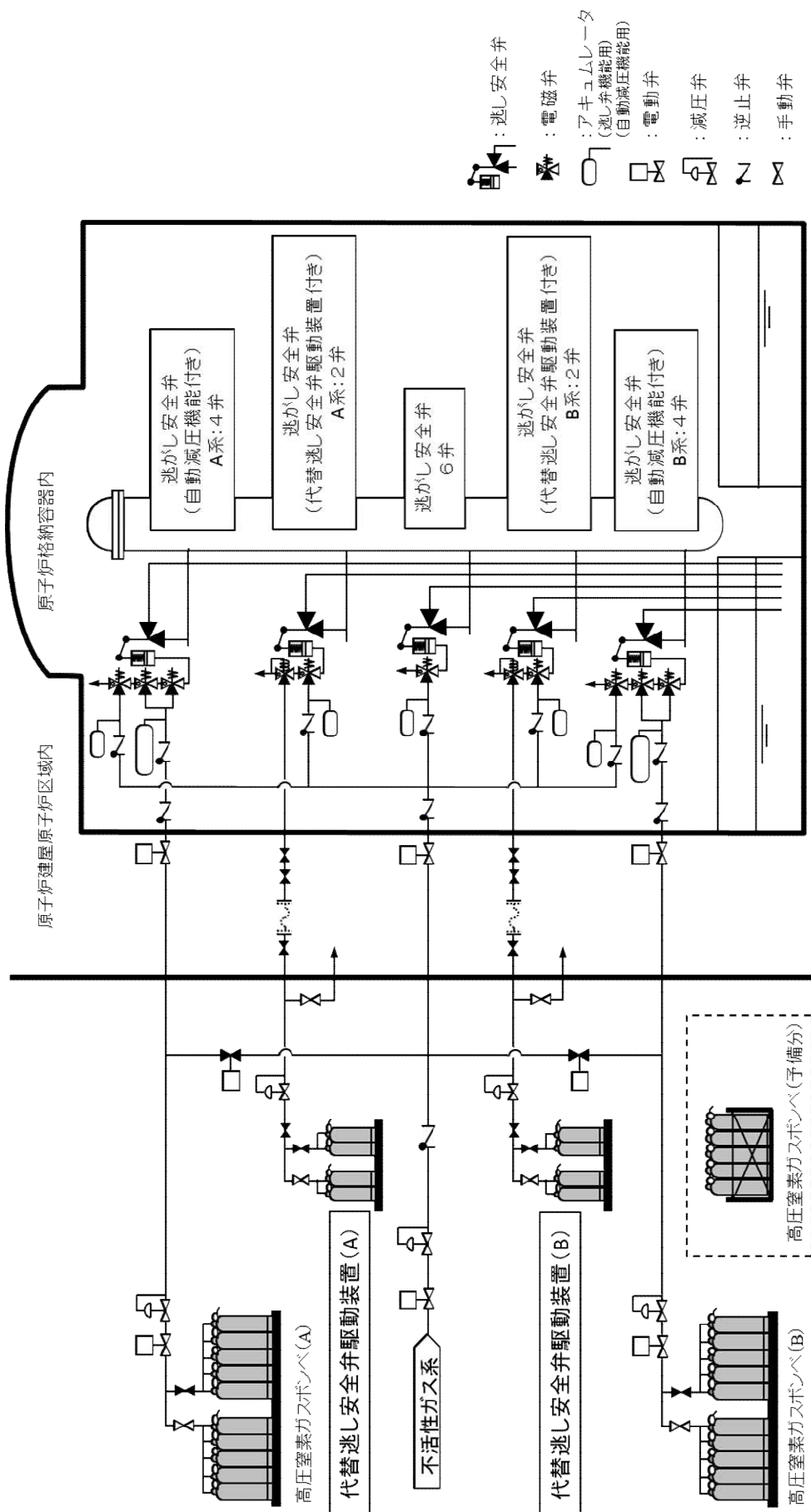


図 3 高圧窒素ガス供給系 概略系統図

(参考)

逃がし安全弁の機能

逃がし安全弁は、以下 3 つの機能を有する。

a. 逃がし弁機能

本機能における逃がし安全弁は、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開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逃がし安全弁（自動減圧機能付き）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 個の逃がし安全弁のうち、8 個がこの機能を有している。

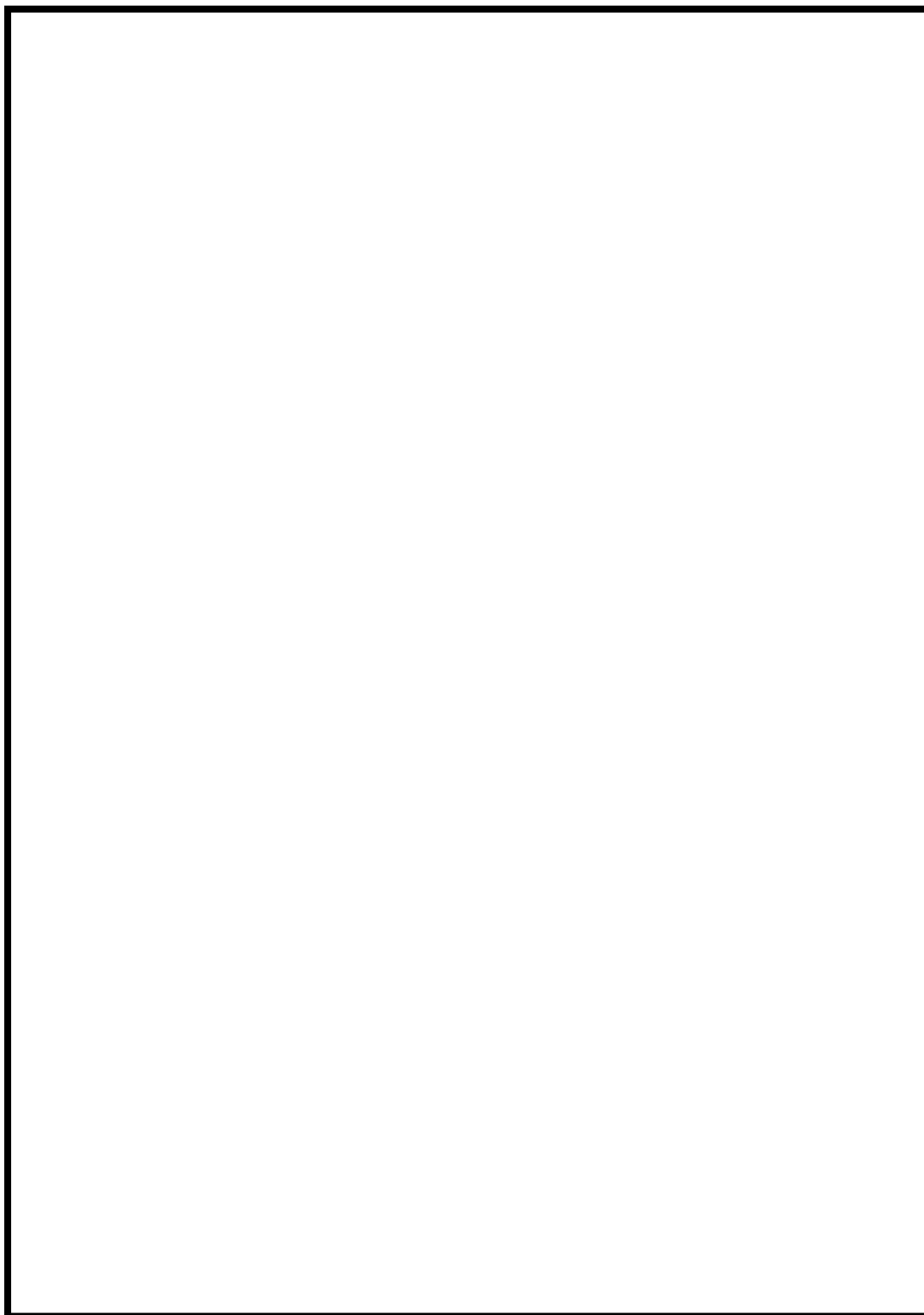
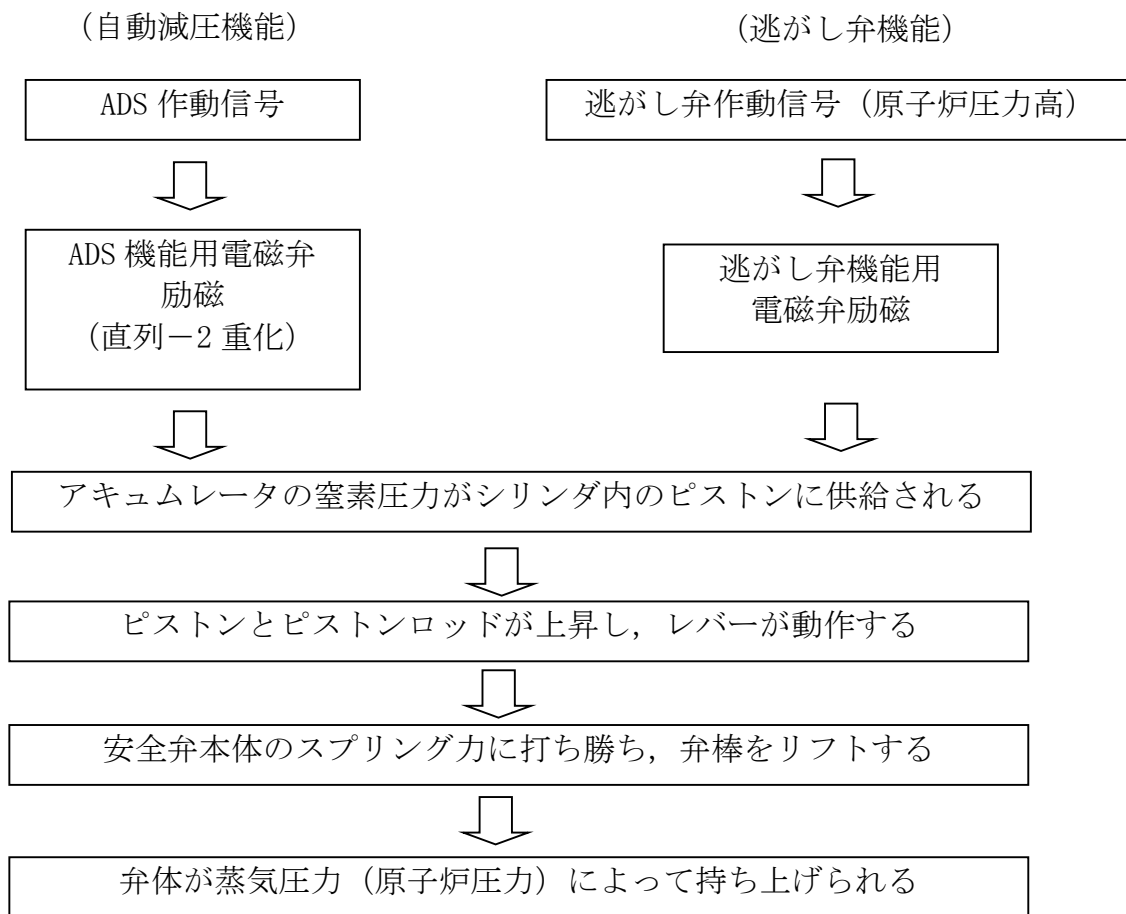


図3 逃がし安全弁 設備概要図

逃がし安全弁動作時の機構



(安全弁機能)

逃がし弁機能のバックアップとして、蒸気圧力 (原子炉圧力) の上昇に伴いスプリングに打ち勝って自動開放される。

46-11
代替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原子炉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原子炉格納容器の破損を防止するための設備（以下、「代替自動減圧機能」という。）を設置する。

3. 代替自動減圧機能の設計方針

代替自動減圧機能の設計方針を以下に示す。

(1) 環境条件

代替自動減圧機能は、想定される重大事故（原子炉減圧機能喪失）が発生した場合における環境条件下（温度、圧力、放射線等）において、重大事故に必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

(2) 操作性

代替自動減圧機能は、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運転中で自動的にインターロックが動作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。

自動減圧系回路と代替自動減圧機能回路の自動起動阻止回路は、中央制御室の制御盤の阻止スイッチ（ハードスイッチ）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、操作者の操作及び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

代替自動減圧機能は、多重化された自動減圧系と電氣的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離し、万が一故障が生じて、自動減圧系への悪影響を与えない設計とする。

(4) 耐震性

代替自動減圧機能は、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、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、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転の場合に、減圧自動化ロジックを設け、自動減圧系とは多様性を有する設計とする。

4. 代替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

代替自動減圧機能は、共通要因故障によって自動減圧系と同時に機能が損なわれないよう以下の措置を講じる設計とする。

代替自動減圧機能の盤は、難燃ケーブルを使用し、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、火災の発生を防止する設計とする。

仮に、代替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知し、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、自動減圧系に対して内部火災及び内部溢水による影響は与えない（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）。

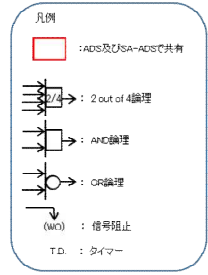
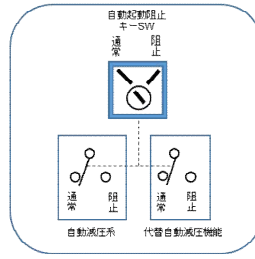
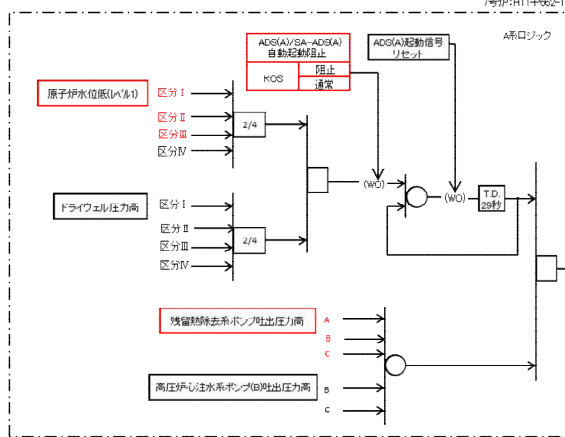
自動減圧系と代替自動減圧機能の論理回路は図1のとおりであり、論理回路を自動減圧系に対して独立した構成としており、自動減圧系に悪影響を与えない設計とする。

図2のとおり検出器（原子炉水位低（レベル1）、残留熱除去系ポンプ吐出圧力高）からの入力信号については共有しているが、自動減圧系と電氣的な隔離装置（リレー）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、自動減圧系と電氣的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離しており、自動減圧系への悪影響を与えない設計とする。

原子炉スクラム失敗時に自動減圧が自動起動すると、高圧炉心注水系及び低圧注水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、自動減圧系及び代替自動減圧機能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する。自動減圧系回路と代替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（ハードスイッチ）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ていることから、自動減圧系に悪影響を与えない設計とする。

また、代替自動減圧機能の論理回路の電源は、遮断器又はヒューズによる電氣的な分離をすることで、自動減圧系と同時に機能が損なわれない設計とする。

自動減圧機能ロジック回路



代替自動減圧機能ロジック回路

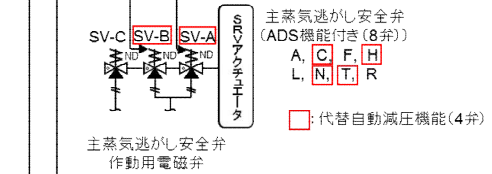
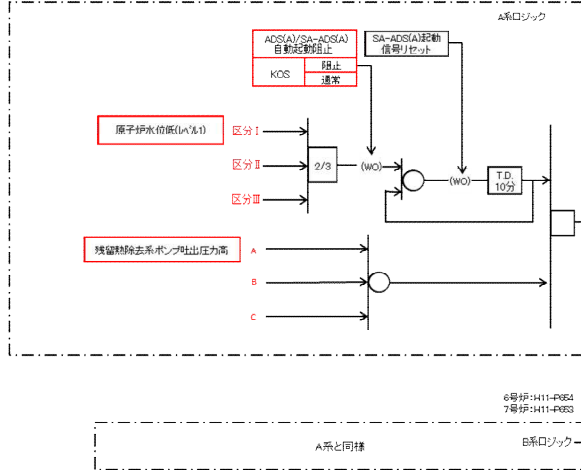


図1 自動減圧系及び代替自動減圧機能の論理回路

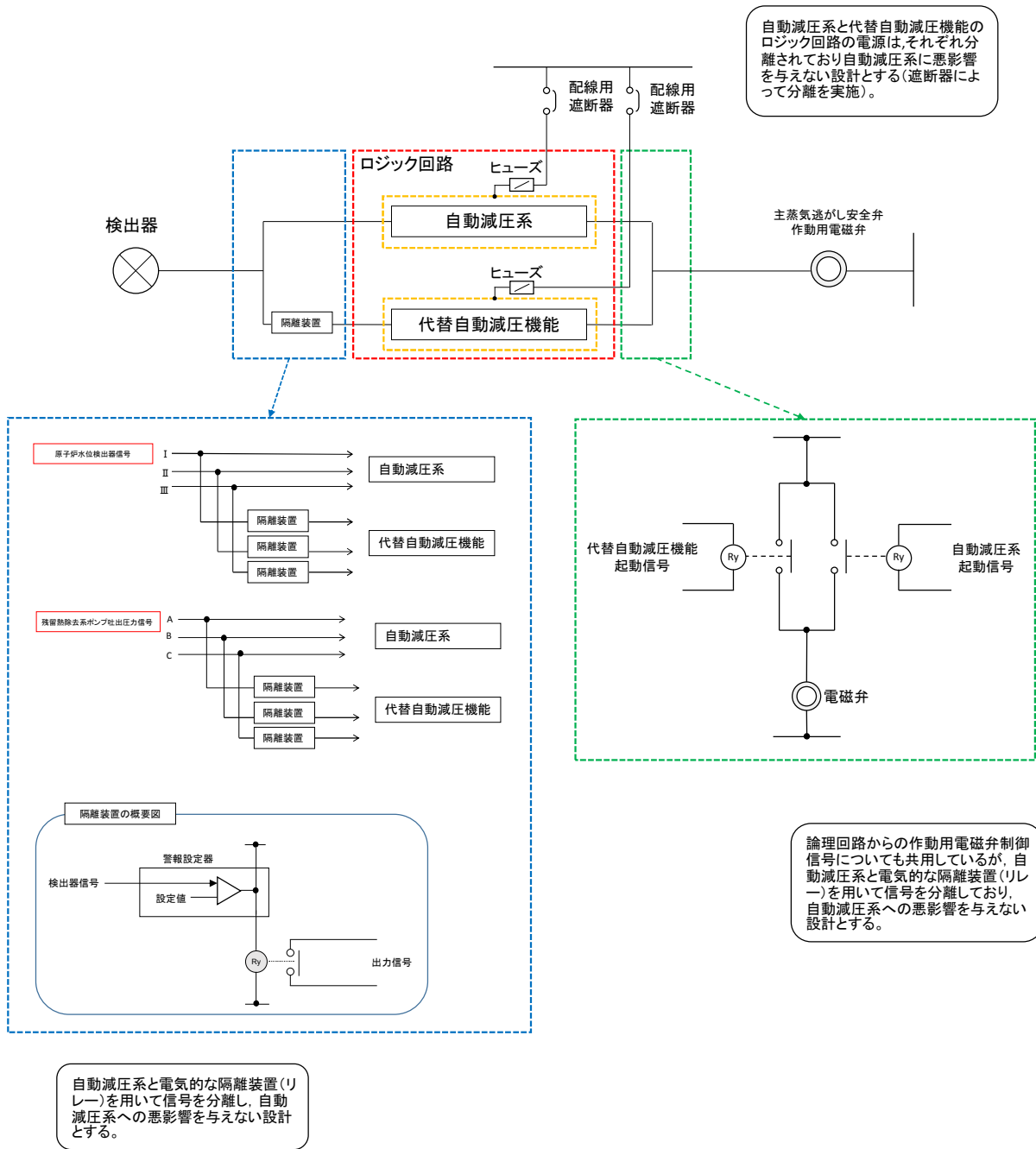


図2 信号の分離について

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

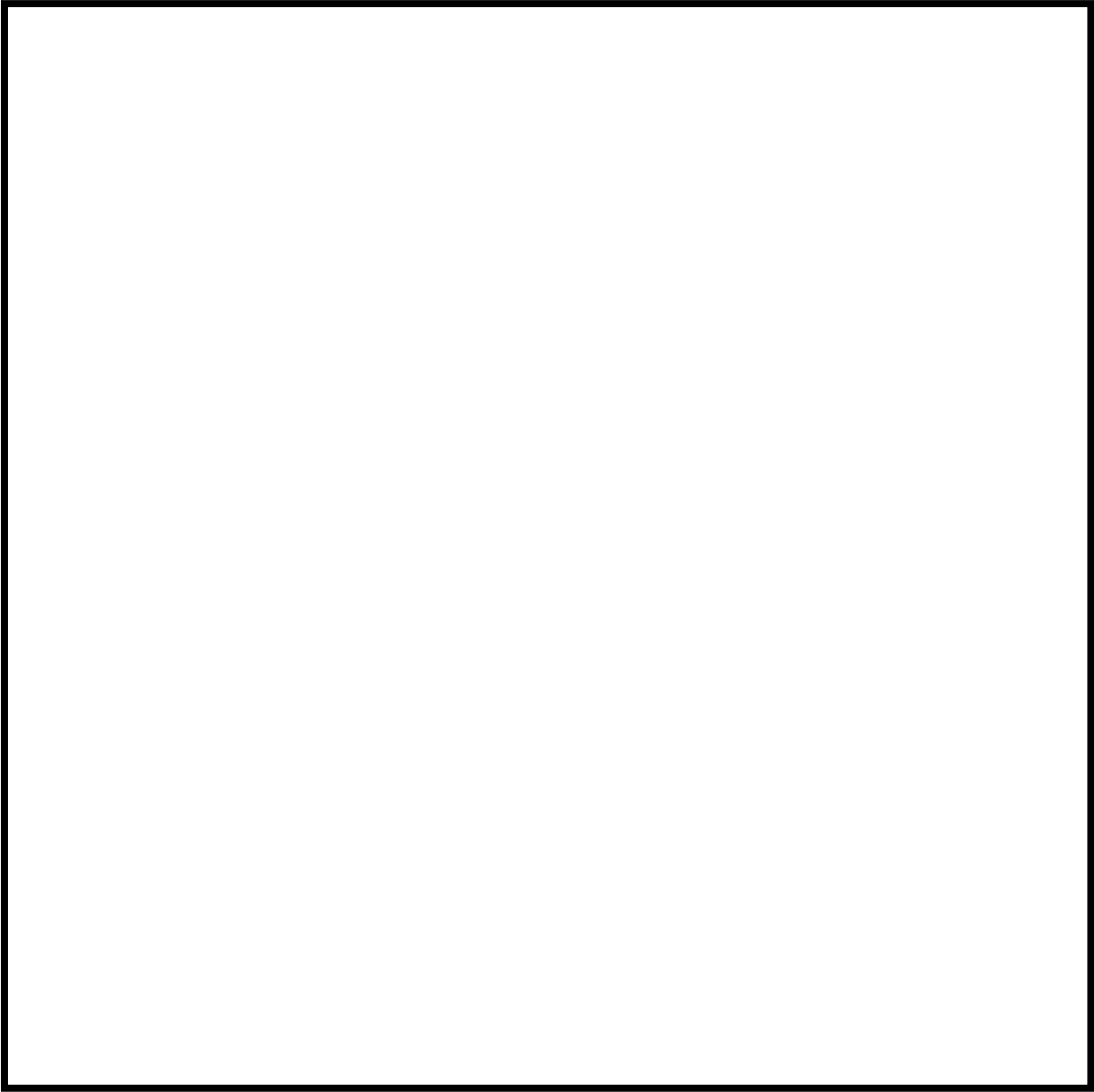


図 3 代替自動減圧機能及び ESF 盤の設置場所

46-12

代替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

代替自動減圧機能は、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) 代替自動減圧機能に要求される機能

代替自動減圧機能には、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。

- ・代替自動減圧機能

原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設ける。

(4) 代替自動減圧機能の作動ロジック

原子炉減圧機能喪失の要因の一つとして、高圧注水機能が喪失し、原子炉水位のみ低下し、格納容器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代替自動減圧機能を作動させるものとする。

代替自動減圧機能の作動ロジックとしては、運転中の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運転中における原子炉水位低（レベル1）の 2 out of 3 論理とする。

(5) 代替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

代替自動減圧機能故障による自動減圧系の誤動作を防止するため、以下の対策を考慮した設計とする。

- 代替自動減圧機能の内部構成を多重化（検出器信号の多重化）し、単一故障により誤動作しない設計とする。
- 代替自動減圧機能はロジック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、代替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。
- 代替自動減圧機能の論理回路は、多重化された自動減圧系の制御盤と位置的分散を図ることで、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) 代替自動減圧機能の信頼性評価

代替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表1に示す。表1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。

表1 代替自動減圧機能の信頼性評価結果

	代替自動減圧機能	
	6号炉	7号炉
誤動作率		
不動作の発生頻度		

※1：代替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、かつ代替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. 代替自動減圧機能

取付箇所：コントロール建屋 T.M.S.L. 17.3m

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、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転状態で逃がし安全弁4弁を作動させる。

代替自動減圧機能の主な機能・設備

- ・原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転状態による代替自動減圧信号を発信する回路である。

b. 代替自動減圧機能作動信号

作動に要する信号：残留熱除去系ポンプ運転中における
原子炉水位低（レベル1）の“2 out of 3”信号

設定値：

原子炉水位低（レベル1）：原子炉圧力容器零レベル*より936cm以上

*原子炉圧力容器零レベルは、蒸気乾燥器スカート下端より1224cm下

作動信号：代替自動減圧信号

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

代替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。

原子炉水位低（レベル1）

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運転中のみ、自動減圧系と同様の原子炉水位低（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）が動作してから10分後で逃がし安全弁4弁が開くことで、残留熱除去系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

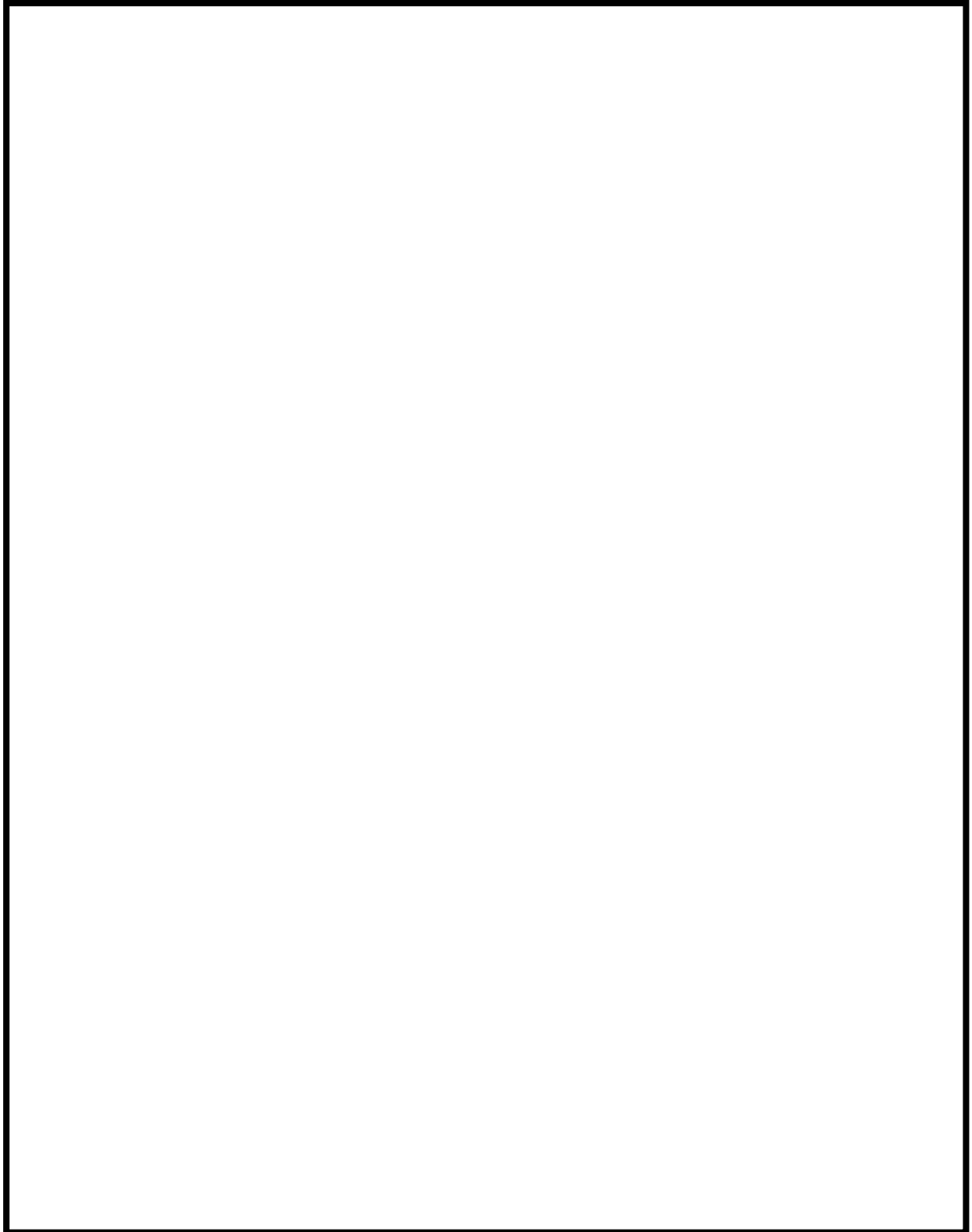


図1 代替自動減圧機能（盤）設置場所

b. 回路構成

(a) 自動減圧系と代替自動減圧機能の回路構成概略及び設計上の考慮

自動減圧系と代替自動減圧機能の論理回路は、信号回路を自動減圧系に対して独立した構成としており、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 代替自動減圧機能について

4. 代替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

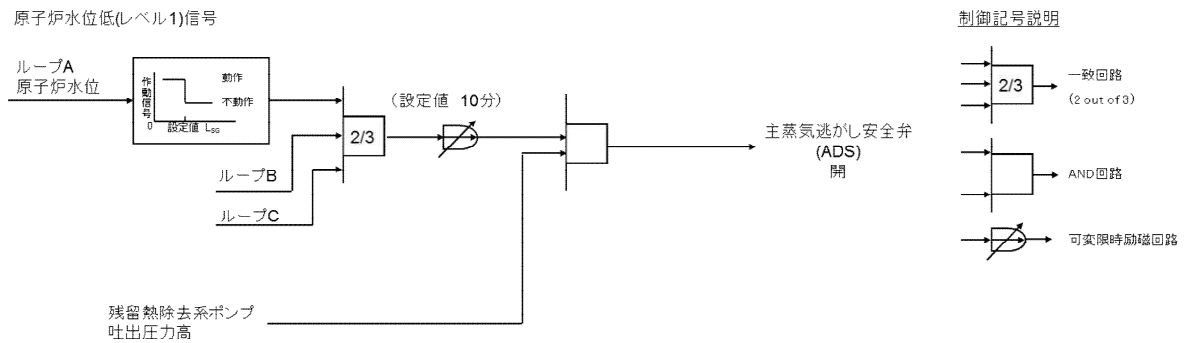


図2 タイマー設定根拠

代替自動減圧機能は、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低（レベル1）後29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、代替自動減圧機能には、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及びリセット回路を設置している。運転員による起動阻止スイッチ及びリセット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。これより、代替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分後に代替自動減圧機能ロジックによる減圧で低压注水系により十分な炉心冷却が可能である。

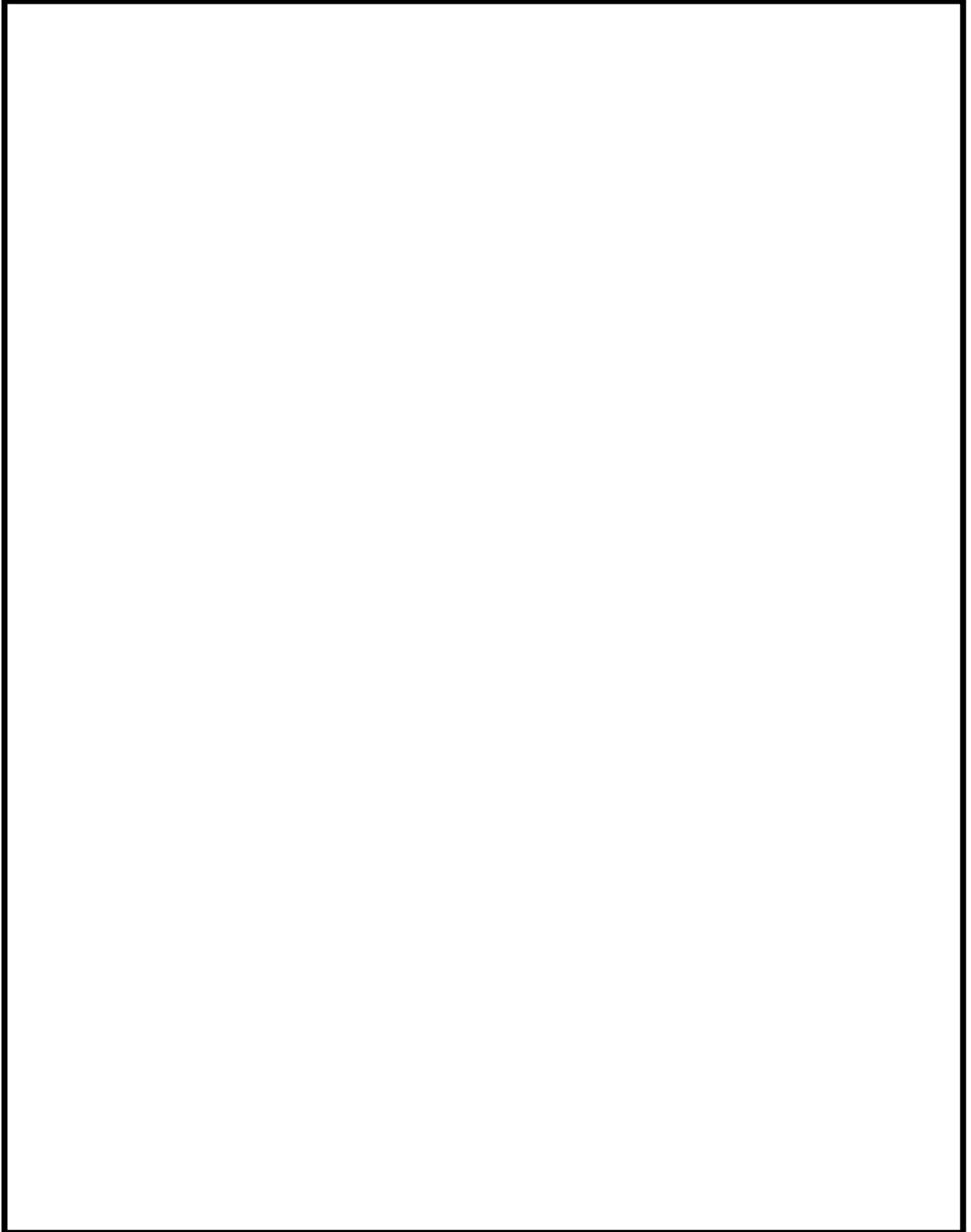
表2 代替自動減圧機能の作動遅れ時間

	ADS起動遅延
自動減圧系自動起動信号	29秒*
代替自動減圧機能自動起動信号	10分

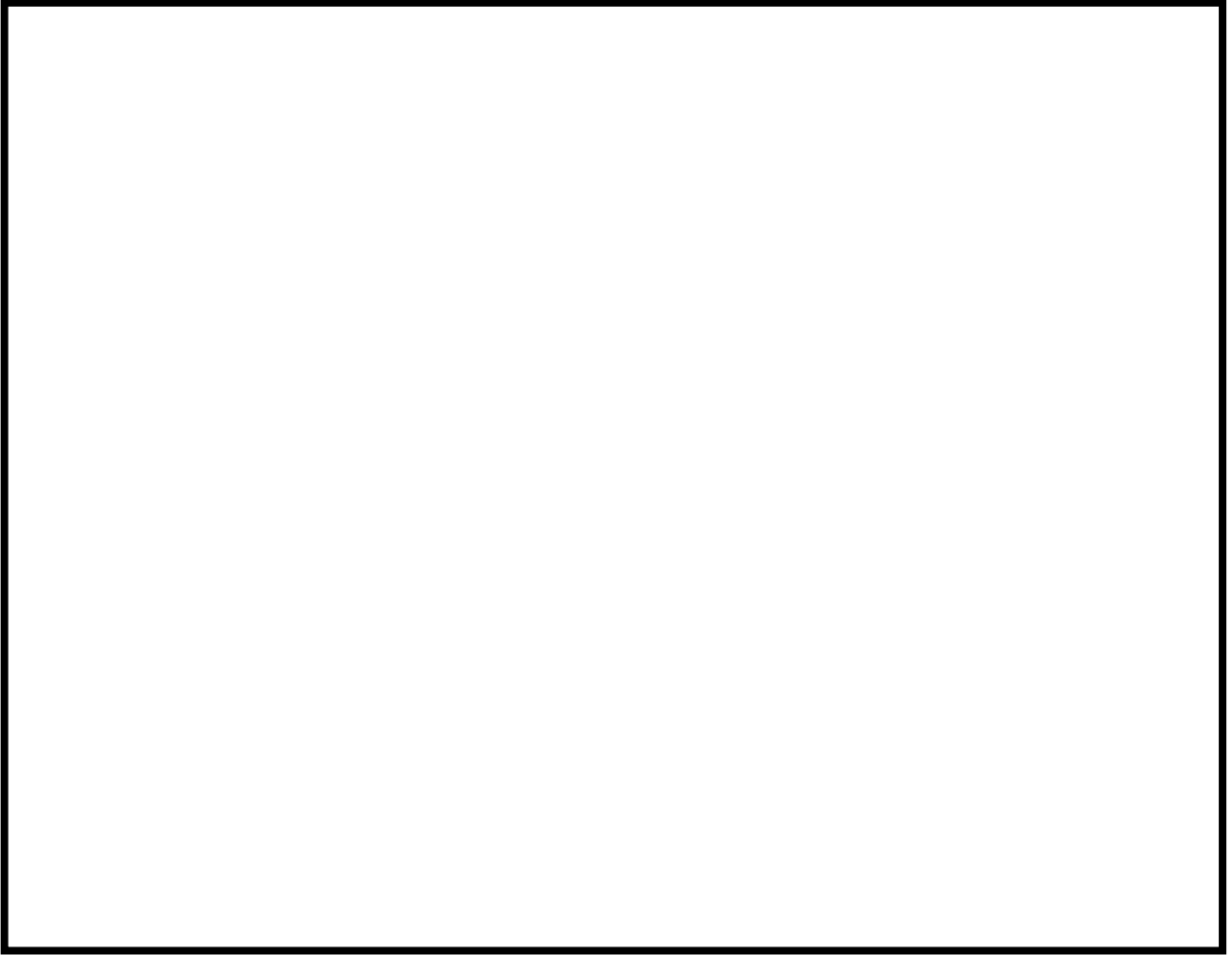
※：低压注水ポンプの確立に要する時間を考慮

参考資料

代替自動減圧機能の信頼性評価



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図1 誤動作率評価モデル

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

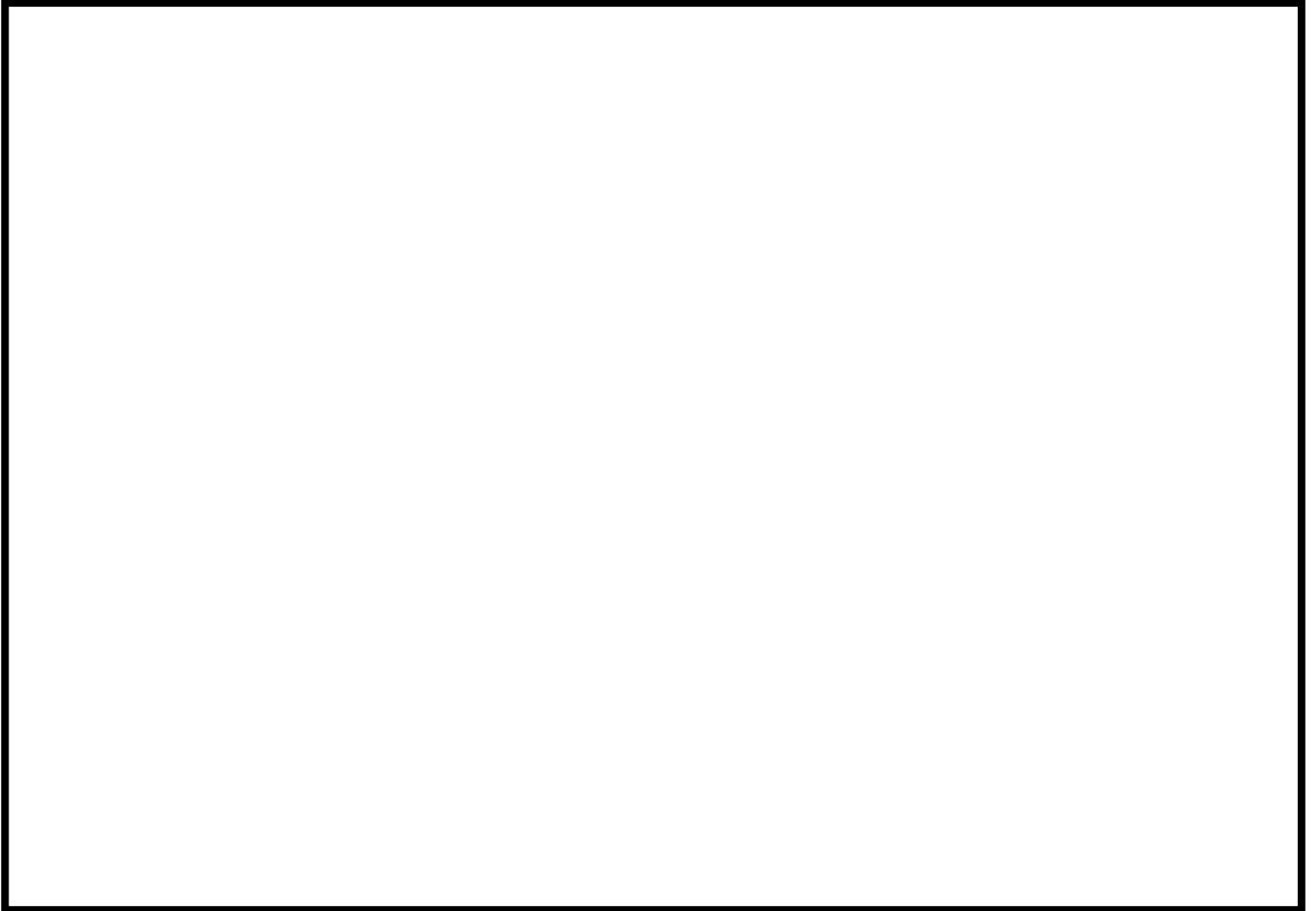
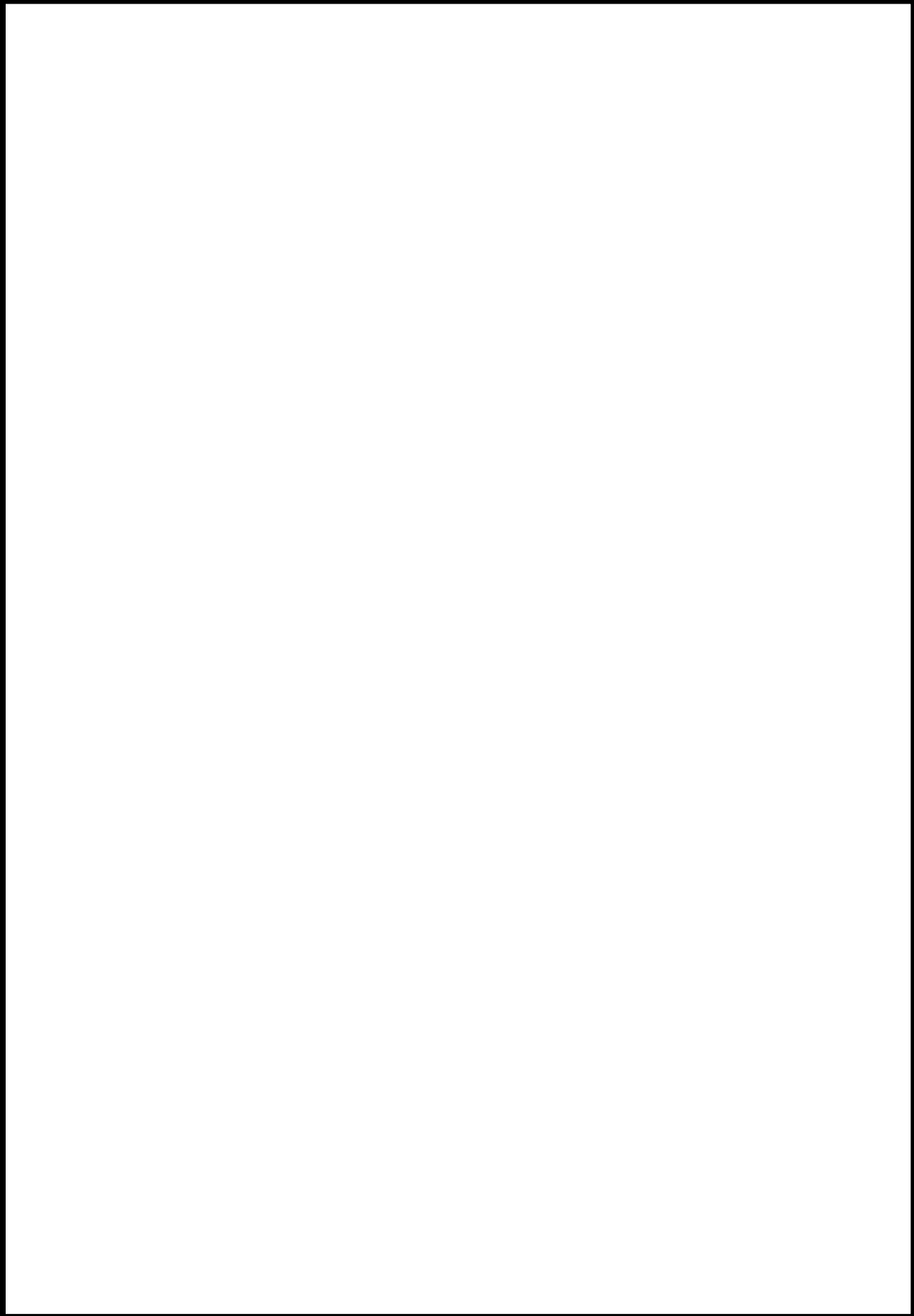


図 2 誤動作率評価フォルトツリー

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

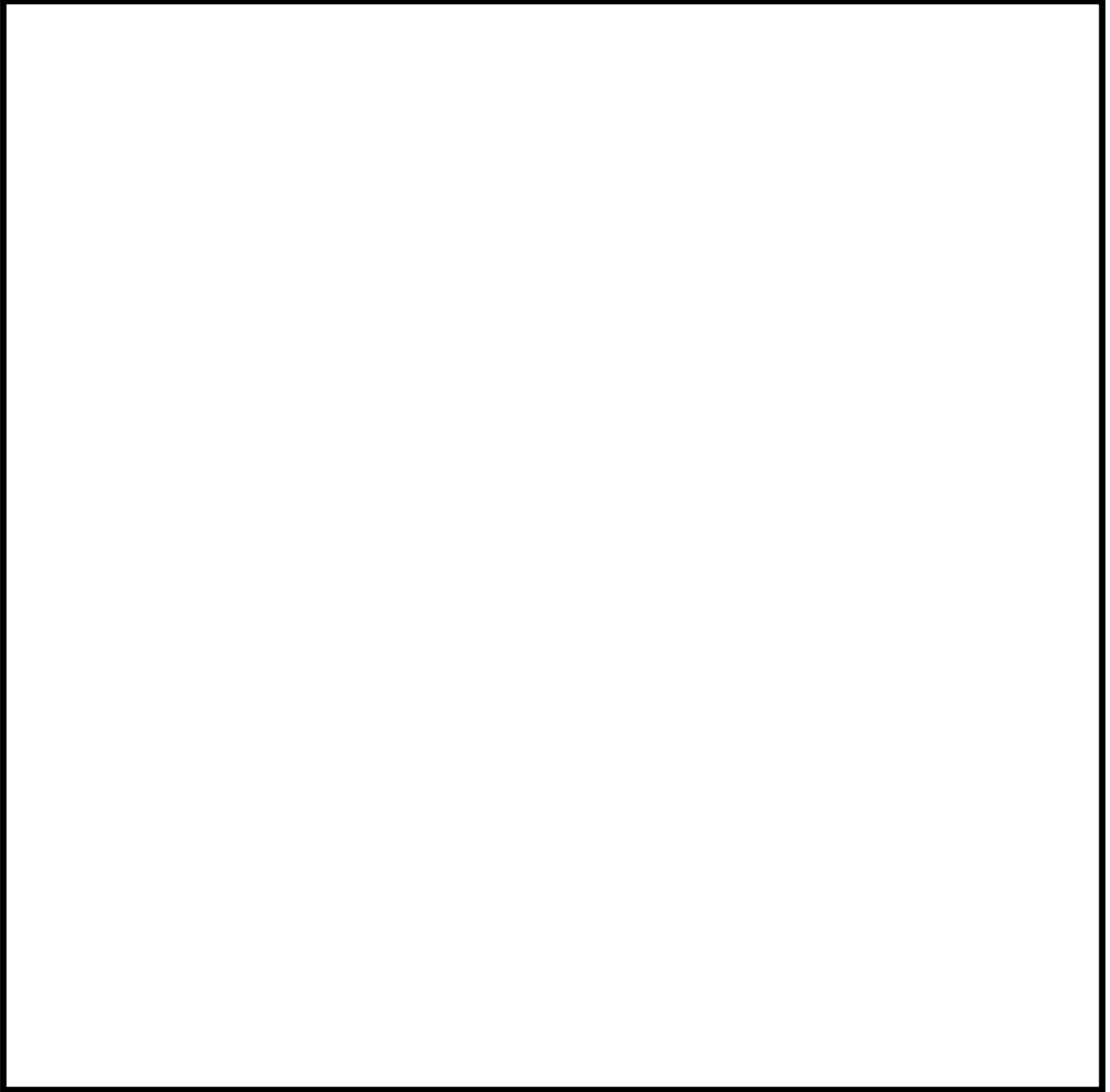




図3 アンアベイラビリティ評価モデル

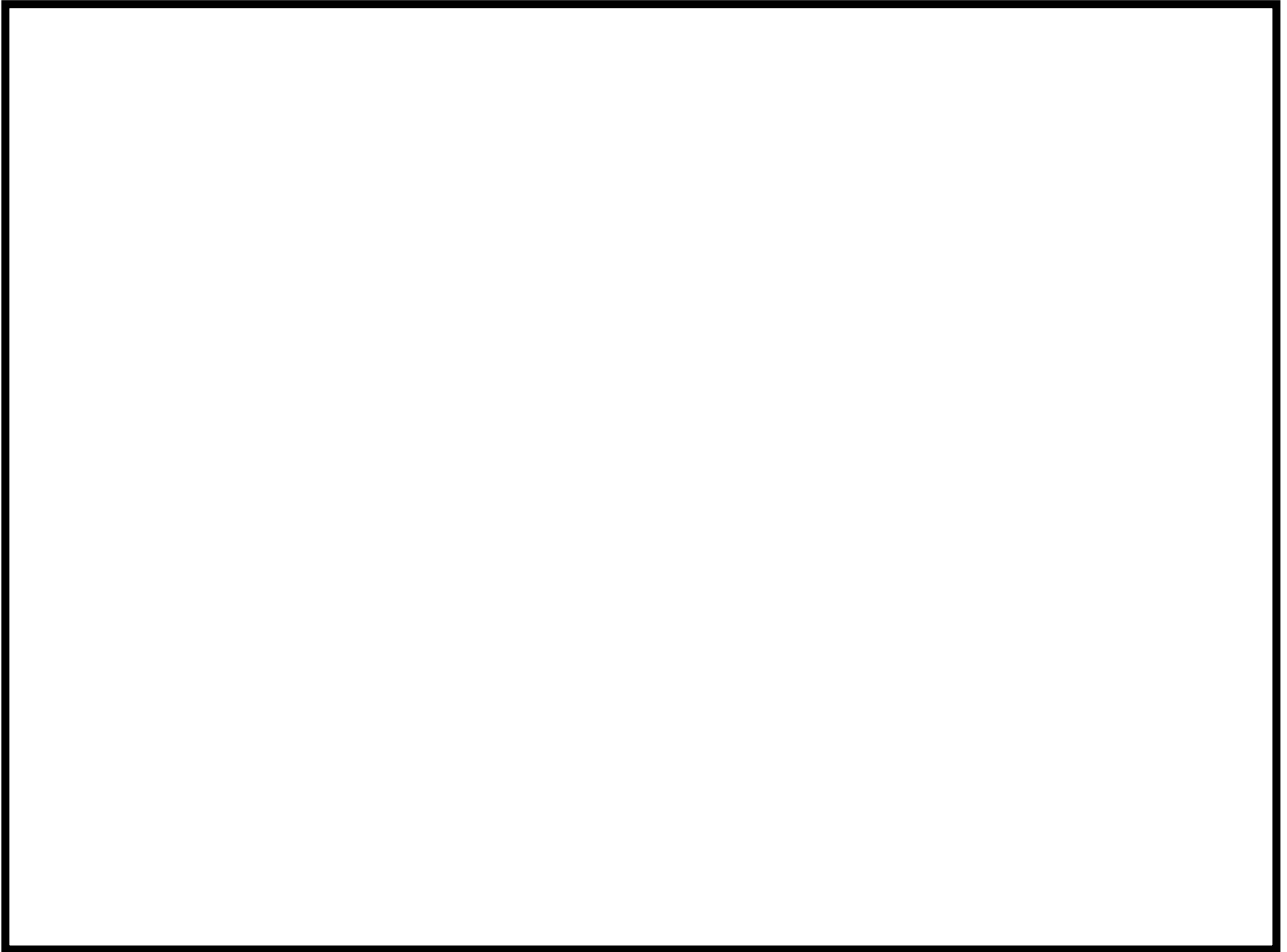


図 4 アンアベイラビリティ評価フォルトツリー

- 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 各号炉の弁名称及び弁番号

47-1
SA 設備基準適合性 一覽表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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		復水移送ポンプ	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	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C	
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
				海水	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)	—	
				関連資料	47-3 配置図, 47-4 系統図, 47-8 保管場所図		
		第 2 号	操作性	中央制御室操作, 現場操作 (操作スイッチ操作)		A, B b, B f	
			関連資料	47-3 配置図, 47-4 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	47-5 試験及び検査			
		第 4 号	切り替え性	本来の用途以外の用途として使用するため, 切替操作が必要		A	
			関連資料	47-4 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	47-3 配置図, 47-4 系統図			
		第 6 号	設置場所	中央制御室操作, 現場操作		A a, B	
			関連資料	47-3 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等が十分		B	
			関連資料	47-6 容量設定根拠			
		第 2 号	共用の禁止	(共用しない設備)		対象外	
			関連資料	—			
		第 3 号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、 外部人為事象、溢水、 火災	防止設備-対象(代替対象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				

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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		可搬型代替注水ポンプ (A-2級)		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)	—
			関連資料	47-4 系統図, 47-8 保管場所図		
		第2号	操作性		現場操作 (設備の運搬・設置) 現場操作 (操作スイッチ操作)	B c, B d
		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	A
		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一切替必要	B a
		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 b
			その他(飛散物)		—	対象外
		関連資料	47-4 系統図			
	第6号	設置場所		現場操作	A a	
	関連資料	47-7 接続図				
	第3項	第1号	可搬 SA の容量		原子炉建屋の外から水又は電力を供給する可搬型設備	A
			関連資料	47-6 容量設定根拠		
		第2号	可搬 SA の接続性		より簡便な接続	C
			関連資料	47-7 接続図		
		第3号	異なる複数の接続箇所の確保		複数の機能で同時に使用	A a
			関連資料	47-7 接続図		
		第4号	設置場所		(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	—
			関連資料	47-7 接続図		
		第5号	保管場所		屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a
			関連資料	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DB設備有り)-屋内	A a
			サポート系要因		対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a
		関連資料	本文			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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（低圧注水モード） 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	二次格納施設内	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		本来の用途として使用一切替必要	B a
	関連資料		—			
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	A d
			その他(飛散物)		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		DB施設の系統及び機器の容量 等 が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B
			関連資料		—	
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外
			関連資料		—	
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、 外部人為事象、溢水、 火災		(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		—			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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（原子炉停止時冷却モード）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	二次格納施設内	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	本来の用途として使用一切替必要	B a	
			関連資料	—		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	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	DB施設の系統及び機器の容量等が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、 外部人為事象、溢水、 火災	(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	—		

47-2
単線結線図

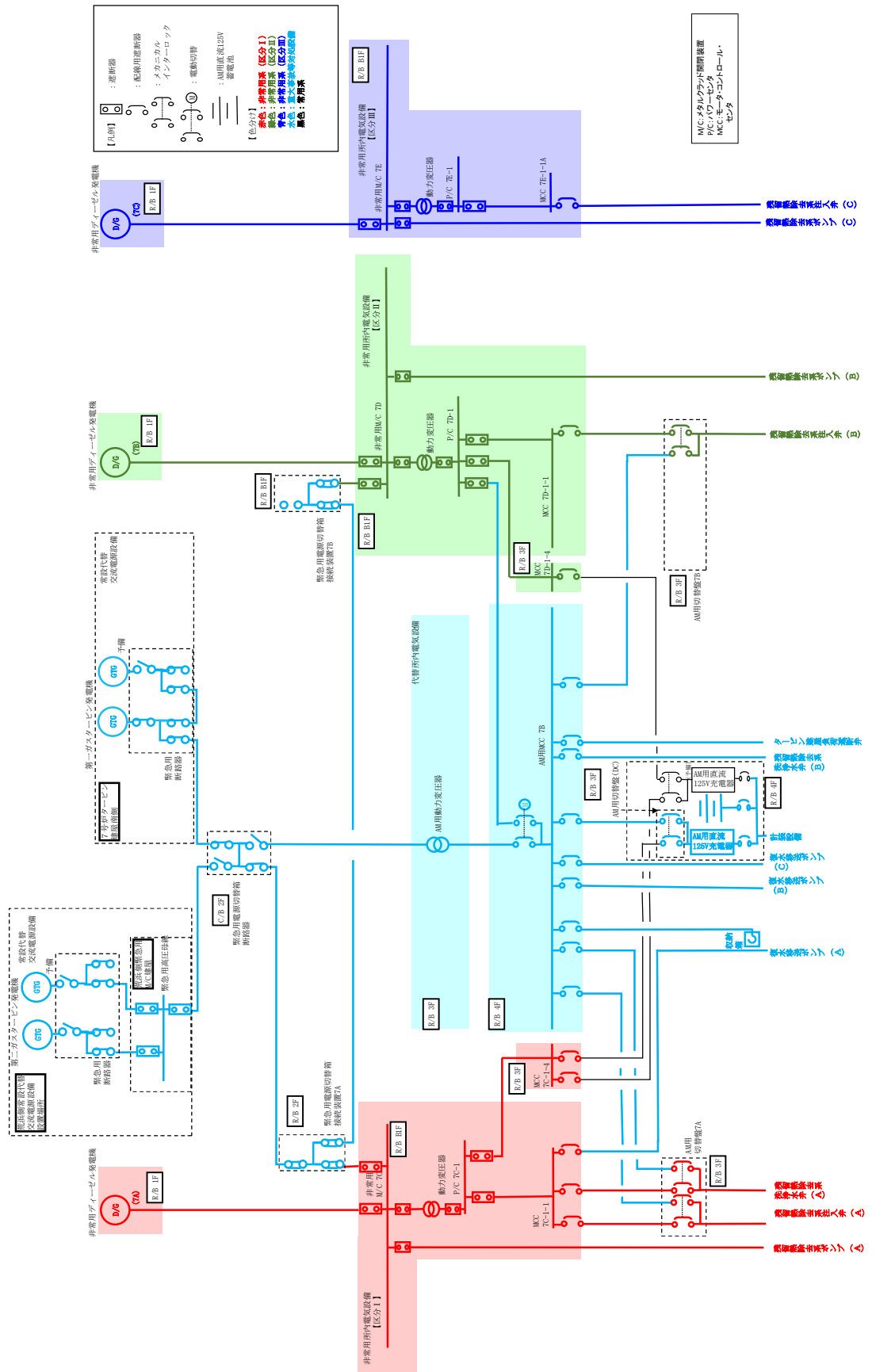




図 2 単線結線図 (7号炉)

47-3
配置図

 : 設計基準対象施設
 : 重大事故等対処設備を示す。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

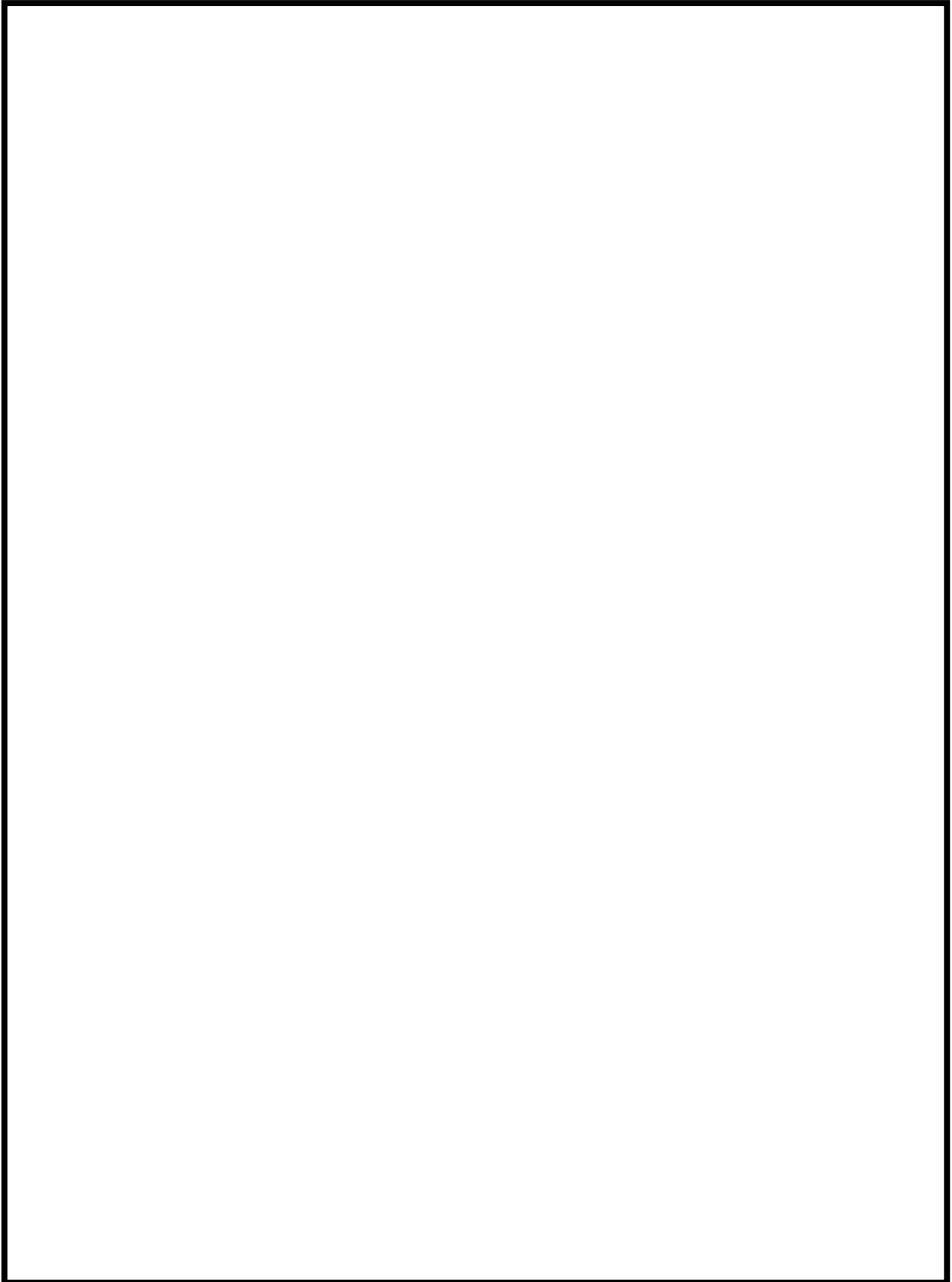


図 1 配置図 (6/7 号炉 中央制御室(コントロール建屋地上 2 階))

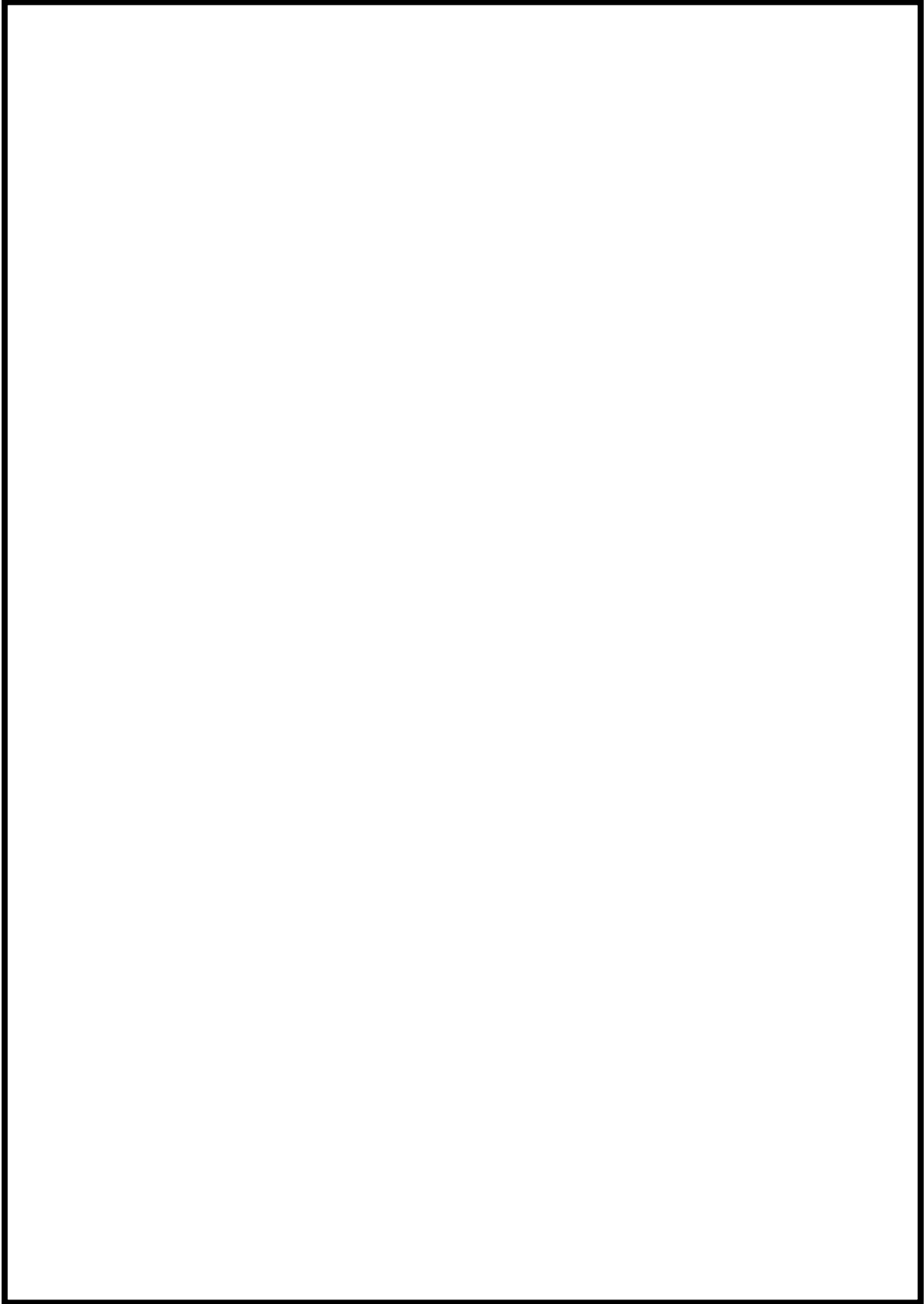


图 2 配置图 (6/7 号炉 廃棄物处理建屋地下 3 階)

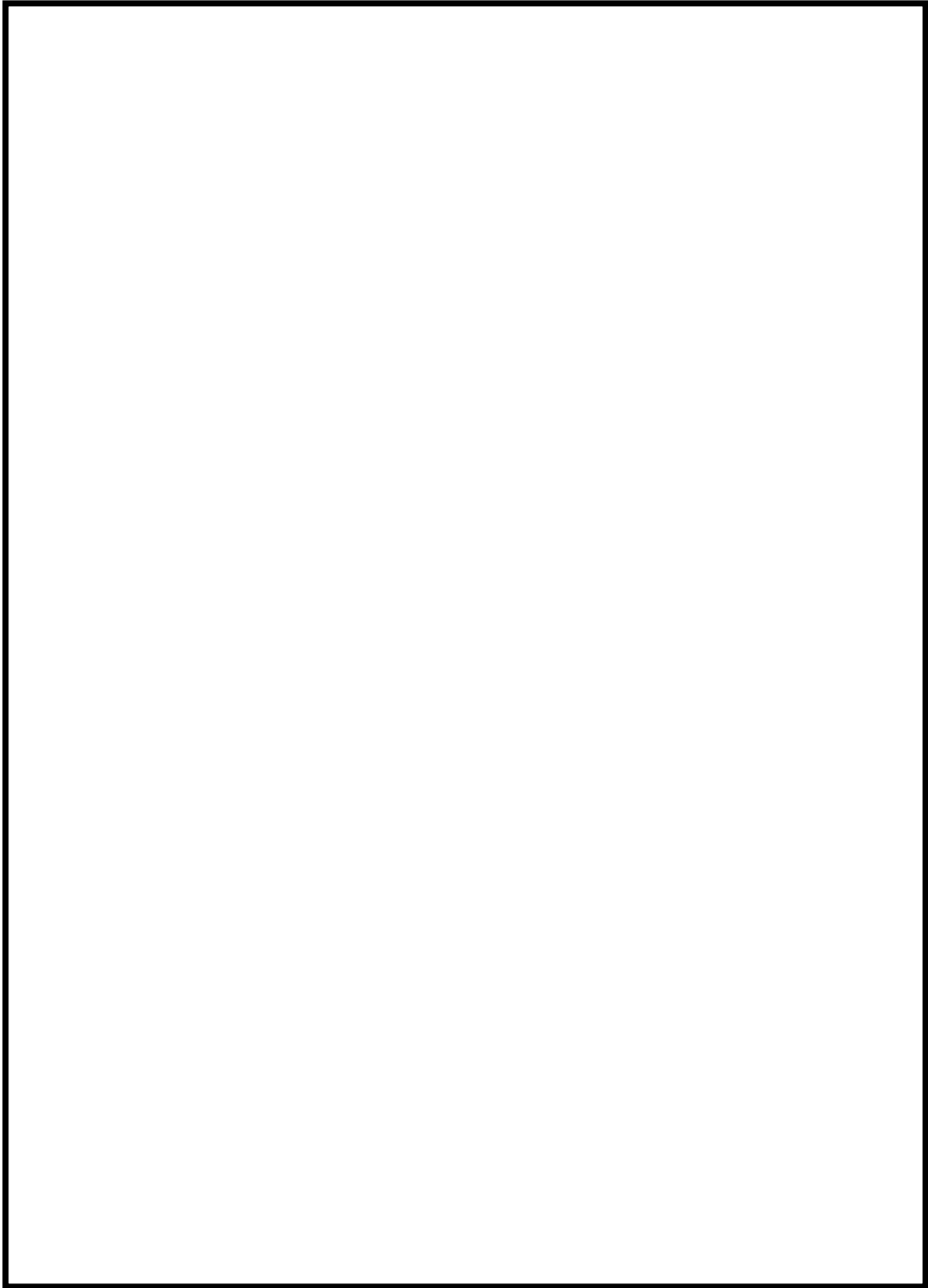


图 3 配置图 (6 号炉 原子炉建屋地下 3 階)

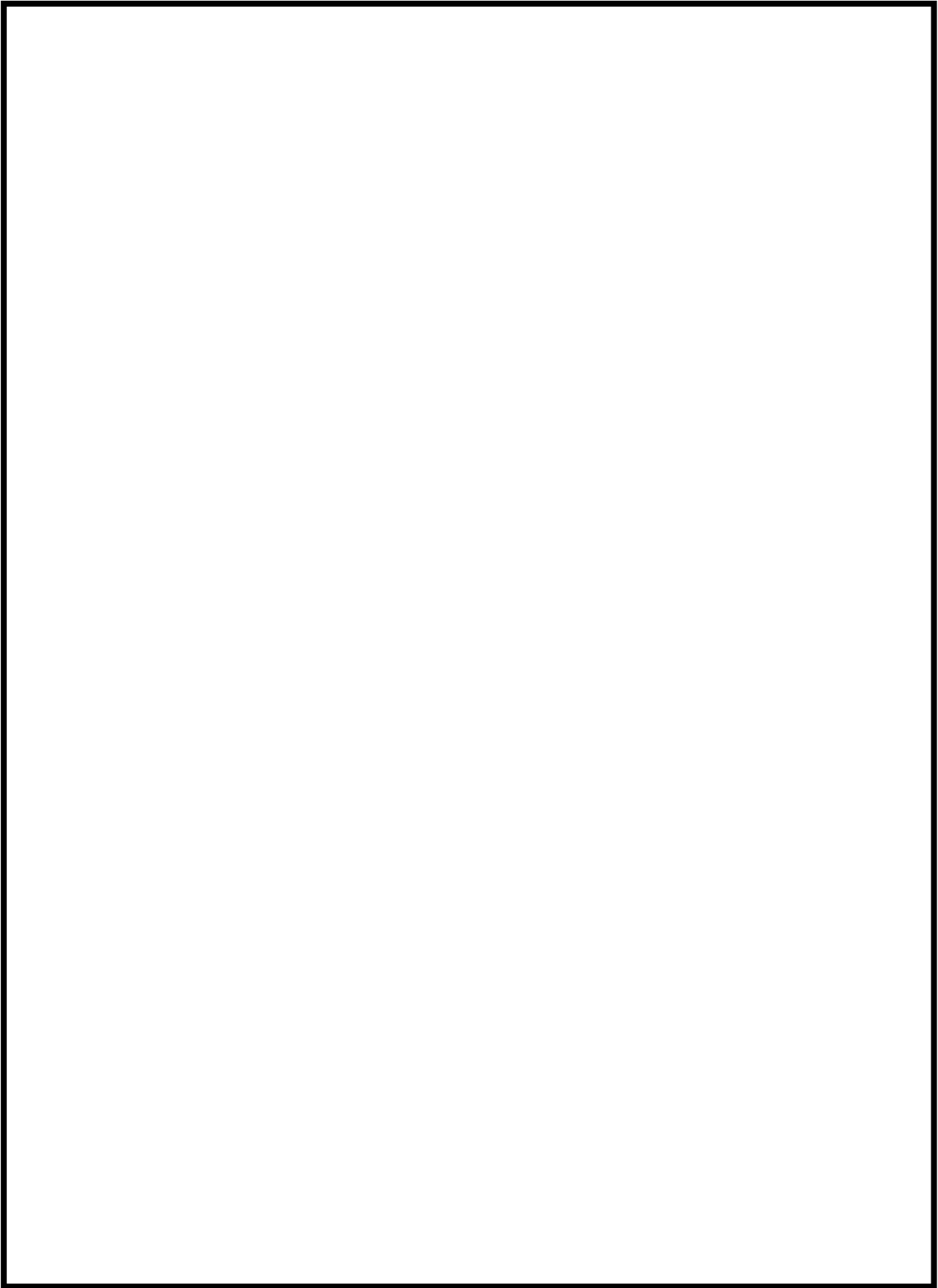


图 4 配置图 (7 号炉 原子炉建屋地下 3 階)

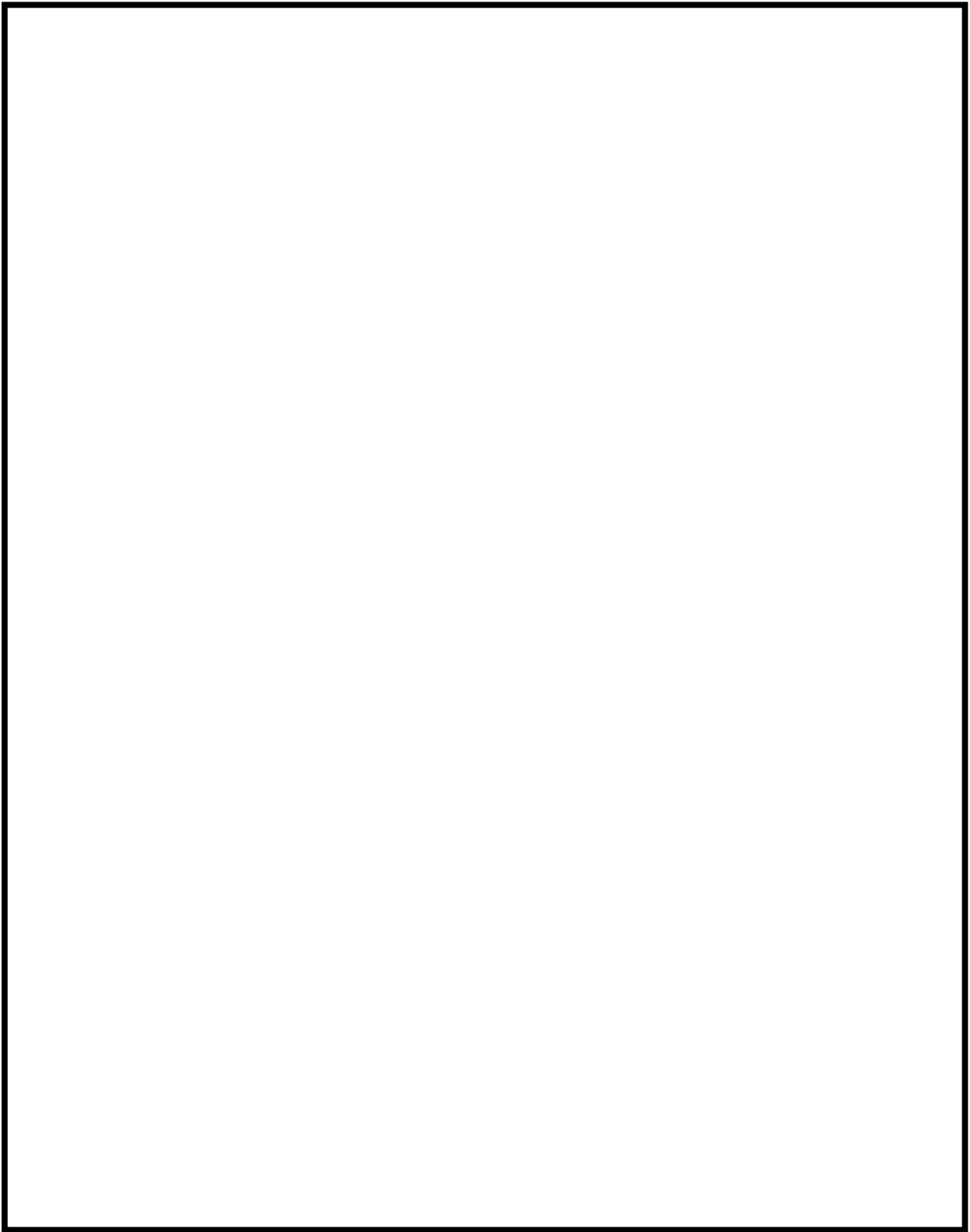


図 5 配置図 (6 号炉 原子炉建屋地下 2 階)

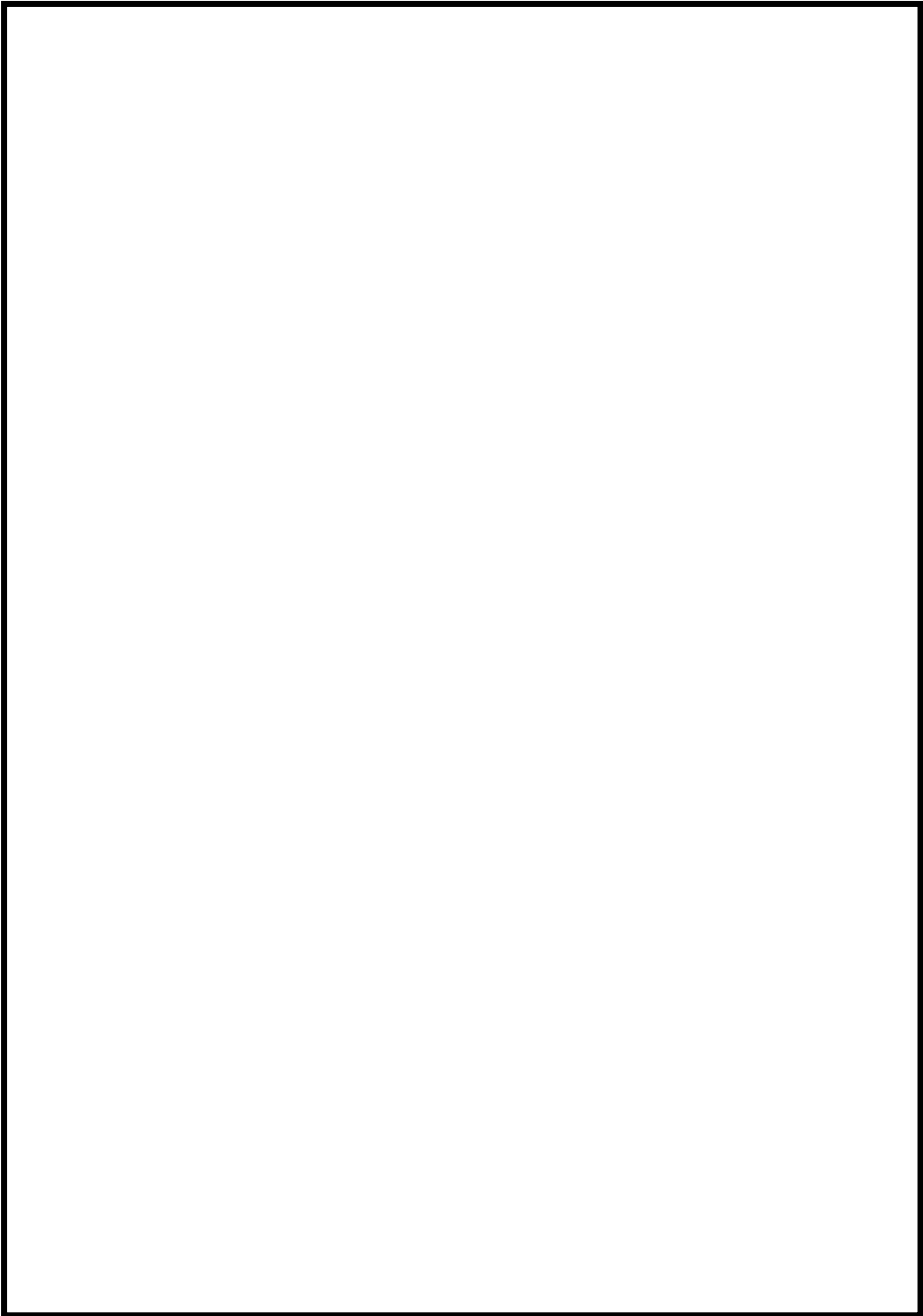


图 6 配置图 (6 号炉 原子炉建屋地上 1 階)

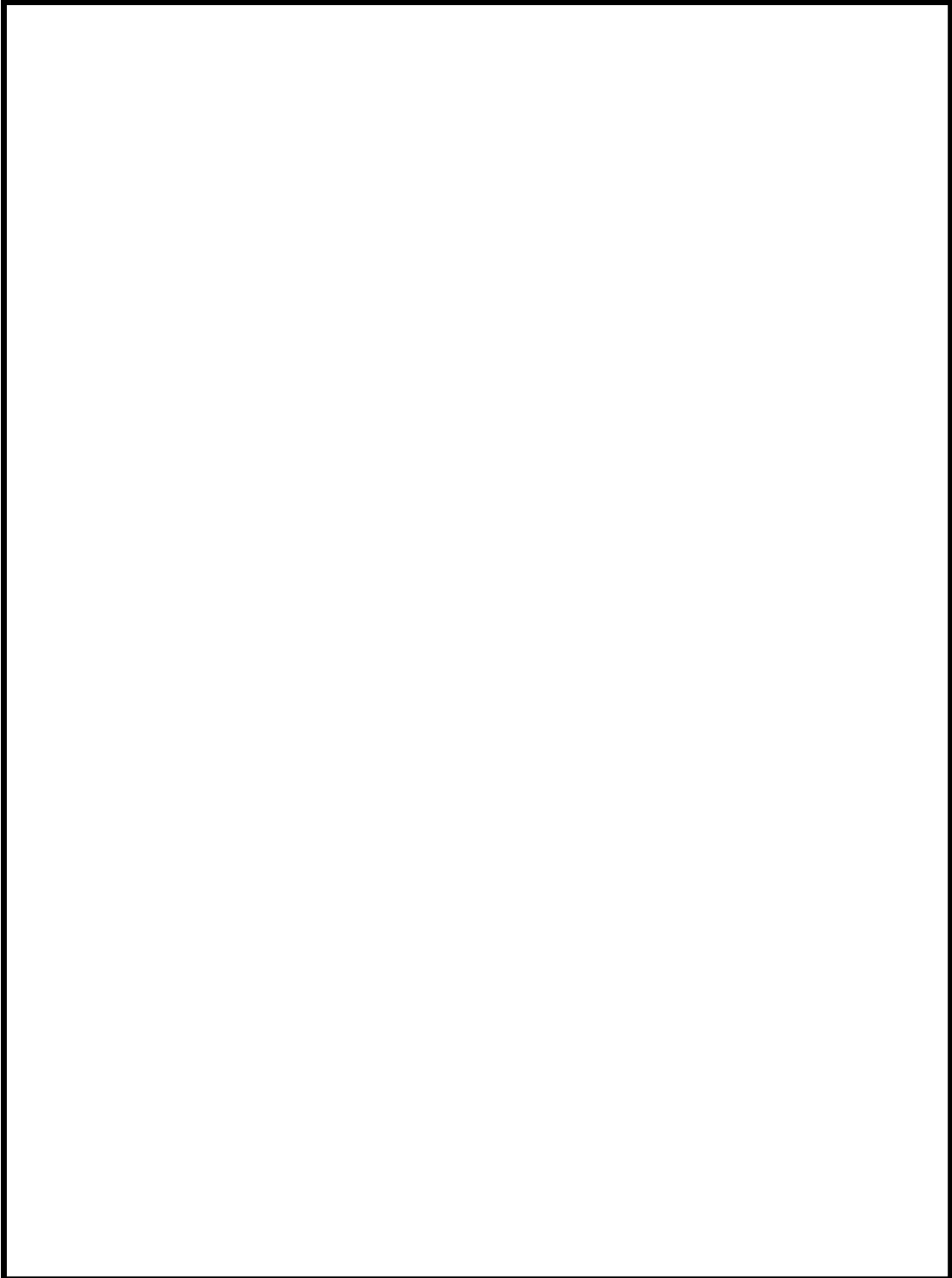


図 7 配置図 (7 号炉 原子炉建屋地上 1 階)

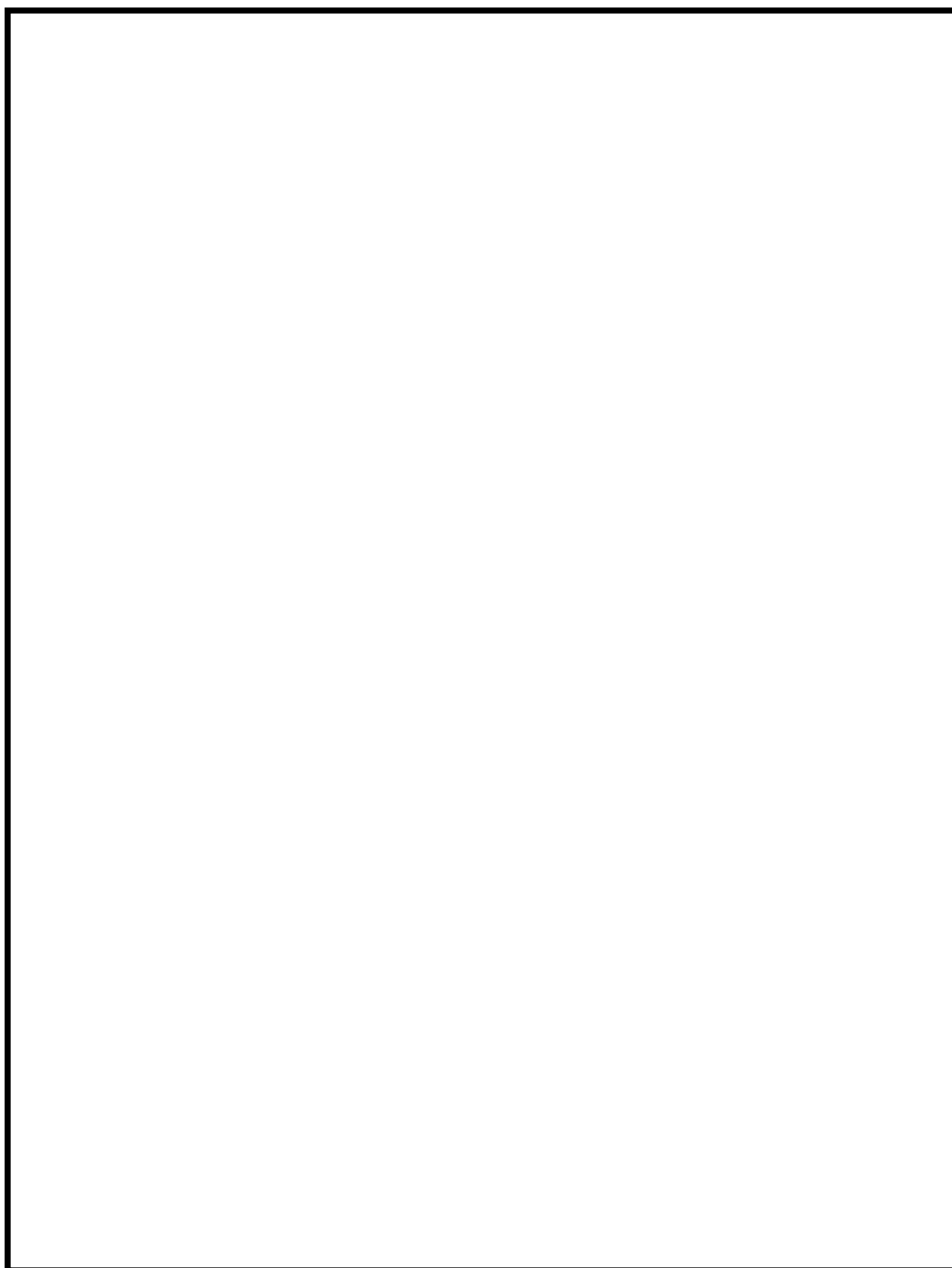


図 8 配置図 (6 号炉 原子炉建屋地上 3 階)

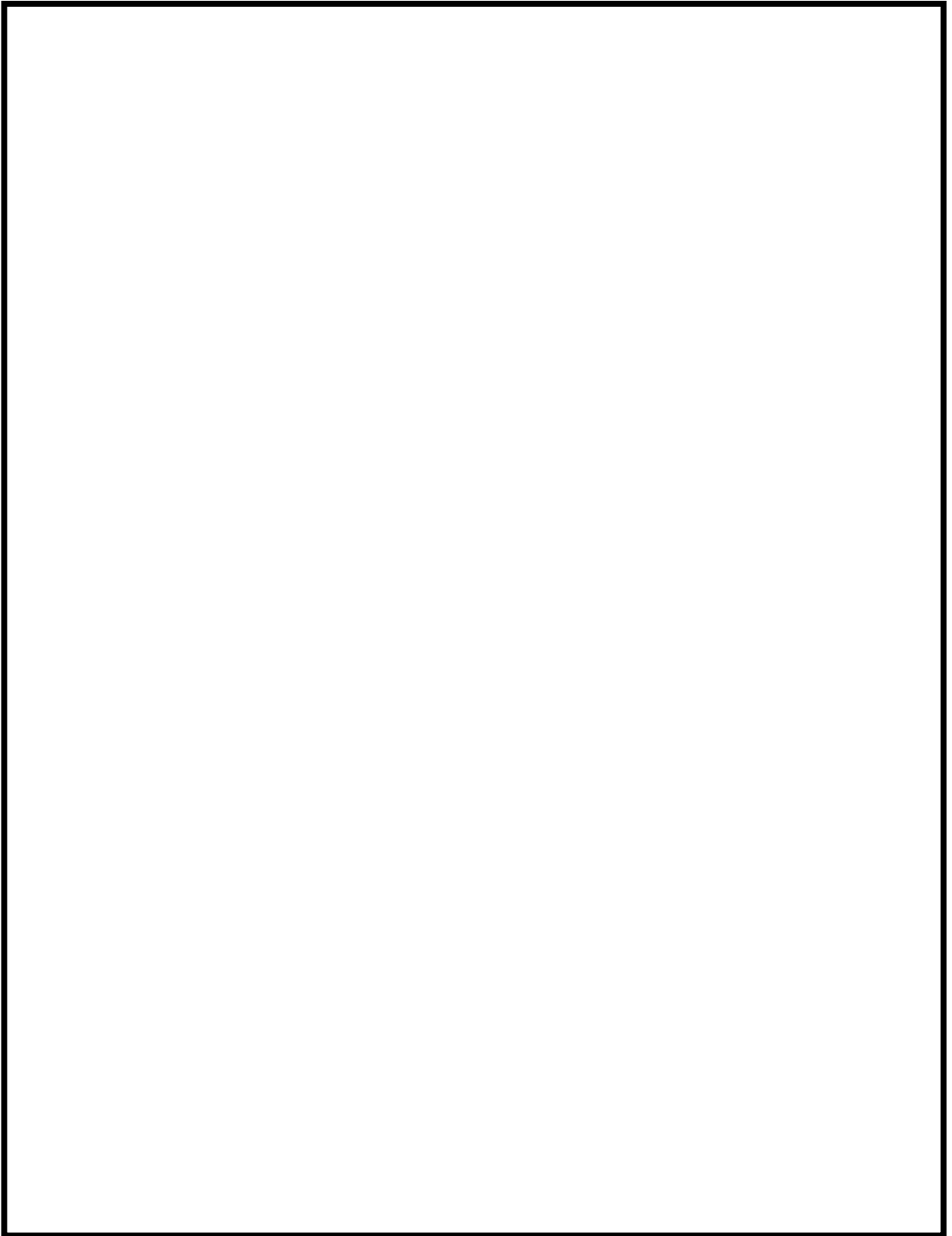


図 9 配置図 (7 号炉 原子炉建屋地上 3 階)

47-4
系統図

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ(A)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ(B)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ(C)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
4	残留熱除去系注入弁(A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
5	残留熱除去系注入弁(B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
6	残留熱除去系洗浄弁(A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	残留熱除去系洗浄弁(B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
8	タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
9	復水補給水系常/非常用連結1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
10	復水補給水系常/非常用連結2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
11	MUWC 接続口外側隔離弁 1(A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	MUWC 接続口外側隔離弁 2(A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	MUWC 接続口内側隔離弁(A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	MUWC 接続口外側隔離弁 1(B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	MUWC 接続口外側隔離弁 2(B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	MUWC 接続口内側隔離弁(B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
17	MUWC 可搬式接続口隔離弁 1	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
18	MUWC 可搬式接続口隔離弁 3	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
19	MUWC 可搬式接続口隔離弁 2	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

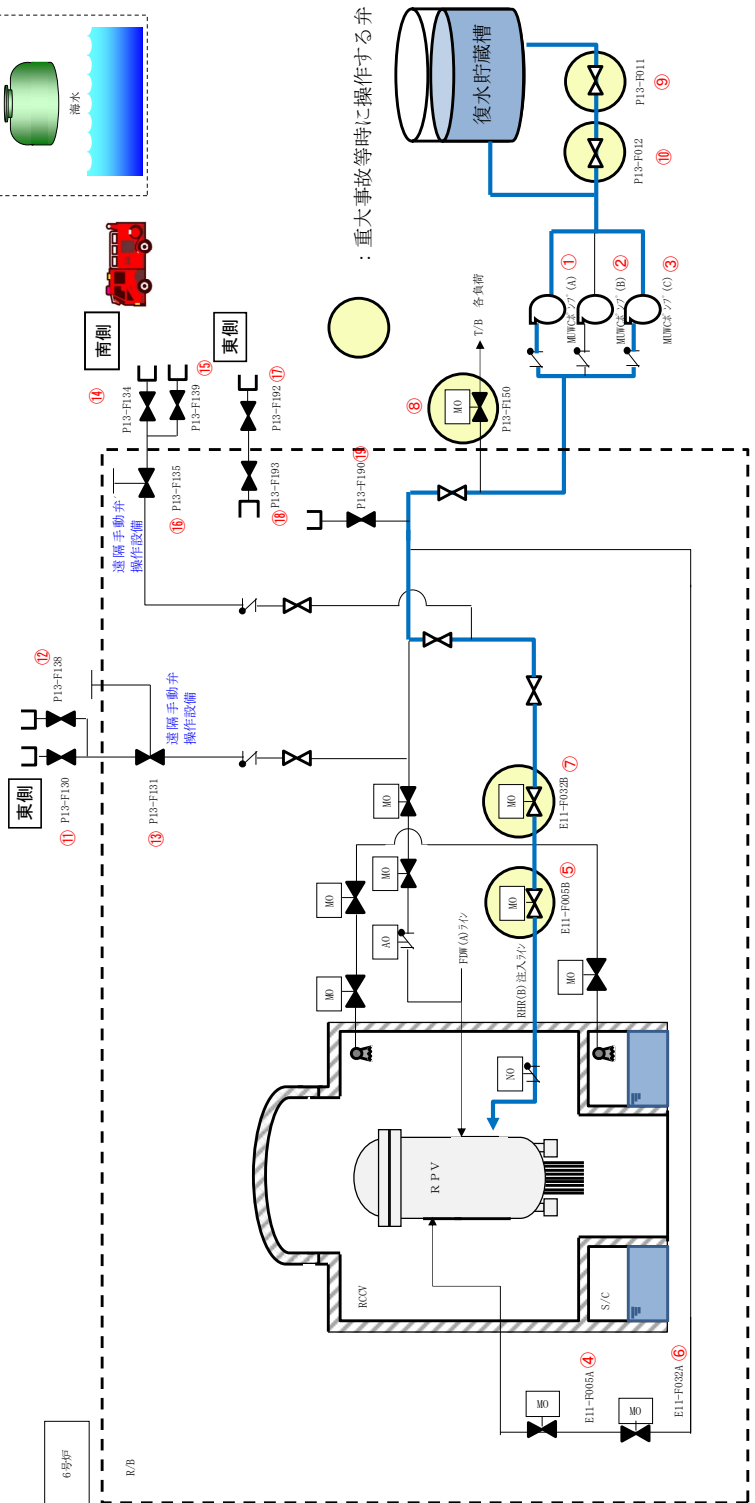
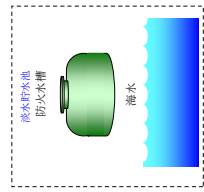


図1 低圧代替注水系（常設）系統概要図
残留熱除去系(B)注入配管からの低圧代替注水（6号炉）

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ(A)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ(B)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ(C)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
4	残留熱除去系注入弁(A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
5	残留熱除去系注入弁(B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
6	残留熱除去系洗浄弁(A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	残留熱除去系洗浄弁(B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
8	タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
9	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
10	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
11	MUWC接続口外側隔離弁1(A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	MUWC接続口外側隔離弁2(A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	MUWC接続口内側隔離弁(A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	MUWC接続口外側隔離弁1(B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	MUWC接続口外側隔離弁2(B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	MUWC接続口内側隔離弁(B)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
17	MUWC可搬式接続口隔離弁1	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
18	MUWC可搬式接続口隔離弁3	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
19	MUWC可搬式接続口隔離弁2	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置

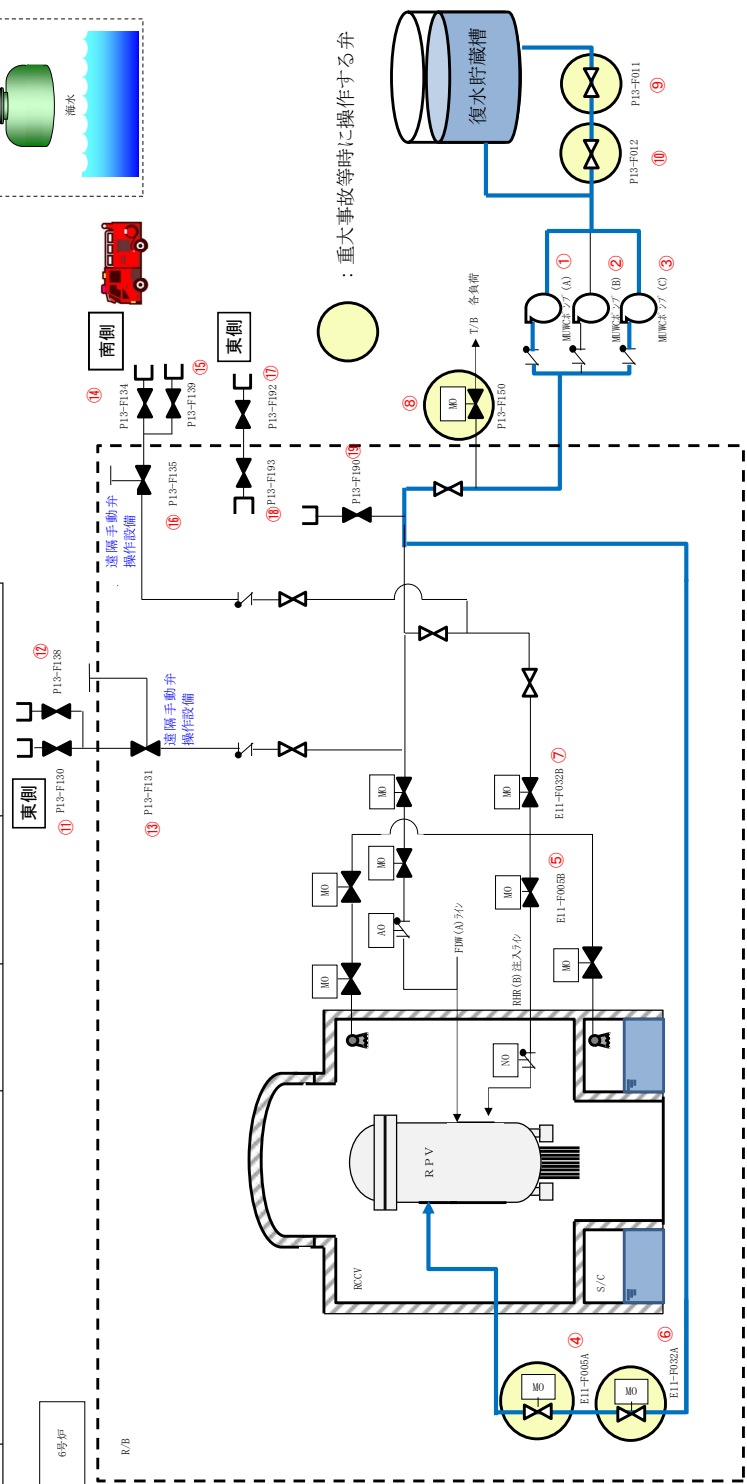
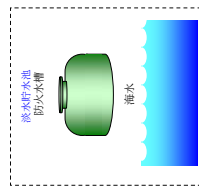


図2 低压代替注水系（常設）系統概要図
残留熱除去系(A)注入配管からの低压代替注水（6号炉）

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ(A)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ(B)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ(C)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
4	残留熱除去系注入弁(A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
5	残留熱除去系注入弁(B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
6	残留熱除去系洗浄水弁(A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	残留熱除去系洗浄水弁(B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
8	タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
9	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
10	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
11	MUWC接続口外側隔離弁1(A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	MUWC接続口外側隔離弁2(A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	MUWC接続口内側隔離弁(A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	MUWC接続口外側隔離弁1(B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	MUWC接続口外側隔離弁2(B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	MUWC接続口内側隔離弁(B)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
17	MUWC可搬式接続口隔離弁1	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
18	MUWC可搬式接続口隔離弁3	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
19	MUWC可搬式接続口隔離弁2	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置

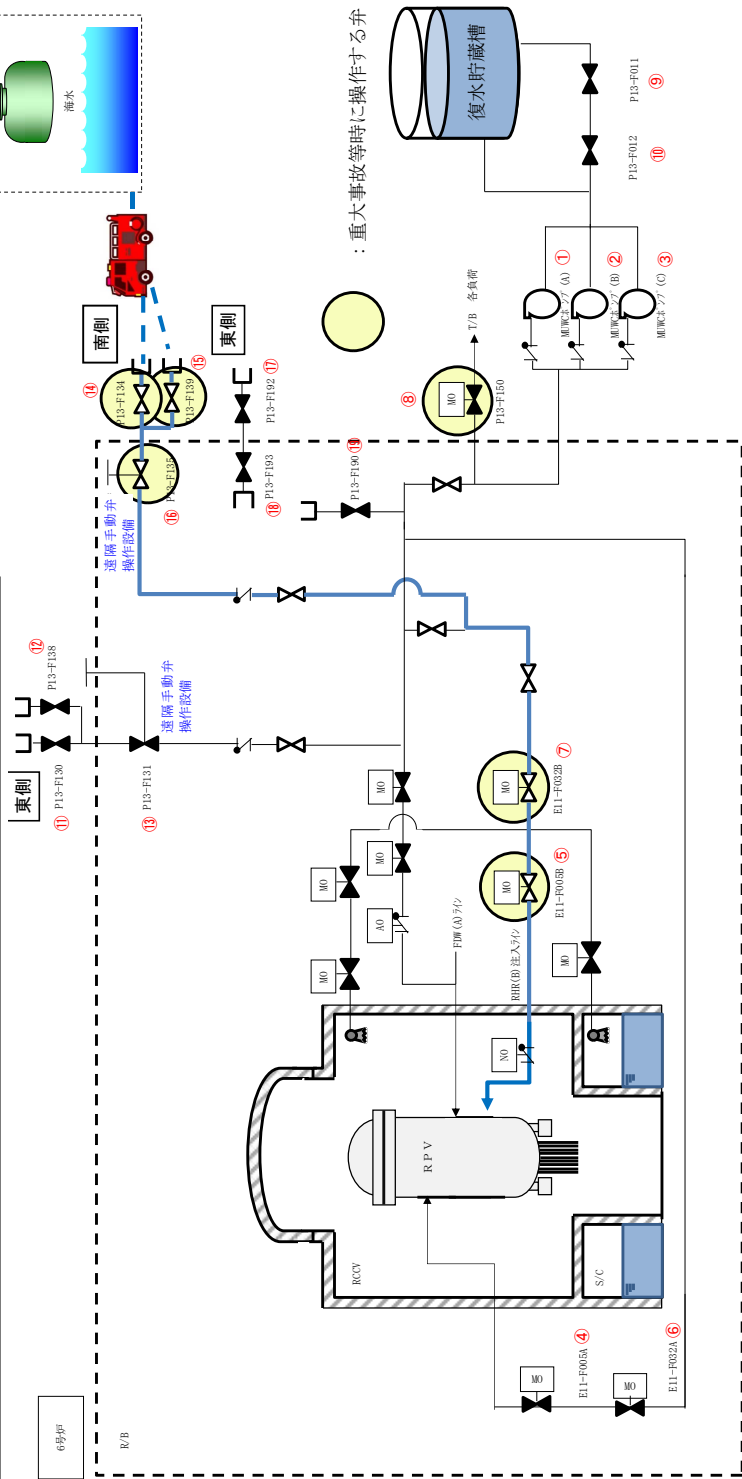


図3 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図
 残留熱除去系(B)注入配管からの低圧代替注水（6号炉）

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ (A)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ (B)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ (C)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
4	残留熱除去系注入弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
5	残留熱除去系注入弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
6	残留熱除去系洗浄弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	残留熱除去系洗浄弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
8	タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
9	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
10	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
11	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	各接続口エクステンションジョイント付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	各接続口エクステンションジョイント付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	各接続口付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	各接続口エクステンションジョイント付属の弁 (屋外)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
17	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置
18	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置
19	各接続口付属の弁 (屋内)	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置

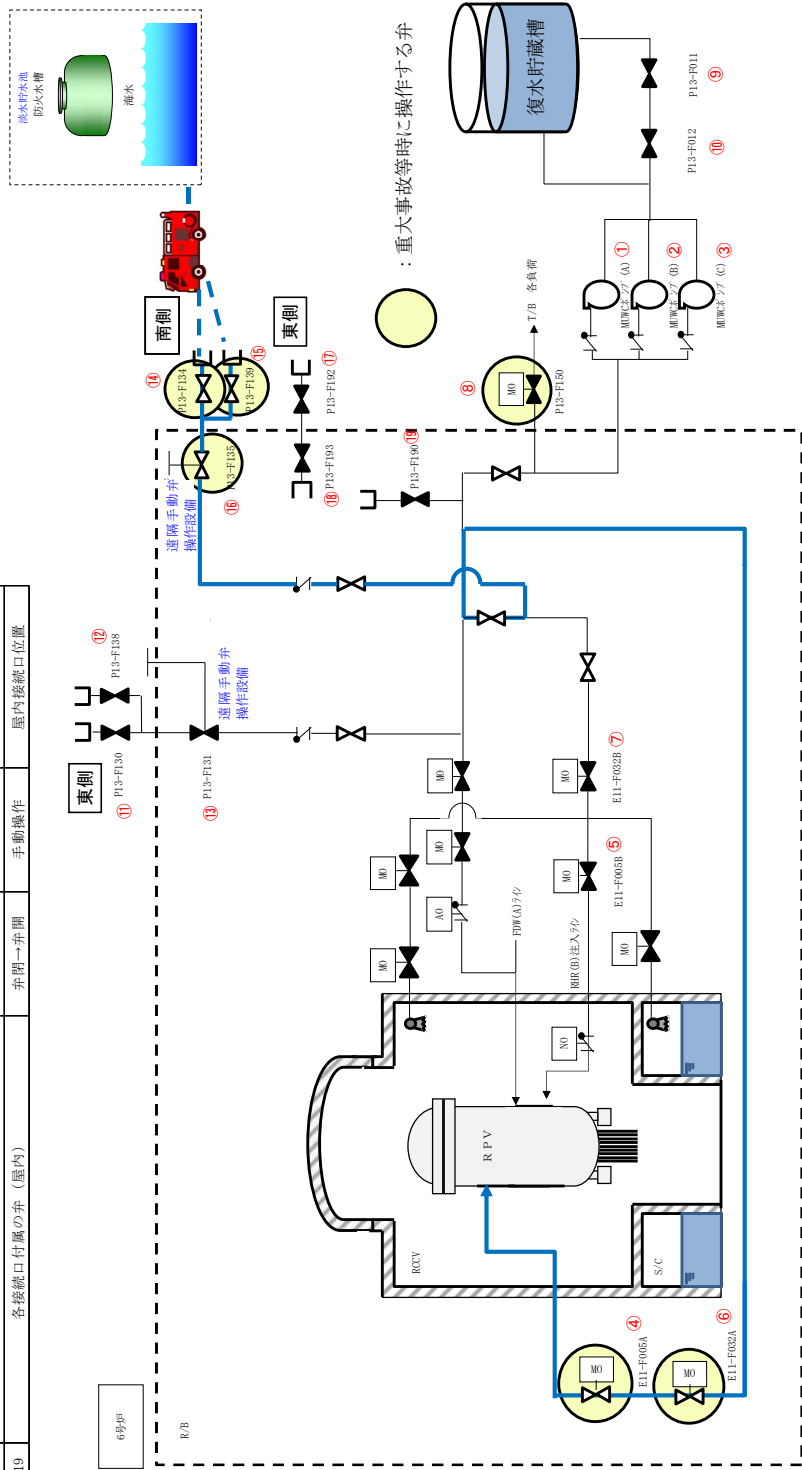


図4 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図
残留熱除去系(A)注入配管からの低圧代替注水（6号炉）

Mo	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ(A)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ(B)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ(C)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
4	残留熱除去系注入弁(A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
5	残留熱除去系注入弁(B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
6	残留熱除去系洗浄弁(A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	残留熱除去系洗浄弁(B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
8	タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
9	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
10	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
11	MWIC接続口/外側隔離弁1(A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	MWIC接続口/外側隔離弁2(A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	MWIC接続口/内側隔離弁(A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	MWIC接続口/外側隔離弁1(B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	MWIC接続口/外側隔離弁2(B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	MWIC接続口/内側隔離弁(B)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
17	MWIC可搬式接続口隔離弁1	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
18	MWIC可搬式接続口隔離弁3	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
19	MWIC可搬式接続口隔離弁2	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置

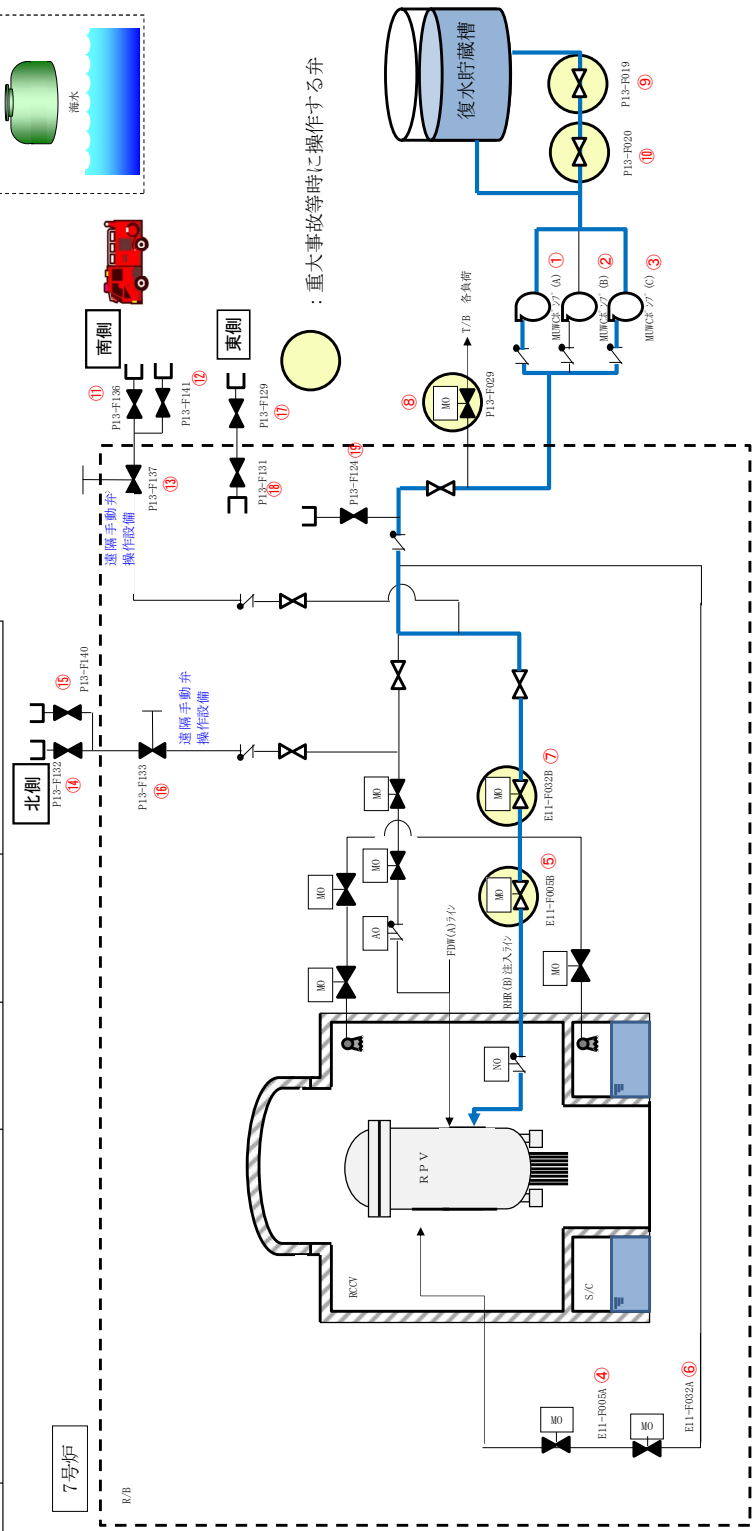
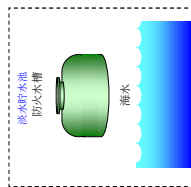


図5 低圧代替注水系（常設）系統概要図
残留熱除去系(B)注入配管からの低圧代替注水（7号炉）

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ(A)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ(B)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ(C)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
4	残留熱除去系注入弁(A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
5	残留熱除去系注入弁(B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
6	残留熱除去系洗浄水弁(A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	残留熱除去系洗浄水弁(B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
8	タービン建屋気筒遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
9	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
10	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
11	MUWC接続口外側隔離弁1(A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	MUWC接続口外側隔離弁2(A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	MUWC接続口内側隔離弁(A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	MUWC接続口外側隔離弁1(B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	MUWC接続口外側隔離弁2(B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	MUWC接続口内側隔離弁(B)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
17	MUWC可搬式接続口隔離弁1	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
18	MUWC可搬式接続口隔離弁3	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
19	MUWC可搬式接続口隔離弁2	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置

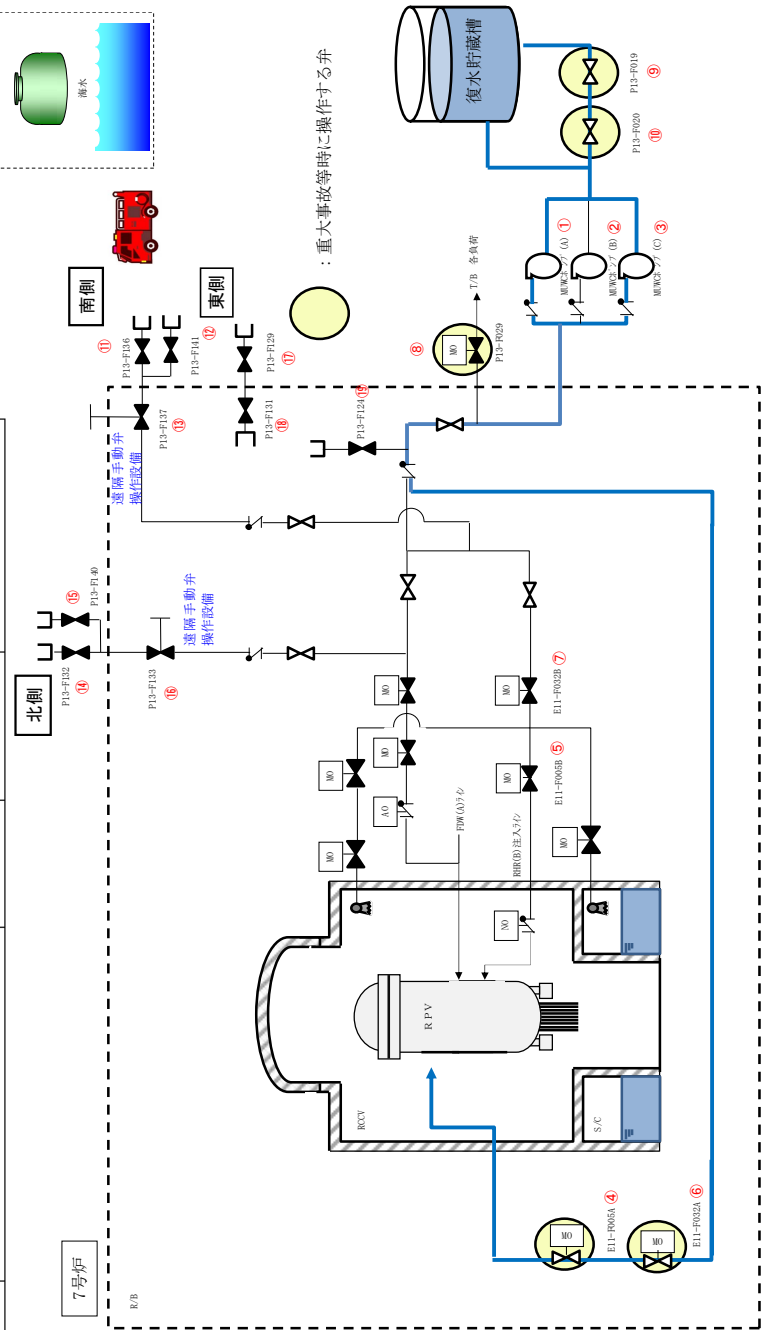
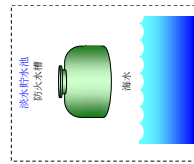


図6 低圧代替注水系（常設）系統概要図
残留熱除去系(A)注入配管からの低圧代替注水（7号炉）

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ(A)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ(B)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ(C)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
4	残留熱除去系注入弁(A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
5	残留熱除去系注入弁(B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
6	残留熱除去系洗浄弁(A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	残留熱除去系洗浄弁(B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
8	タービン建屋負荷遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
9	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
10	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
11	MWNC接続口外側隔離弁1(A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	MWNC接続口外側隔離弁2(A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	MWNC接続口内側隔離弁(A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	MWNC接続口外側隔離弁1(B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	MWNC接続口外側隔離弁2(B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
16	MWNC接続口内側隔離弁(B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
17	MWNC可搬式接続口隔離弁1	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
18	MWNC可搬式接続口隔離弁3	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
19	MWNC可搬式接続口隔離弁2	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置

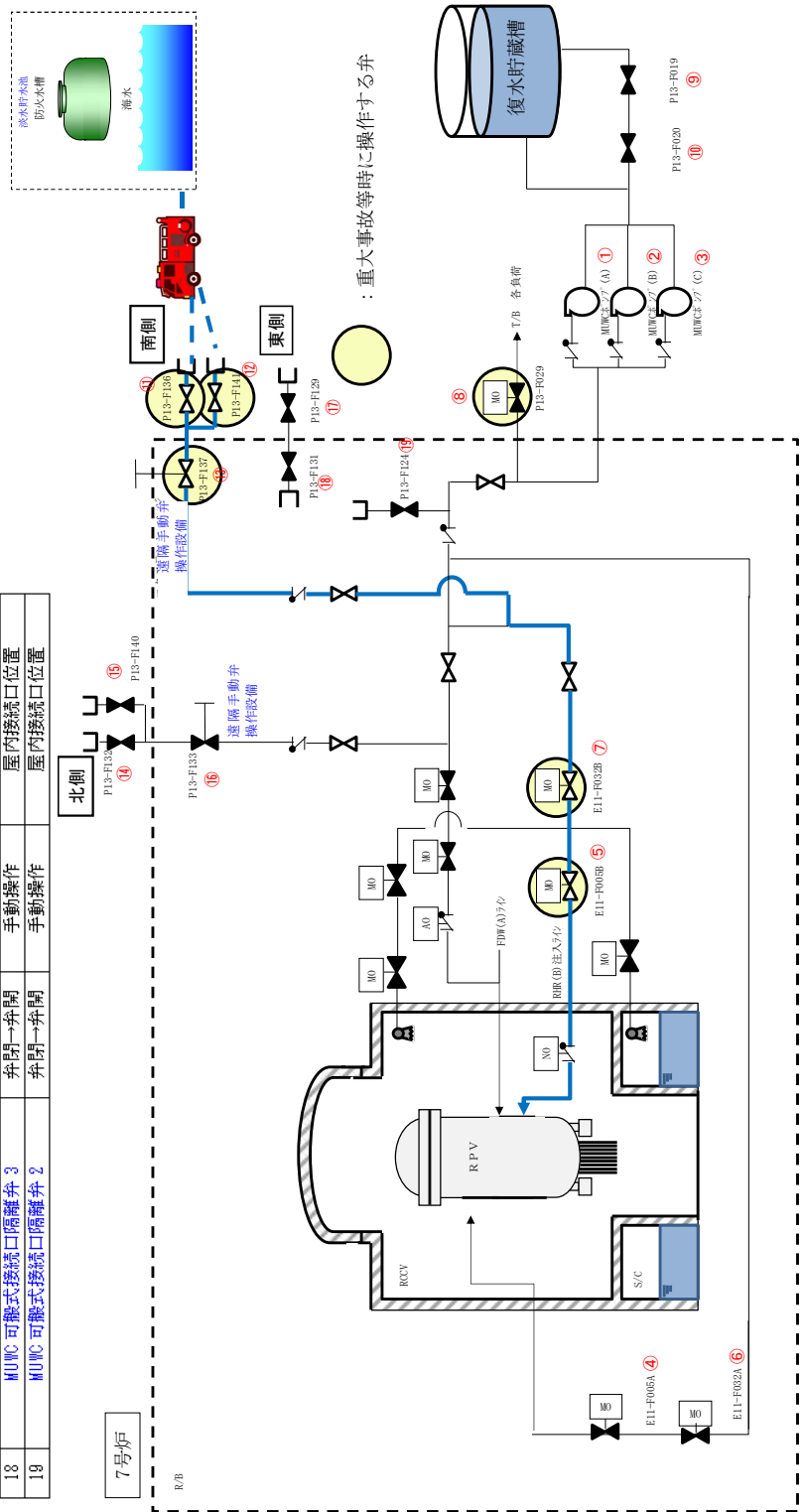


図7 低压代替注水系（可搬型）系統概要図
 残留熱除去系(B)注入配管からの低压代替注水（7号炉）

No	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
1	復水移送ポンプ(A)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
2	復水移送ポンプ(B)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
3	復水移送ポンプ(C)	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
4	残留熱除去系注入弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
5	残留熱除去系注入弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	原子炉建屋地上3階
6	残留熱除去系流浄水弁 (A)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
7	残留熱除去系流浄水弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
8	タービン連屋負荷遮断弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
9	復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
10	復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	弁閉→弁開	手動操作	廃棄物処理建屋地下3階
11	MUWC接続口外側隔離弁 1(A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
12	MUWC接続口外側隔離弁 2(A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
13	MUWC接続口内側隔離弁 (A)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
14	MUWC接続口内側隔離弁 (B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
15	MUWC接続口外側隔離弁 2(B)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
18	MUWC接続口内側隔離弁 (B)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋地上2階
17	MUWC可搬式接続口隔離弁 1	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
18	MUWC可搬式接続口隔離弁 3	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
19	MUWC可搬式接続口隔離弁 2	弁閉→弁開	手動操作	屋内接続口位置

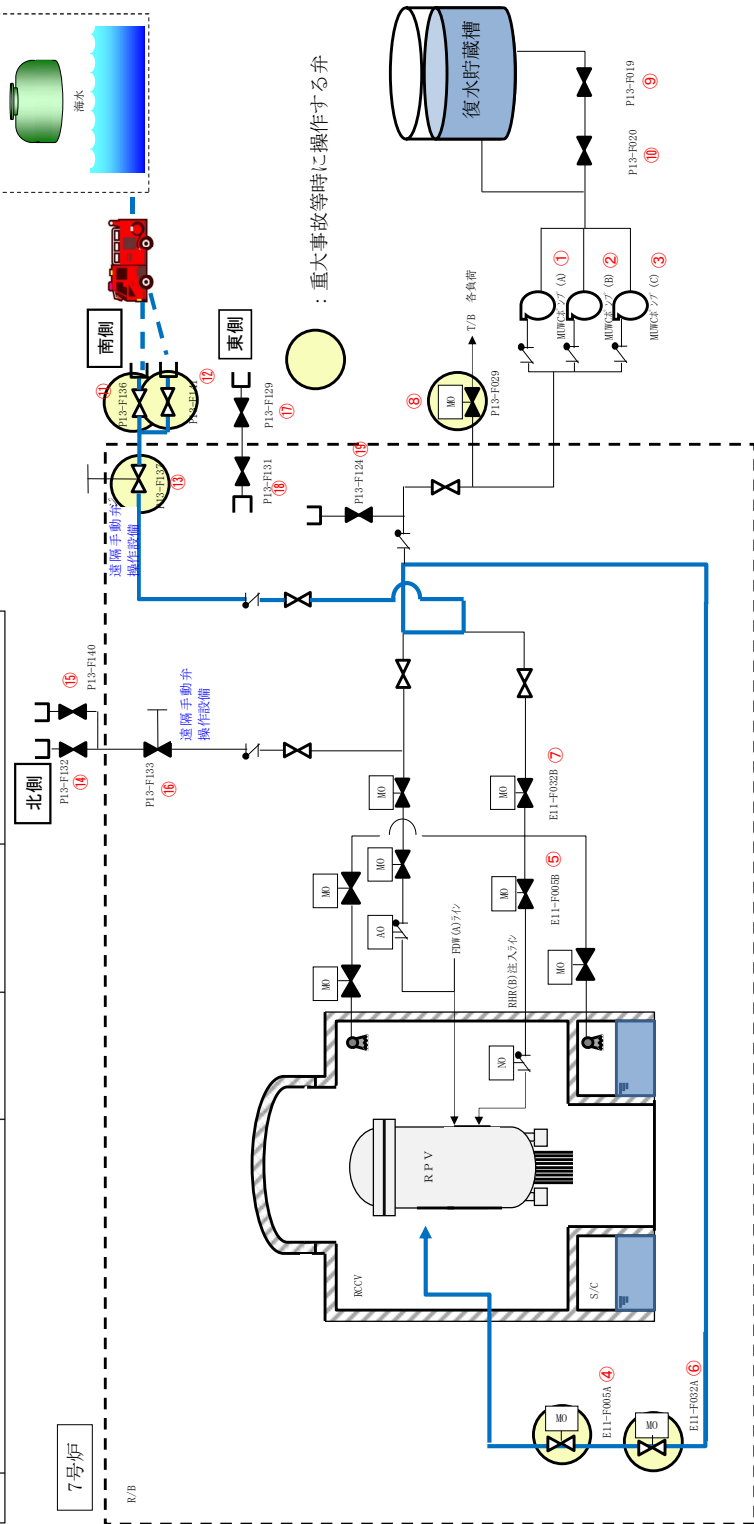


図8 低压代替注水系（可搬型）系統概要図
残留熱除去系(A)注入配管からの低压代替注水（7号炉）

・復水移送ポンプを用いた確実な注水について

復水移送ポンプを用いた低圧代替注水については、多岐に分岐した復水補給水系を流路として使用することから、バイパス流を防止する必要がある。低圧代替注水のバイパス流を防止するため、低圧代替注水系の主流路からの分岐部については、主流路から最も近い弁（第一止め弁）で閉止する運用とする。事故時の対応に支障を来たす等の理由から第一止め弁が閉止できないライン（非常用炉心冷却系ポンプ封水ライン等）についても、低圧代替注水のバイパス流を防止するため、第一止め弁以降の弁で閉止されたバウンダリ構成とし、このバウンダリ範囲においては、適切な地震荷重との組合せを考慮した上でバウンダリ機能が喪失しない設計とする。

以下に、代替循環冷却系の運転時の回り込み防止対策として、復水補給水系弁の閉止可否検討の結果を示す。本対策は、代替循環冷却系の回り込み防止対策だけでなく、低圧代替注水系としての回り込み防止対策にもなる。

<代替循環冷却系の運転時の回り込み防止対応について>

代替循環冷却系を運用する際、サプレッション・チェンバのプール水を水源とするため、炉心損傷後は高線量の水が循環することから、周辺エリアの線量が大きく上昇することが想定される。その為、代替循環冷却系の運転中及びその後の長期的な収束のための各機器の復旧作業に悪影響を及ぼす懸念がある。

代替循環冷却系の流路を構成する既設の復水補給水系配管は、プラント運転時に様々な供給先（負荷）を持っており、主流路からの分岐が多数ある。これらの分岐配管は耐震性を有する設計とするとともに、分岐先において閉じた系を構成している（供給先において弁が閉止している）ため、高線量の水が建屋内に溢水することや、予期しない他の系統に流入することはない。

しかし、事故後の長期の復旧作業への影響を考慮すると、可能な限り高線量の水の流れる範囲を限定することが必要である。そこで、代替循環冷却系の主流路からの分岐配管については、可能な限りプラント運転時から、主流路から最も近い弁（第一止め弁）にて常時閉止することを検討し、事故時の対応に支障を来たす等の理由から第一止め弁の閉止が不可能な場合には代替循環冷却系の運転前に弁の閉操作を実施することを検討した。

検討の結果を図9、図10、表1～表4に示す。分岐配管のうち、非常用炉心冷却系等の封水供給配管については、弁の閉止により供給先の系統に悪影響（ウォーターハンマーの発生等）を及ぼす可能性があるため、常時閉止運用とすることは不可と判断した。また、低圧代替注水系や格納容器下部注水系のように事故対応で使用する弁についても常時閉止運用とすることは不可と判断した。しかし、それ以外の供給先（負荷）については、分岐部を閉止することが可能である。このため、これらの供給先（負荷）に悪影響を及ぼさない箇所については、通常運転中から弁を閉止することにより、高線量の水が流入することを防止する措置を講じることとする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 9 代替循環冷却系 系統図(6号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

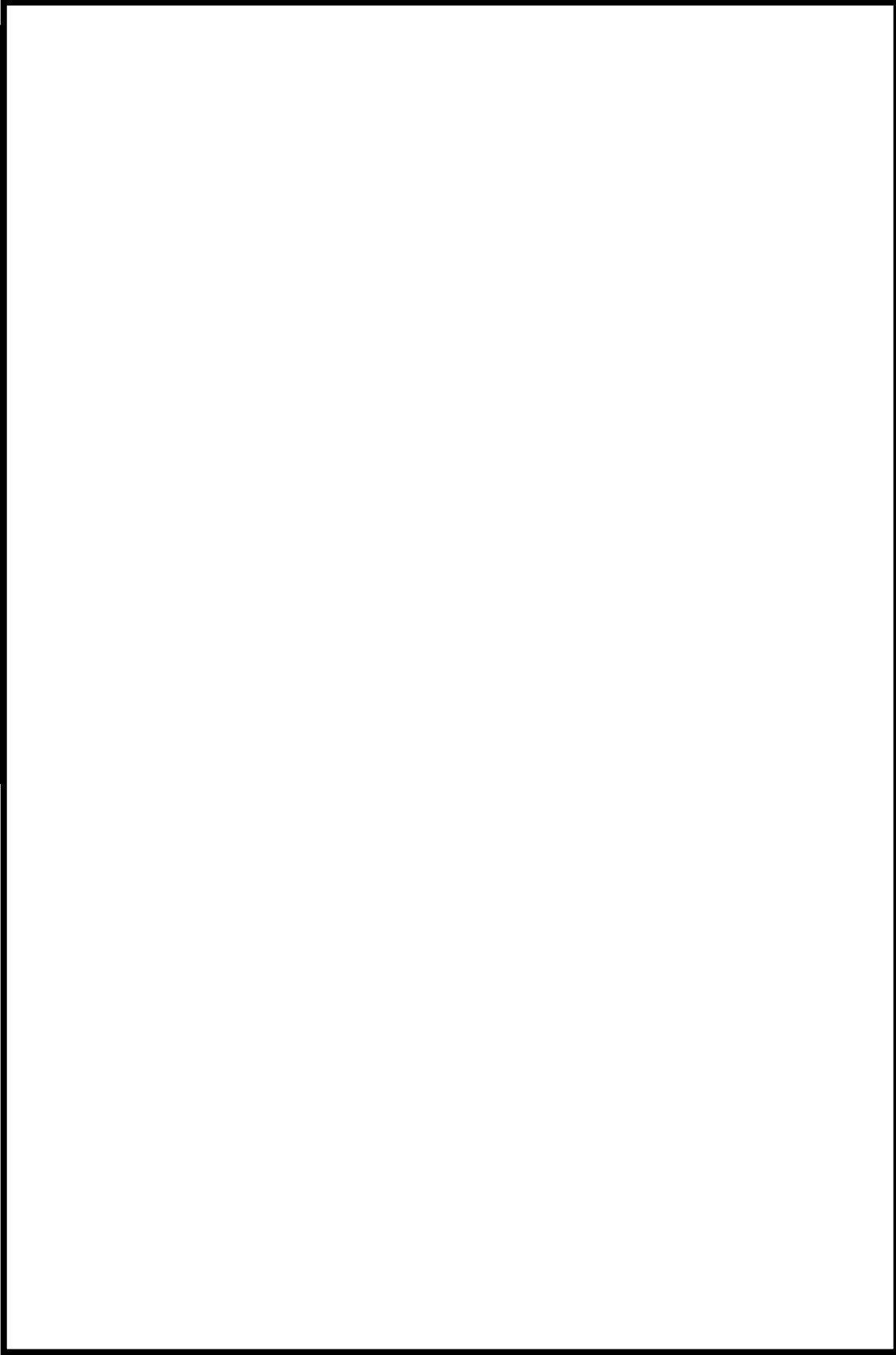


図 10 代替循環冷却系 系統図(7号炉)

表 1 代替循環冷却系閉止弁リスト(6号炉)

No.**	弁番号	弁名称	対応策
1	P13-F059	廃スラッジ移送ライン復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
2	P13-F056	原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩装置補給用等復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
3	P13-F085	ドライウェル高電導度廃液系サンプ配管洗浄用等復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
4	P13-F054	原子炉冷却材浄化系逆洗洗浄用復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
5	P13-F090	制御棒駆動系補修室等復水元弁	プラント運転中から全閉運用とする
6	P13-F023	復水補給水系サンプリング戻り止め弁	プラント運転中から全閉運用とする
7	P13-F009	復水貯蔵槽常用給水管止め弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
8	P13-M0-F150	タービン建屋負荷遮断弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
9	G51-M0-F009	サブプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
10	P13-F403	廃棄物処理建屋復水積算流量計バイパス弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
11	P13-F010	制御棒駆動系復水入口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
12	P13-F017A	復水移送ポンプ(A)最小流量出口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
13	P13-F017B	復水移送ポンプ(B)最小流量出口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
14	P13-F017C	復水移送ポンプ(C)最小流量出口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
15	E22-F021	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
16	E22-F022	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
17	E22-F023	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施

※本表の「No.」は、図1記載の「弁No.」を示す。

表 2 代替循環冷却系閉止不可弁リスト(6号炉)

No.※	弁番号	弁名称	閉止不可理由
18	P13-F069	消火系連絡弁後弁	SA 時の消防車による原子炉注水時に使用
19	P13-F081	原子炉隔離時冷却系系統洗浄用等復水元弁	HPAC/RCIC 封水ライン
20	P13-F058	残留熱除去系(B)系統洗浄用等復水元弁	SA 時の代替格納容器スプレイ冷却系で使用
21	P13-F057	残留熱除去系(A) (C)系統洗浄用復水元弁	HPCF(C)封水ライン SA 時の格納容器下部注水系で使用
22	P13-F061	スキマサージタンク (B)積算流量計入口弁	SFP スキマサージタンクへの自動注水補給で使用
23	G51-F015	サプレッションプール浄化系復水補給水系封水弁	SPCU を用いた SFP 注水, 原子炉ウェル注水で使用
24	P13-F096B	高圧炉心注水系(B)系統封水用復水減圧オリフィス前弁	HPCF(B)封水ライン
25	E22-M0-F001B	高圧炉心注水系復水貯蔵槽側吸込弁 (B)	HPCF(B)吸込みライン (水源)
26	E22-F030	高圧代替注水系ポンプ吸込弁	HPAC 吸込みライン (水源)
27	E51-M0-F001	原子炉隔離時冷却系復水貯蔵槽側吸込弁	RCIC 吸込みライン (水源)
28	E22-M0-F001C	高圧炉心注水系復水貯蔵槽側吸込弁 (C)	HPCF(C)吸込みライン (水源)

※本表の「No.」は、図 1 記載の「弁 No.」を示す。

表3 代替循環冷却系閉止弁リスト(7号炉)

No.*	弁番号	弁名称	対応策
1	P13-F087	復水補給水系原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器逆洗水供給元弁	プラント運転中から全閉運用とする
2	P13-F721	復水補給水系復水移送ポンプ出口復水資料採取元弁	プラント運転中から全閉運用とする
4	P13-F105	復水補給水系蒸気乾燥機気水分離器ピット水張用供給弁	プラント運転中から全閉運用とする
5	P13-F110	復水補給水系原子炉建屋運転階供給元弁	プラント運転中から全閉運用とする
6	P13-F722	復水補給水系復水移送ポンプ入口復水資料採取元弁	プラント運転中から全閉運用とする
7	P13-M0-F029	タービン建屋負荷遮断弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
8	G51-M0-F010	サプレッションプール浄化系復水貯蔵槽側吸込弁	系統運転時に遠隔で全閉操作を実施
9	P13-F021	復水補給水系制御棒駆動系駆動水供給元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
10	P13-F008A	復水移送ポンプ(A) ミニマムフロー逆止弁後弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
11	P13-F008B	復水移送ポンプ(B) ミニマムフロー逆止弁後弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
12	P13-F008C	復水移送ポンプ(C) ミニマムフロー逆止弁後弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
13	P13-F001	復水補給水系復水貯蔵槽出口弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
14	E22-F028	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第一元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
15	E22-F029	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第二元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
16	E22-F030	高圧炉心注水系復水貯蔵槽出口第三元弁	系統運転時に現場で全閉操作を実施
27	P13-F079	復水補給水系原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器Yスト洗浄水供給元弁	プラント運転中から全閉運用とする
28	P13-F075	復水補給水系原子炉冷却材浄化系逆洗水ポンプ入口洗浄用供給弁	プラント運転中から全閉運用とする

※本表の「No.」は、図2記載の「弁No.」を示す。

表 4 代替循環冷却系閉止不可弁リスト(7号炉)

No.**	弁番号	弁名称	閉止不可理由
3	P13-F077	復水補給水系-075 ライン供給元弁	HPAC 封水ライン
17	P13-F086	復水補給水系 R0-D032 入口弁	HPCF (C) 封水ライン
18	P13-F093	復水補給水系格納容器冷却ライン元弁	SA 時の格納容器下部注水系で使用
19	P13-F099	復水補給水系 P13-F091 出口弁	SA 時の消防車による原子炉注水時に使用
20	P13-F101	復水補給水系-101 ライン供給元弁	SFP スキマサージタンクへの自動注水補給で使用
21	P13-F083	復水補給水系-077 ライン供給元弁	SA 時の代替格納容器スプレイ冷却系で使用 HPCF (B) 封水ライン
22	E22-M0-F001B	高圧炉心注水系復水貯蔵槽側吸込弁 (B)	HPCF (B) 吸込みライン (水源)
23	E22-F023	高圧炉心注水系高圧代替注水系冷却水 ライン隔離弁	HPAC 吸込みライン (水源)
24	E51-M0-F001	原子炉隔離時冷却系復水貯蔵槽側吸込 弁	RCIC 吸込みライン (水源)
25	E22-M0-F001C	高圧炉心注水系復水貯蔵槽側吸込弁 (C)	HPCF (C) 吸込みライン (水源)
26	P13-F084	復水補給水系 R0-D030 入口弁	RCIC 封水ライン

※本表の「No.」は、図 2 記載の「弁 No.」を示す。

47-5
試験及び検査

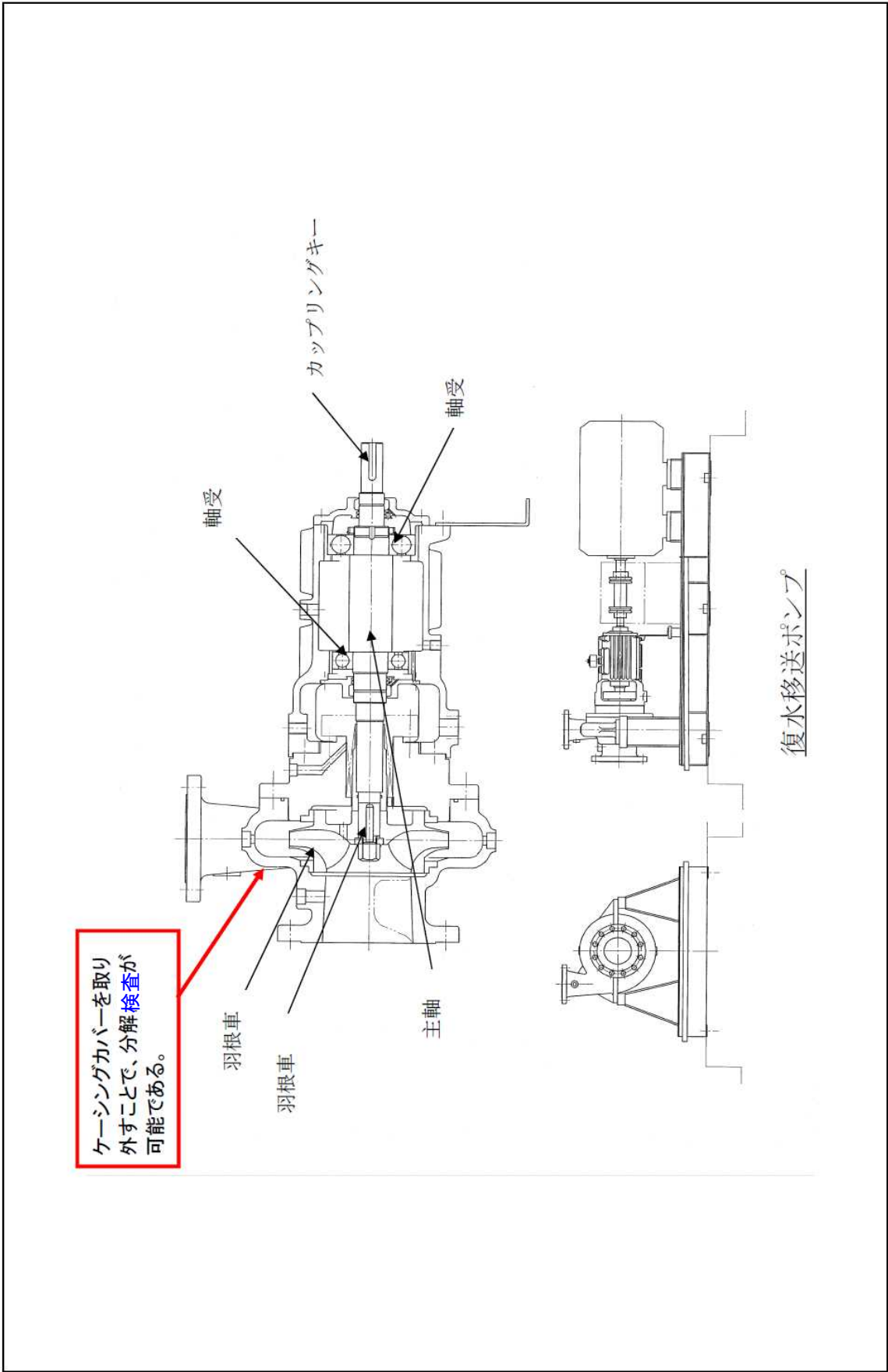


図 1 構造図 (復水移送ポンプ)

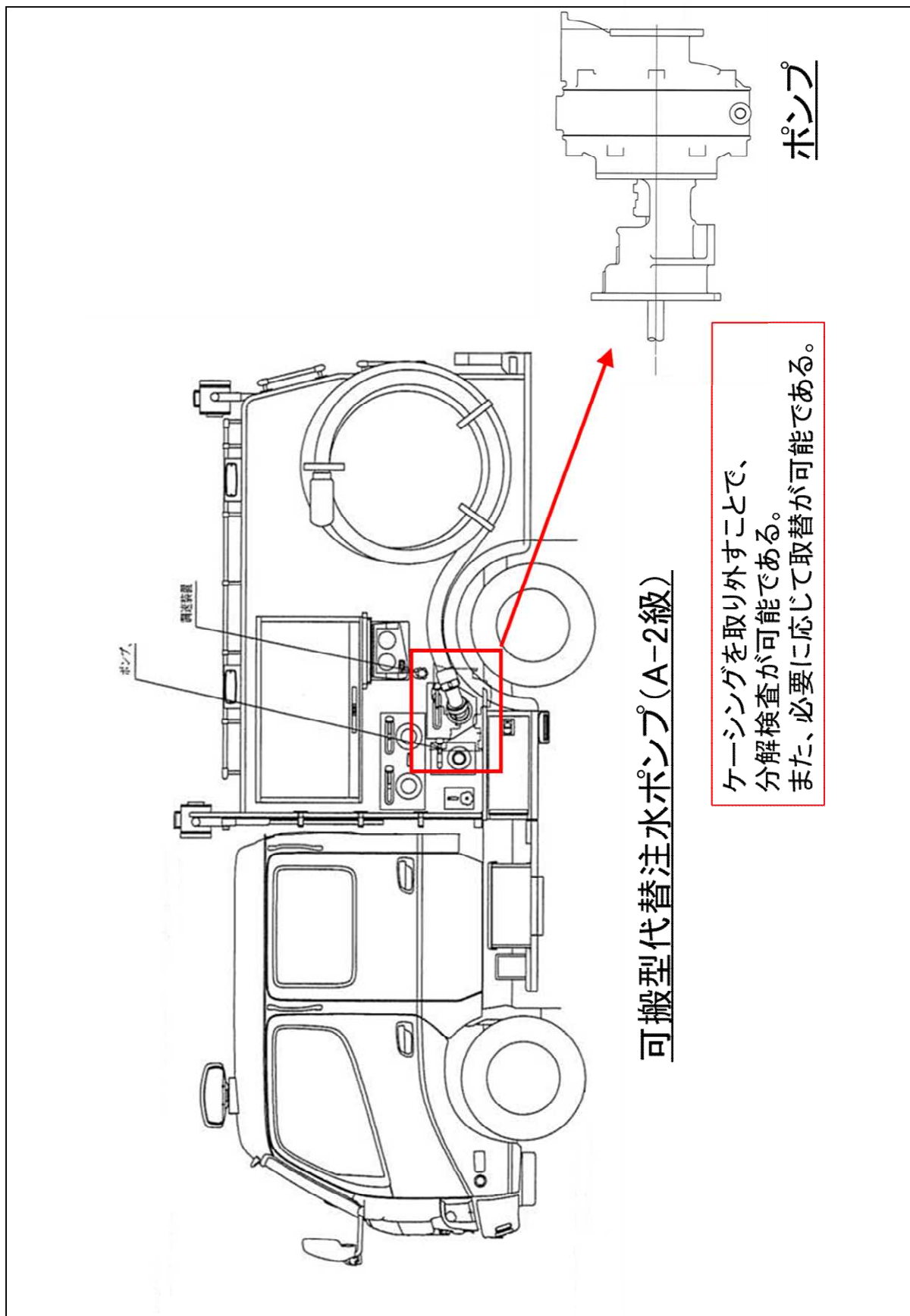


図2 構造図（可搬型代替注水ポンプ（A-2級））

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

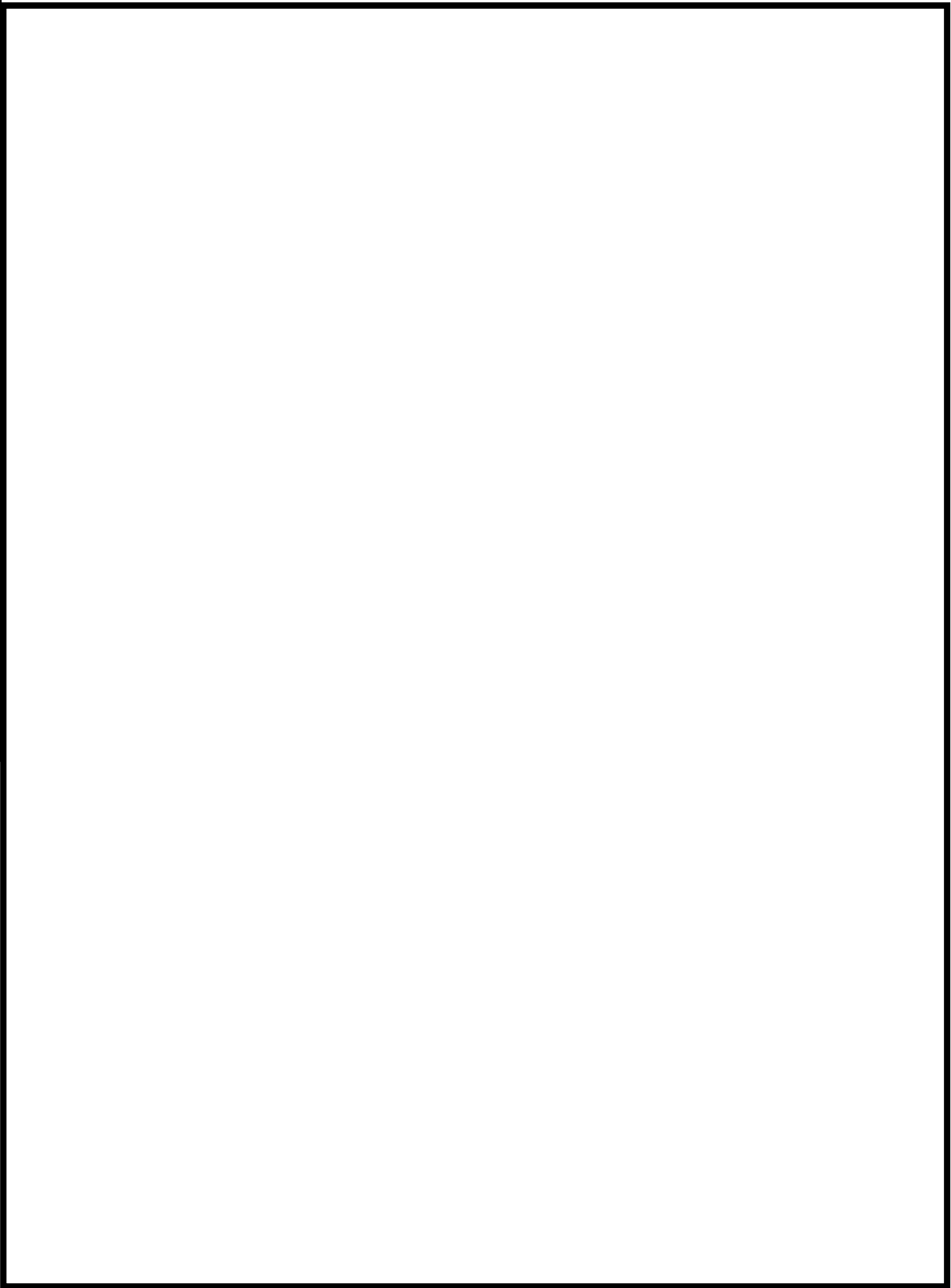


図 3 運転性能検査系統図
(低圧代替注水系 (常設) 残留熱除去系(B) 注入配管からの低圧代替注水 (6号炉))

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

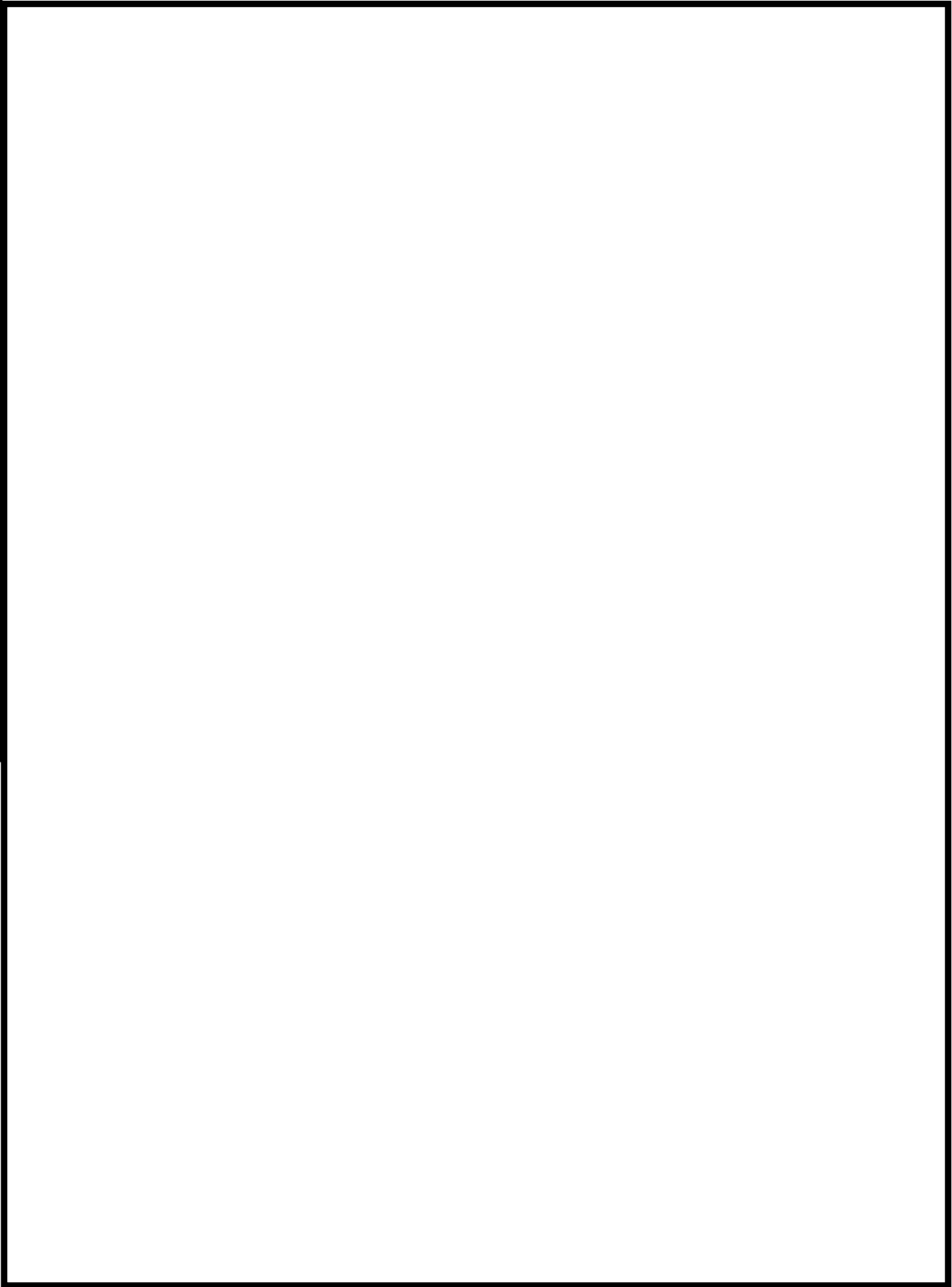


図 4 運転性能検査系統図
(低圧代替注水系 (常設) 残留熱除去系 (A) 注入配管からの低圧代替注水 (6 号炉))

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

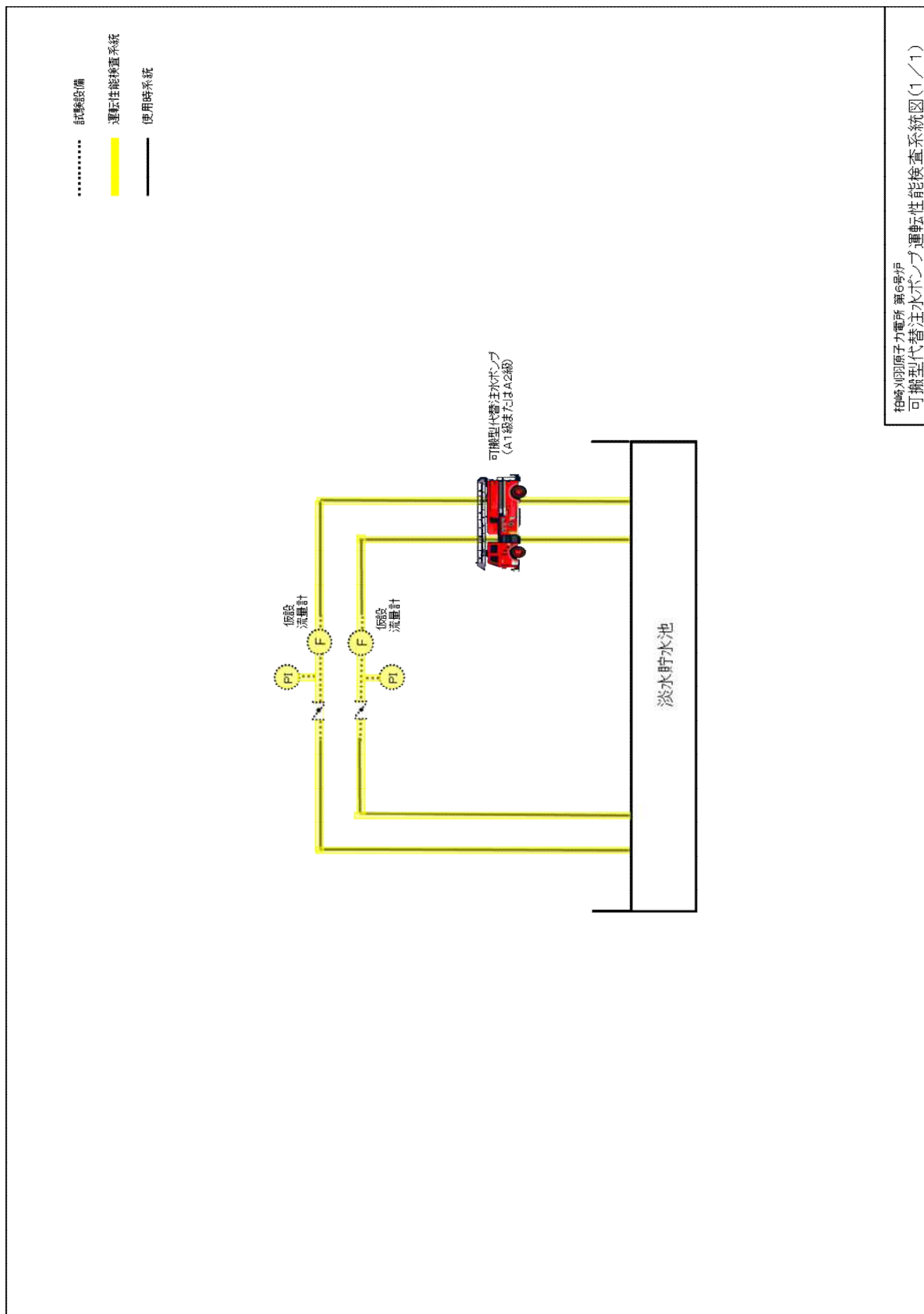


図 5 運転性能検査系統図
(低圧代替注水系 (常設) 残留熱除去系(B) 注入配管からの低圧代替注水 (7号炉))

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

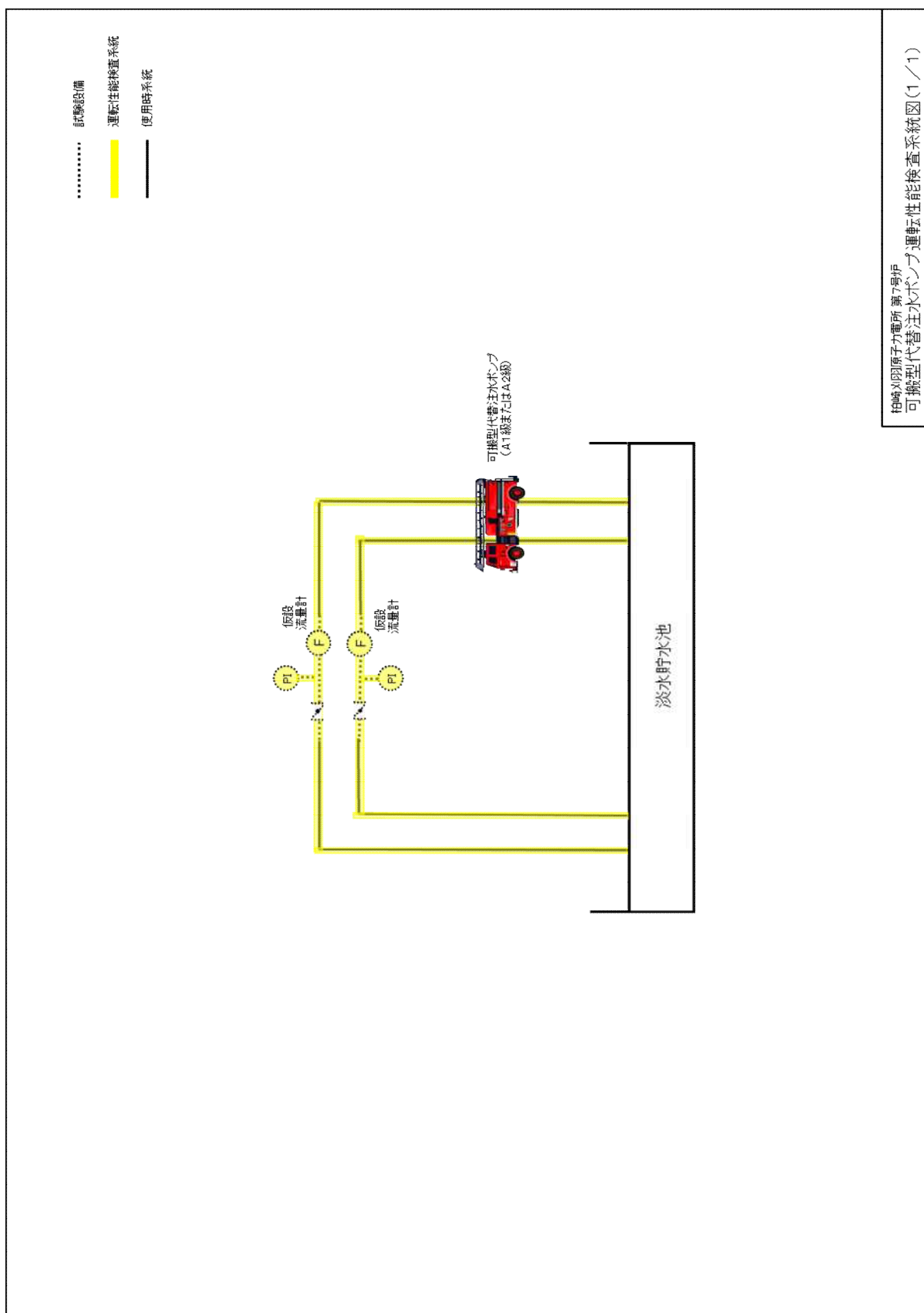


図 6 運転性能検査系統図
(低圧代替注水系 (常設) 残留熱除去系 (A) 注入配管からの低圧代替注水 (7 号炉))



柏崎刈羽原子力発電所 第6号炉
可搬型代替注水ポンプ運転性能検査系統図(1/1)

図7 運転性能検査系統図 (6号炉 可搬型代替注水ポンプ)



柏崎刈羽原子力発電所 第7号炉
可搬型代替注水ポンプ運転性能検査系統図(1/1)

図 8 運転性能検査系統図 (7号炉 可搬型代替注水ポンプ)

47-6
容量設定根拠

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名 称		復水移送ポンプ (低圧代替注水時)
容量	m ³ /h/台	150 (注 1), (125 (注 2))
全揚程	m	6 号炉:70 以上, 7 号炉:68 以上 (注 1) (85 (注 2))
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
原動機出力	kW/台	6 号炉: <input type="checkbox"/> 以上, 7 号炉: <input type="checkbox"/> 以上 (注 1) (55 (注 2))
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】

復水移送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）として使用する復水移送ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。

系統構成は、復水貯蔵槽を水源とした復水移送ポンプより、残留熱除去系、給水系配管を經由して、原子炉圧力容器へ注水することにより炉心の著しい損傷及び原子炉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）として使用する復水移送ポンプは、1 プラントあたり 3 台設置しており、このうち必要台数は最大で 2 台であり、1 台を予備として確保する。

1. 容量 150 m³/h/台 (注1) /125 m³/h/台 (注2)

復水移送ポンプを用いて残留熱除去系 (B) 配管から原子炉圧力容器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、高圧・低圧注水機能喪失、全交流動力電源喪失、崩壊熱除去機能喪失、LOCA 時注水機能喪失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、復水移送ポンプ 2 台で最大約 300 m³/h であることから、1 台あたり約 150m³/h を必要とする。

また、復水移送ポンプを用いて残留熱除去系 (A) 配管から原子炉圧力容器へ注水する場合の容量は、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、全交流動力電源喪失 (長期 TB, TBU, TBD) 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、事象発生から 24 時間後の代替原子炉補機冷却系運転開始後であることから、24 時間後の崩壊熱相当量を注水すれば冠水を維持することが可能である。そのときの崩壊熱相当量は保守的に見ても約 35m³/h 程度であることから、重大事故等時における低圧代替注水系 (常設) として必要とされる最大流量としては、復水移送ポンプを用いて残留熱除去系 (B) 配管から原子炉圧力容器へ注水する場合であり、1 台あたり約 150m³/h とする。

2. 揚程 6号炉:70m, 7号炉:68m (注1) /85m (注2)

原子炉圧力容器へ注水する場合の復水移送ポンプの揚程は、原子炉圧力容器へ注水する場合の水源と注水先の圧力差、静水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

【6号炉】

＜残留熱除去系(B)配管からの低压代替注水＞

- ・注水先の圧力約 0.1MPa (300m³/h注水可能な炉圧) の場合

水源と注水先の圧力差	約	<input type="text"/>	m
静水頭	約	<input type="text"/>	m
機器及び配管・弁類圧損	約	<input type="text"/>	m

合計 約 70 m

【7号炉】

＜残留熱除去系(B)配管からの低压代替注水＞

- ・注水先の圧力約 0.1MPa (300m³/h注水可能な炉圧) の場合

水源と注水先の圧力差	約	<input type="text"/>	m
静水頭	約	<input type="text"/>	m
機器及び配管・弁類圧損	約	<input type="text"/>	m

合計 約 68 m

以上より、原子炉圧力容器に注水する場合の復水移送ポンプの揚程は6号炉で70m、7号炉で68mである。

3. 最高使用圧力 1.37MPa

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締め切り運転時の揚程約 m (約 MPa) に静水頭約 m (約 MPa) を加えた約 MPa を上回る圧力として 1.37MPa としており、重大事故時に低压代替注水系(常設)として原子炉圧力容器に注水する場合の圧力もこれと同等である。

4. 最高使用温度 66℃

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用温度は、水源の復水貯蔵槽の最高使用温度に合わせ 66℃としており、重大事故等時に低压代替注水系(常設)として原子炉圧力容器に注水する場合の温度もこれと同様である。

5. 原動機出力 6号炉 kW, 7号炉 kW (注1) / 55 kW (注2)

【6号炉】

低圧代替注水系（常設）として使用する復水移送ポンプの容量 150m³/h, 揚程 79m のときの必要軸動力は, 以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((150/3,600) \times 79) / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} = \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

- P : 必要軸動力 (kW)
- ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000
- g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
- Q : ポンプ容量 (m³/h) = 150
- H : ポンプ揚程 (m) = 79 (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))

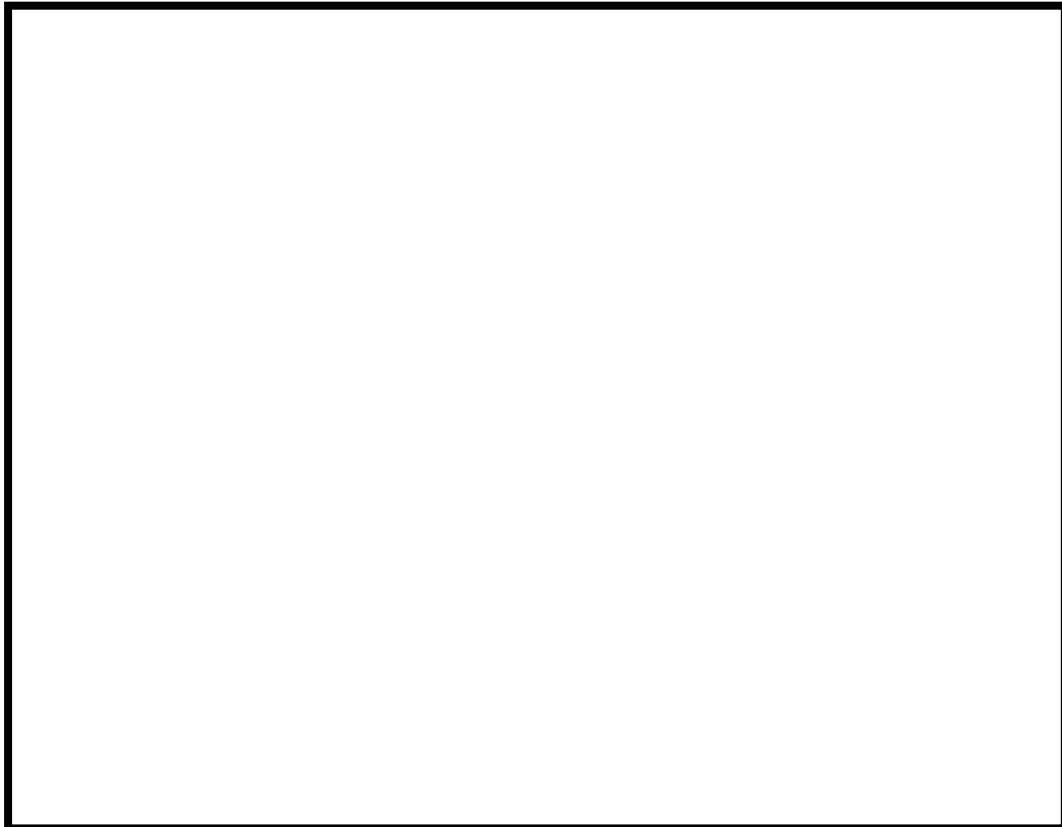


図1 復水移送ポンプ性能曲線 (6号炉)

【7号炉】

低圧代替注水系（常設）として使用する復水移送ポンプの容量 150m³/h、揚程 84m のときの必要軸動力は、以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((150/3,600) \times 84) / \text{} / 100 \\ &= \text{} \text{ kW} \div \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

- P : 必要軸動力 (kW)
ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000
g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
Q : ポンプ容量 (m³/h) = 150
H : ポンプ揚程 (m) = 84 (図 2 参照)
η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 2 参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(IIS B 0131-2002))



図 2 復水移送ポンプ性能曲線 (7号炉)

以上より、設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの原動機出力の公称値は 55kW/台であり、低圧代替注水系（常設）として使用する復水移送ポンプの揚程はこの内数であることから同様の 55kW/台とする。

名 称	可搬型代替注水ポンプ (A-2 級)	
容量	m ³ /h/台	45(注1), (120(注2))
吐出圧力	MPa	1.47(注1), (0.85(注2))
最高使用圧力	MPa	1.76
最高使用温度	℃	40
原動機出力	kW/台	110
機器仕様に関する注記	注1：要求値を示す 注2：規格値を示す	

【設定根拠】

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、重大事故等時に以下の機能を有する。

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 (A-2 級) は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために設置する。

可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、複数の代替淡水源 (防火水槽又は淡水貯水池) を水源として原子炉建屋外壁に設置されている複数の接続口に接続し、復水補給水系、残留熱除去系、給水系配管を経由して、原子炉圧力容器へ注水することにより炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。

なお、可搬型代替注水ポンプ (A-2 級) は、重大事故等時において、炉心注水として原子炉冷却に必要な流量を確保できる容量を有するものを1セット3台使用する。保有数は1プラントあたり2セット6台で6号及び7号炉共用で4セット12台と、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台 (共用) の合計13台を分散して保管する。

1. 容量 45m³/h(注1)／120m³/h(注2)

可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の容量は、原子炉停止後8時間後の崩壊熱除去に必要な注水量として45m³/h以上とする。

これを上回るものとして、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は、消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、その規格上要求される性能である120m³/h以上を容量の公称値とする。

2. 揚程 1.32MPa(注1)／0.85MPa(注2)

原子炉圧力容器に低圧注水する場合の可搬型代替注水ポンプ(A-2級)の揚程は、淡水を原子炉圧力容器に注水する場合の、水源と注水先の圧力差(大気開放である防火水槽等と注水先の圧力)、静水頭、ホース直線敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

6号及び7号炉の複数ある接続口のうち、使用するホース直線敷設の圧損、ホース湾曲による影響、機器及び配管・弁類圧損等を考慮し、最も保守的となる、7号炉原子炉建屋東側の接続口へ接続した場合の揚程を以下に示す。

【7号炉(東側)】

<残留熱除去系(B)配管からの低圧代替注水>

・MUWC可搬式接続口(東)(屋内ホース引き回し)の場合

最終吐出端必要圧力	約		MPa
静水頭	約		MPa
ホース圧損	約		MPa ※1
ホース湾曲による影響	約		MPa ※1
機器及び配管・弁類圧損	約		MPa

合計 約 1.47 MPa

※1：ホースについては保守的な想定で評価したものである。

湾曲の評価については47-6-11, 12参照。

詳細設計においては、重大事故時のホースの取り回し、作業性、他設備の干渉を考慮し、ポンプ容量を変更しない範囲で適切に選定する。

以上より、低圧代替注水系(可搬型)を用いる場合に必要となる吐出圧力は約1.47MPaとなるが、可搬型代替注水ポンプ(A-2級)は消防法に基づく技術上の規格を満足するものを採用していることから、公称値は規格値の0.85MPaとする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

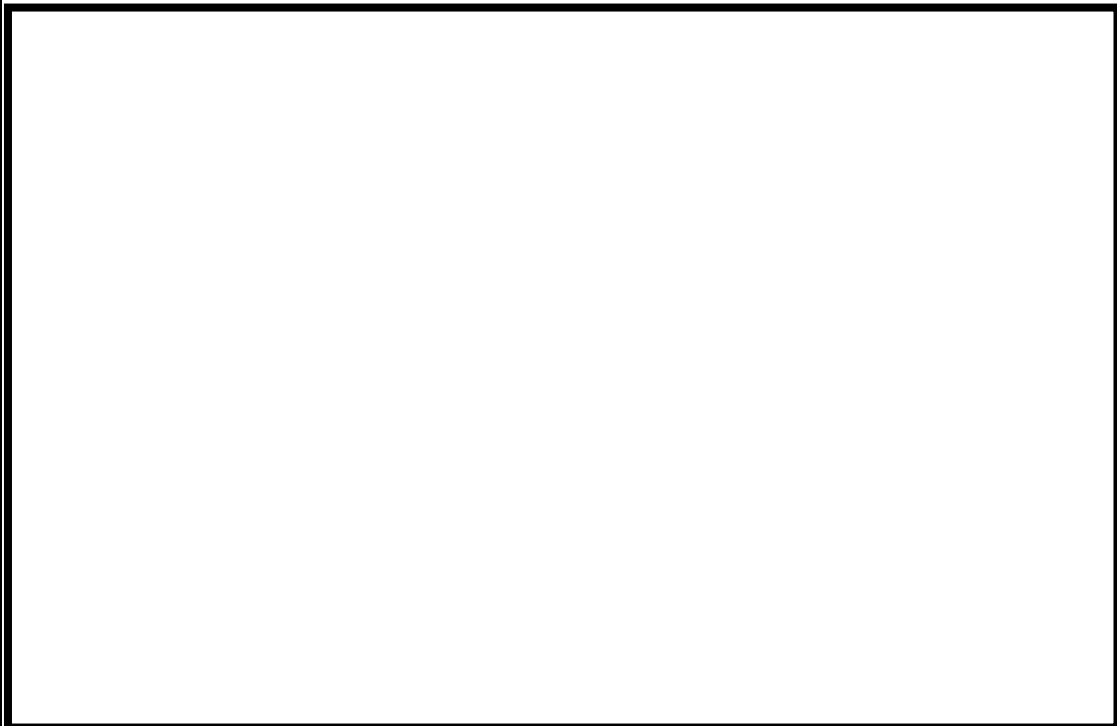


図3 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）性能曲線

上記の揚程の確認に加え、使用条件下においてポンプがキャビテーションを起こさないことを確認するため、NPSH の評価を行った。

<接続口側 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）>

低圧代替注水系（可搬型）を用いる場合に必要となる流量（45m³/h）及び揚程（1.47MPa）から、ポンプの必要回転数を 3000rpm とする。この回転数において、所定の流量を確保するための NPSH（必要 NPSH）は、図 4 の水頭に余裕を見込み、m とする。

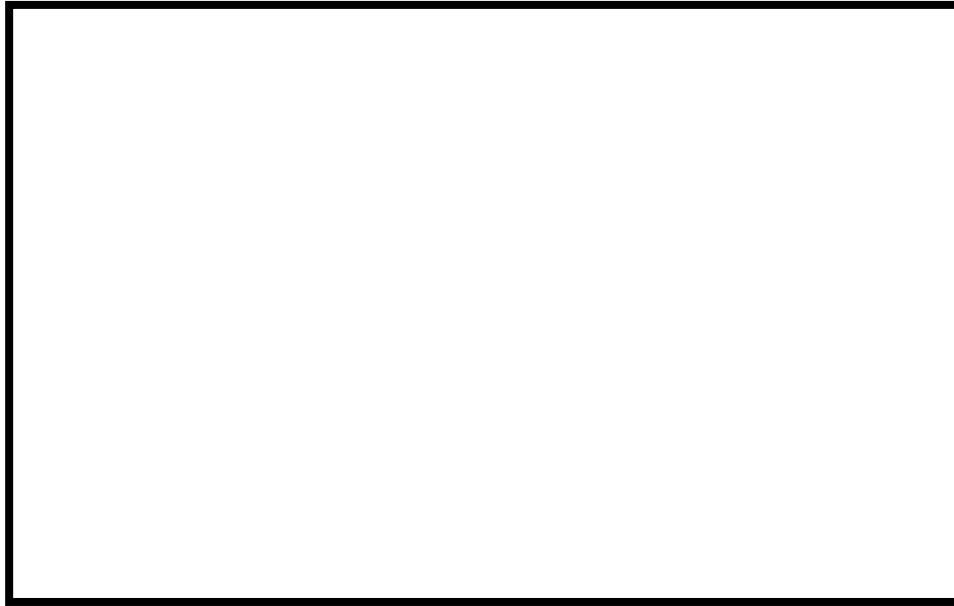


図4 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）NPSH

一方、有効NPSHは、水源となる防火水槽の設置条件から、下記のとおり算出する。

$$\text{有効NPSH} = H_a + H_s - H_l - h_s$$

ここで、 H_a ：元車からの吐出圧力

H_s ：揚程

H_l ：吸込圧損

h_s ：飽和蒸気圧水頭

ポンプにおいてキャビテーションの発生を防ぐため、有効NPSH > 必要NPSHとなる H_a を設定すると、 H_a は0.15MPaとなる。

<防火水槽側 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）>

接続口側 可搬型代替注水ポンプ（A-2級）に必要となる流量（22.5m³/h/台）及び揚程（0.15MPa）から、ポンプの必要回転数を2200rpmとする。この回転数において、所定の流量を確保するためのNPSH（必要NPSH）は、図4の水頭に余裕を見込み、mとする。

一方、有効NPSHは、水源となる防火水槽の設置条件から、下記のとおり算出する。

$$\begin{aligned} \text{有効NPSH} &= H_a' + H_s' - H_l' - h_s' \\ &= 10.3 - 4.6 - \text{} - 0.8 \\ &= \text{} \text{m} \end{aligned}$$

ここで、 H_a' ：大気圧

H_s' ：吸込揚程

H_l' ：吸管圧損

h_s' ：飽和蒸気圧水頭

これらの算出結果から、有効NPSH（m） > 必要NPSH（m）を満足するた

め、ポンプはキャビテーションを起こすことなく運転することが可能である。

なお、淡水貯水池及び、大容量送水車（海水取水用）から直接、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）へ送水する場合の NPSH 評価は、淡水貯水池の水頭圧又は、大容量送水車（海水取水用）の吐出圧が可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の吸込口に加わることにより、上記 NPSH 評価のうち H_s' （吸込揚程）が防火水槽から取水する場合よりも大きくなることから、防火水槽から取水する場合の可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の NPSH 評価に包絡される。

3. 最高使用圧力 1.76MPa

低圧代替注水系（可搬型）に必要となる吐出圧力は 1.47MPa であるが、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いた注水先への注水シナリオのうち、吐出圧が最大となるのは格納容器下部注水系（可搬型）にて要求される吐出圧力（1.76MPa）であり、低圧代替注水系（可搬型）に要求される圧力を上回ることから、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の最高使用圧力は 1.76MPa とする。

4. 最高使用温度 40℃

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の最高使用温度は、水源である淡水の温度が常温程度であるため、40℃とする。

5. 原動機出力 約 110kW/台

低圧代替注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）の原動機については、必要な性能（消防法に基づく技術上の規格）を発揮する出力を有するものとして約 110kW とする。

ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方について

ホースの圧力損失の評価については、実際に配備するホースのメーカーが様々であること、また、今後のホース調達先や年式等の種別による個体差等を考慮し、最も一般的な仕様である、『新・消防機器便覧「消防水力学」(東京消防庁監修, 東京消防機器研究会編著)』における理論値を使用する。

ホースの湾曲による圧力損失への影響について

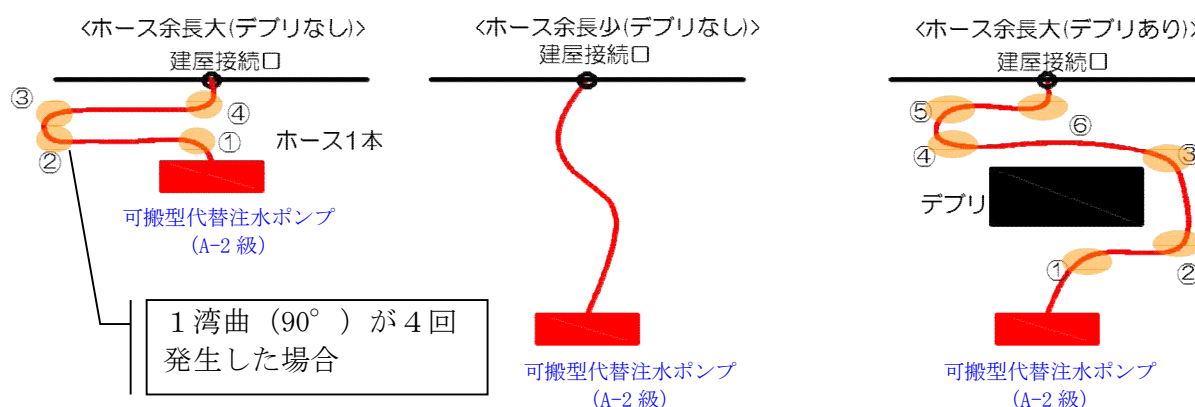


図1 想定されるホースの引き回しパターン (イメージ)

< 1湾曲 (90°) あたりの圧力損失 hc >
 $hc = fc \times v^2 / (2g)$

○損失ヘッド fc

ホースの湾曲による損失ヘッドは新・消防便覧に記載されている曲率半径 1000mm における 90° 湾曲時の損失ヘッドである

$$fc = 0.068 \cdots \text{ [MPa] (i)}$$

を引用する。

○流速 v

$$v = Q/A$$

・ Q = 流量について

流量は各使用条件に合わせた値を用いて評価を行う。

ここでは、例示として、90 [m³/h] の場合の計算を示す。

ホース 2 ラインで送水した場合、1 ラインあたり

$$45 \text{ [m}^3/\text{h}] = 0.75 \text{ [m}^3/\text{min}] \text{ となる。}$$

・ A = 管路の断面積について

$A = \pi r^2$ であることから、75A のホースを使用する場合

$$r = 0.038 \text{ [m]} \text{ となる。よって、} A = 0.00454 \text{ [m}^2\text{]}$$

・流速 $v=Q/A$ より

$$v=165.1982[\text{m}/\text{min}]$$

$$= \underline{2.7533[\text{m}/\text{s}]} \cdots (\text{ii})$$

○上記(i)(ii)より, 1湾曲 (90°) あたりの圧力損失を求める。

$h_c=f_c \times v^2/(2g)$ より, 重力加速度 $9.8[\text{m}/\text{s}^2]$ を用いて

$$h_c=0.068 \times (2.7533^2/(2 \times 9.8)) \times 3$$

$$= \underline{0.079[\text{m}]}$$

47-7
接続図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

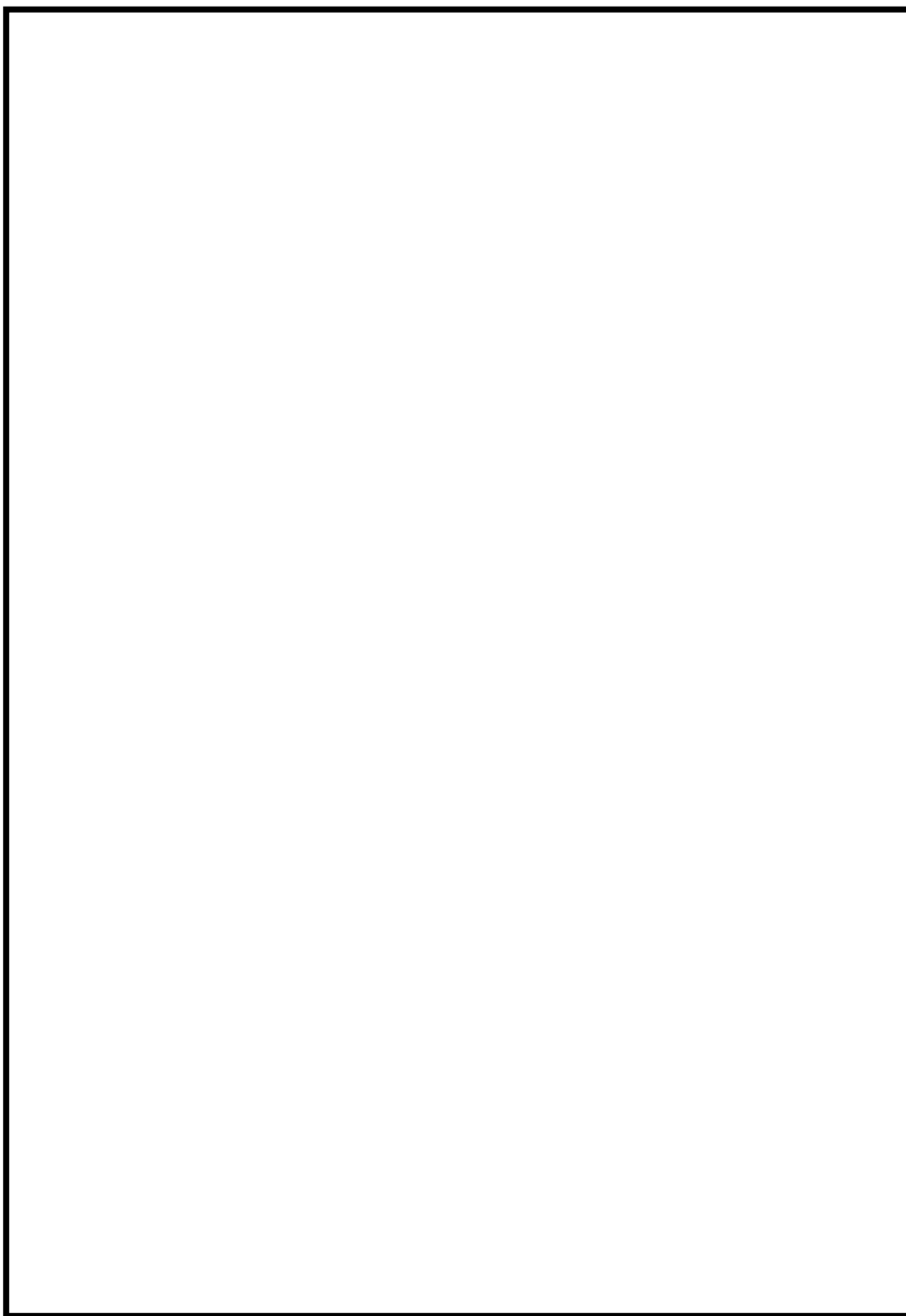


図 1 接続図(防火水槽から接続口)

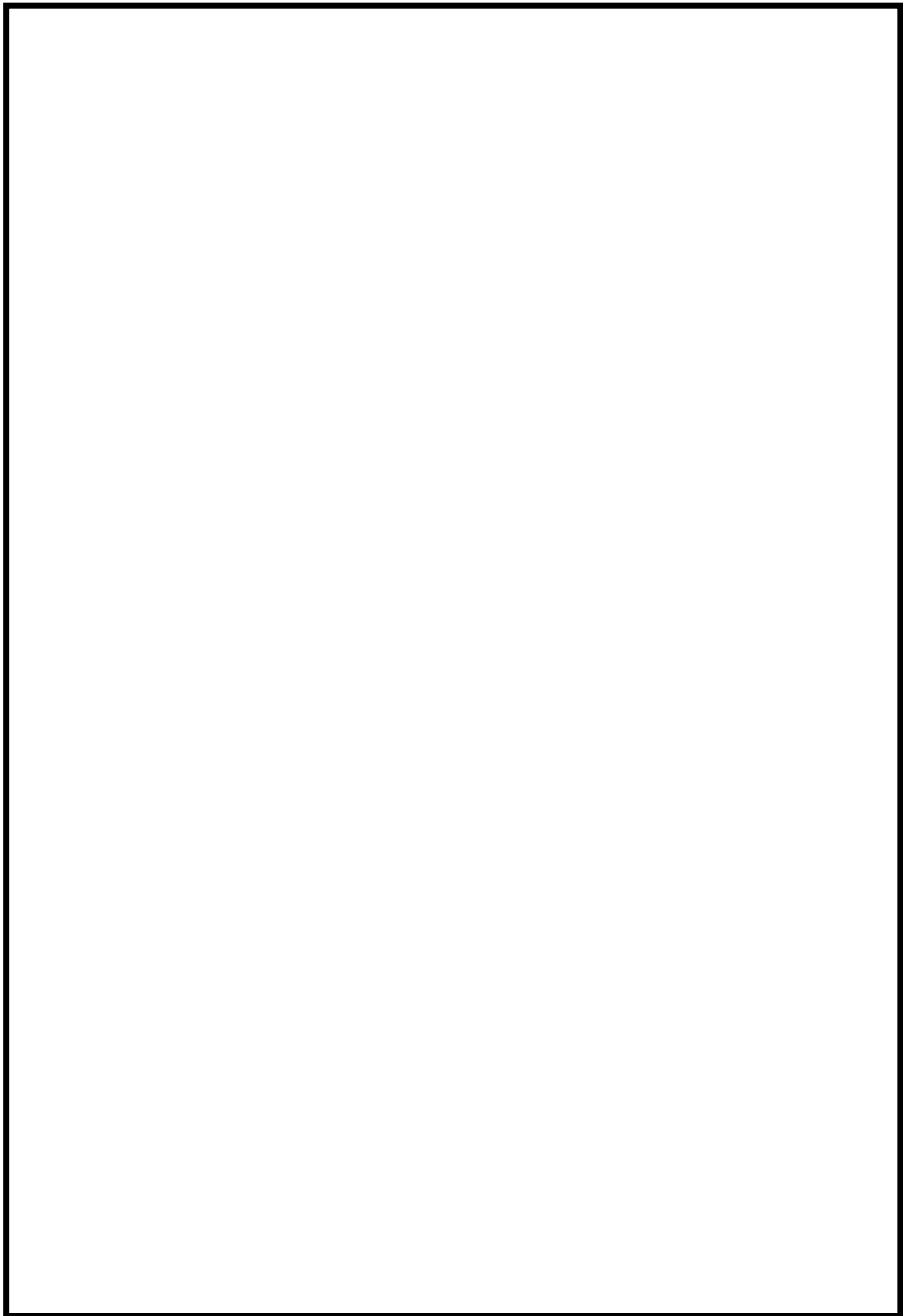


図 2 接続図(建屋内接続 6号炉原子炉建屋地上1階)

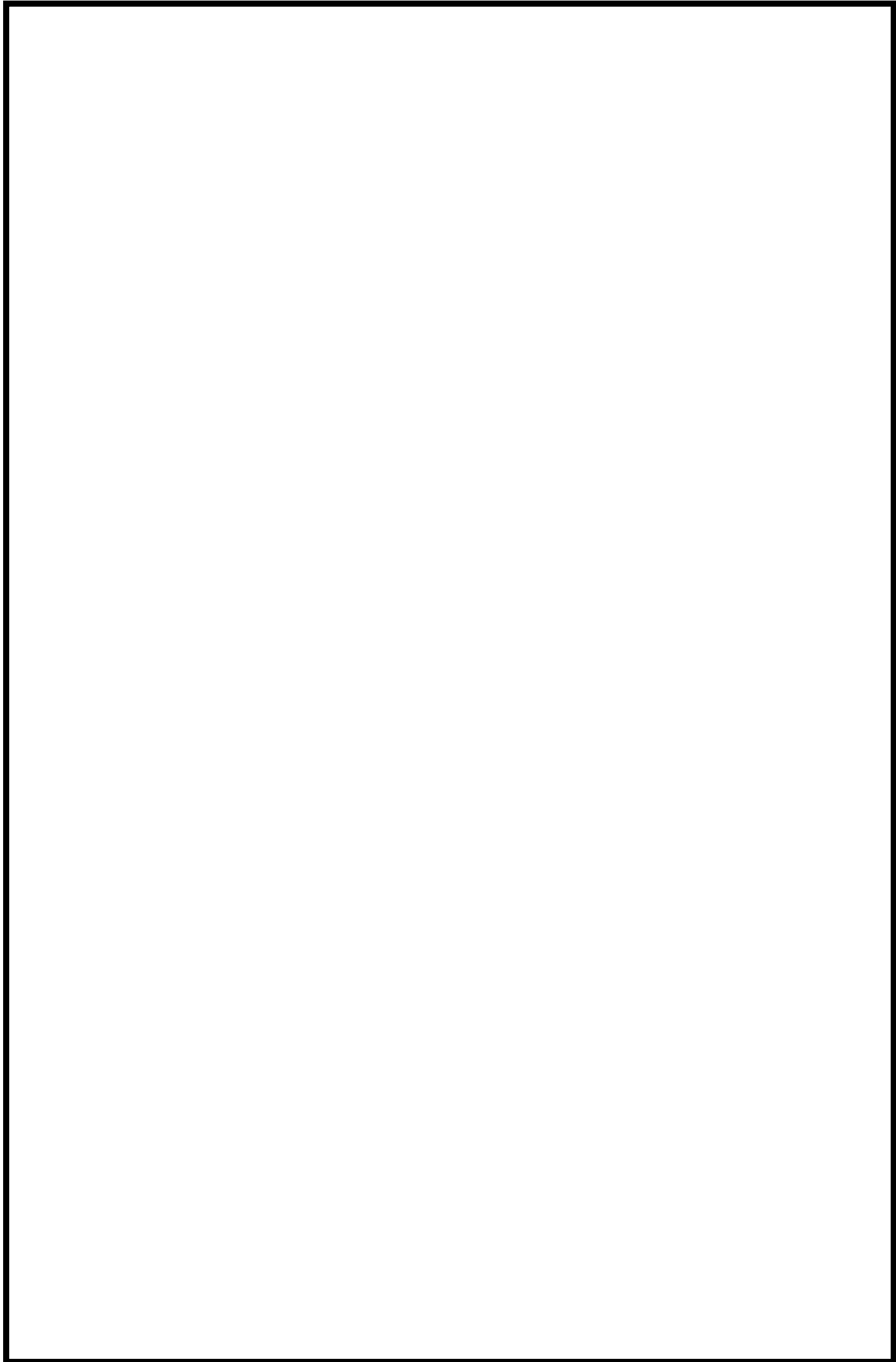


図 3 接続図(建屋内接続 建屋内接続 6号炉原子炉建屋地上2階)

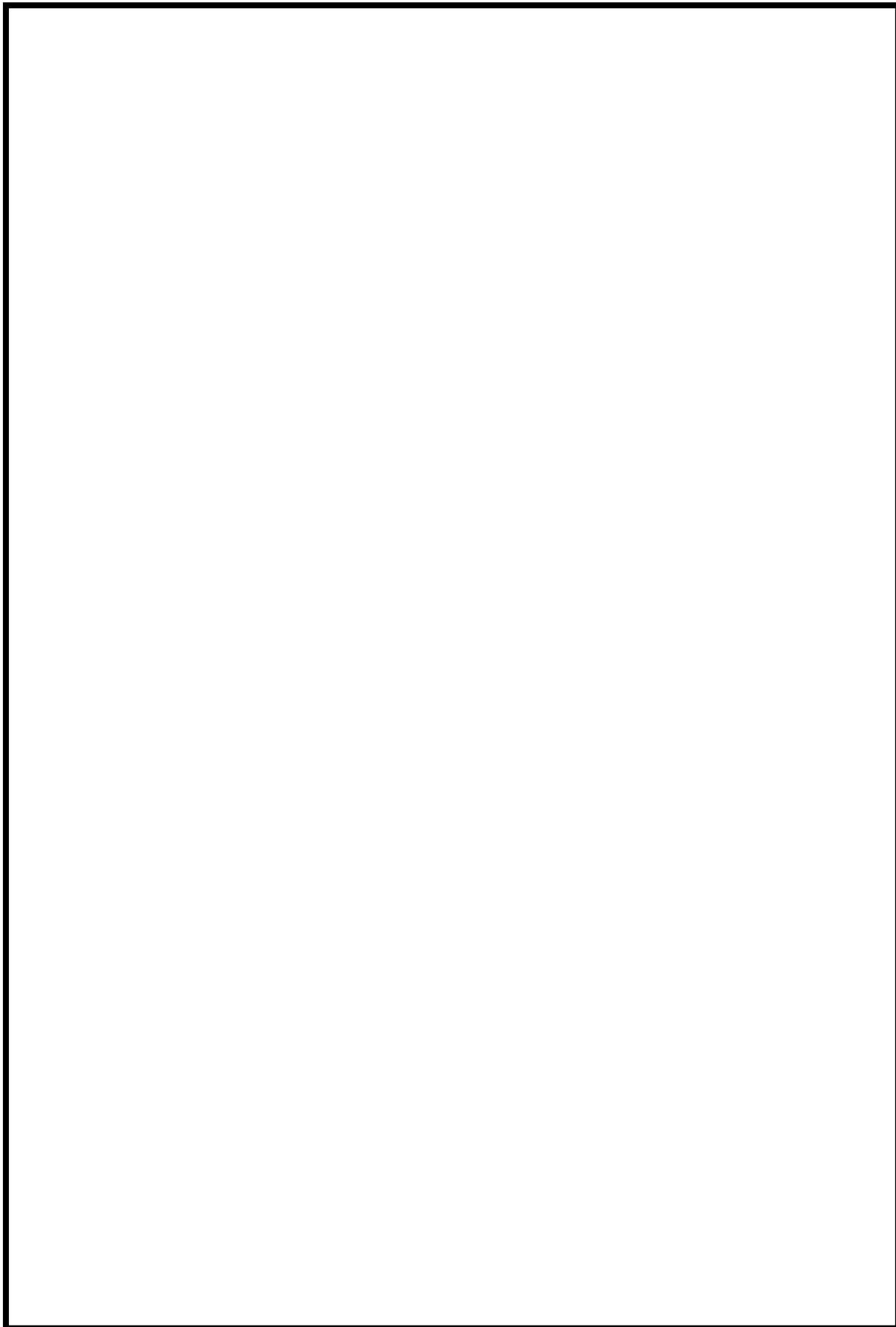


図 4 接続図(建屋内接続 建屋内接続 7号炉原子炉建屋地上1階)

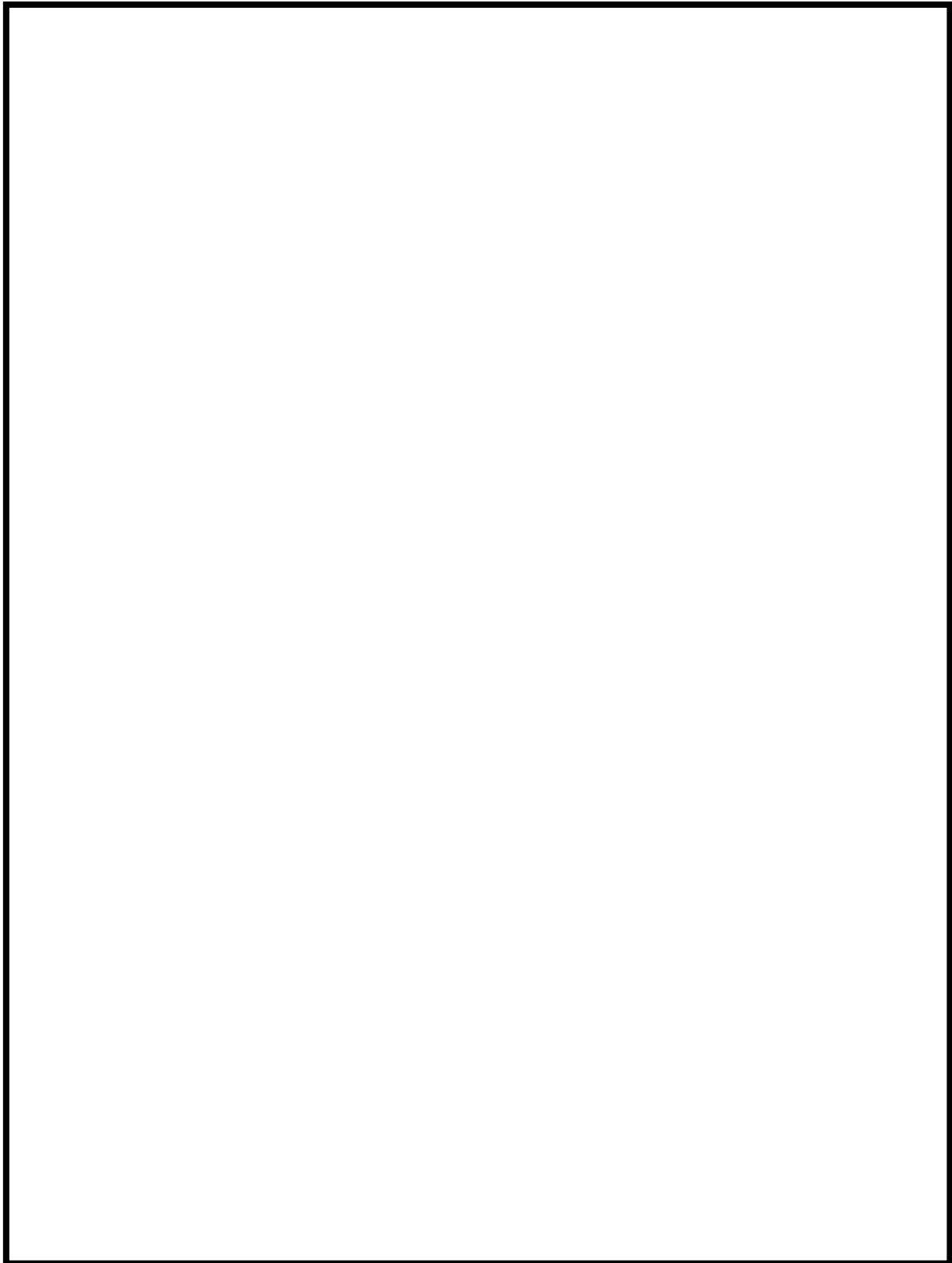


図 5 接続図(建屋内接続 建屋内接続 7号炉原子炉建屋地上2階)

47-8
保管場所図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

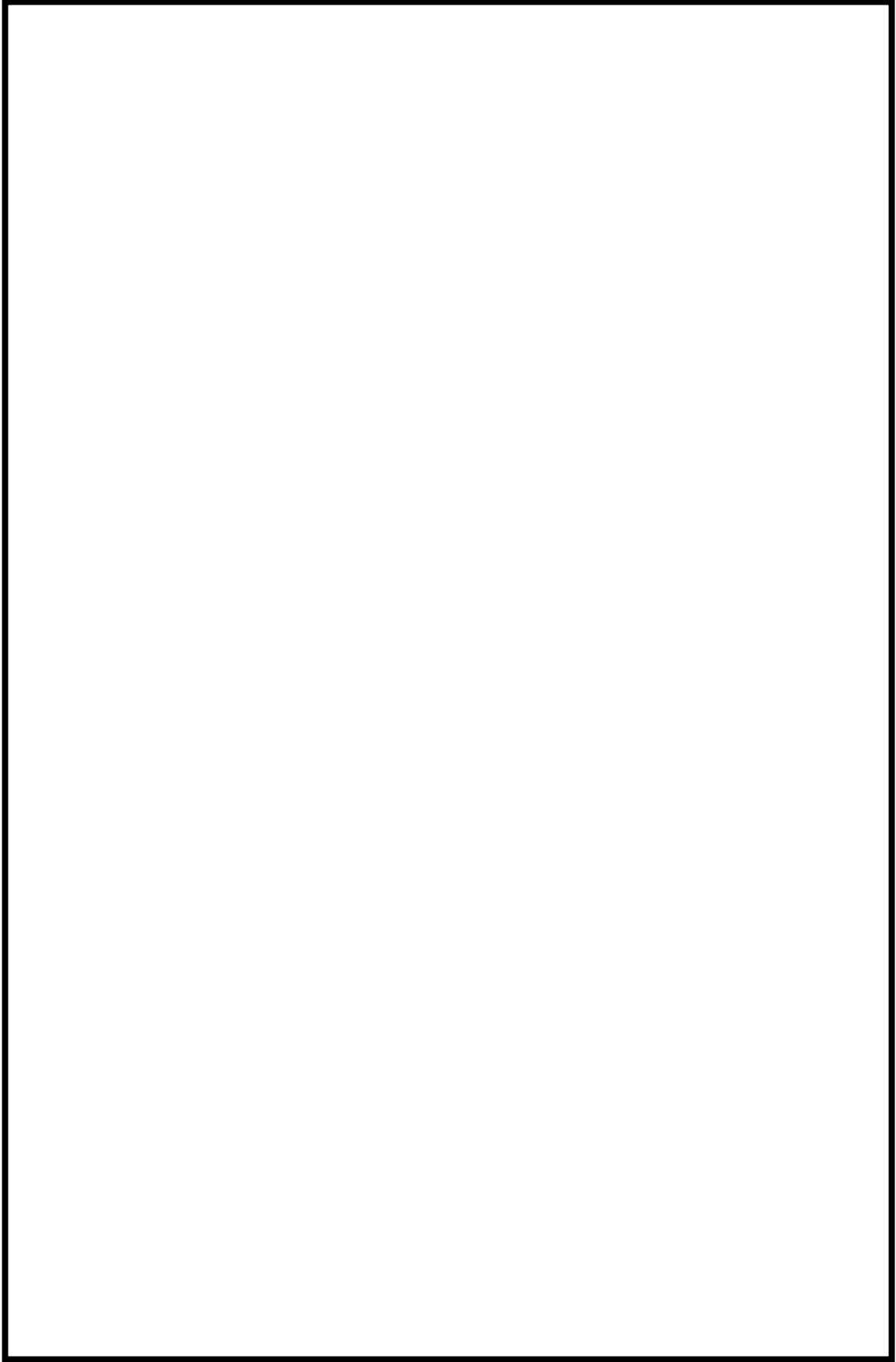


图 1 保管場所図(位置の分散)

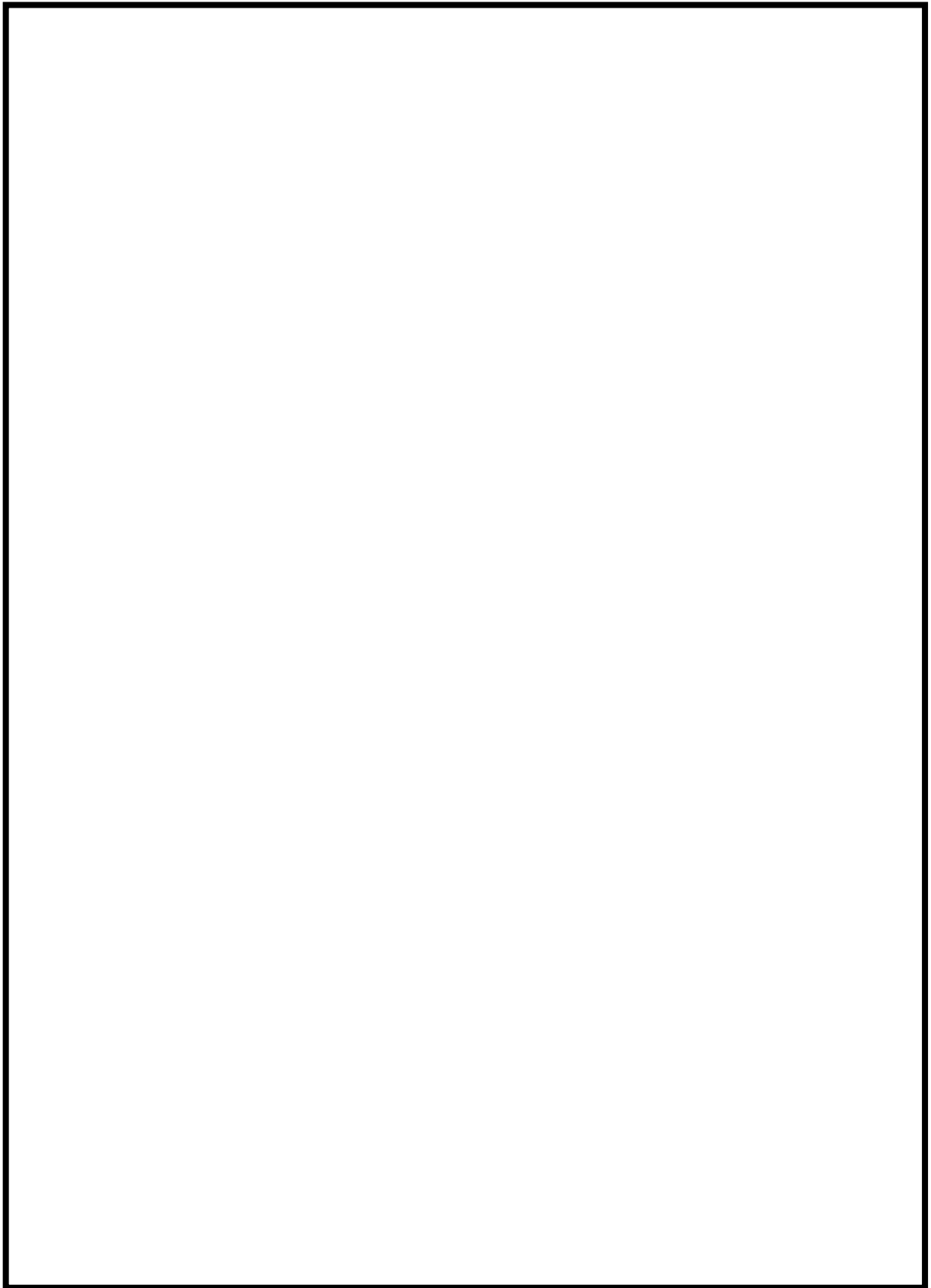


图 2 保管場所図（機器配置）

47-9
アクセスルート図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉『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



図 1 保管場所およびアクセスルート図

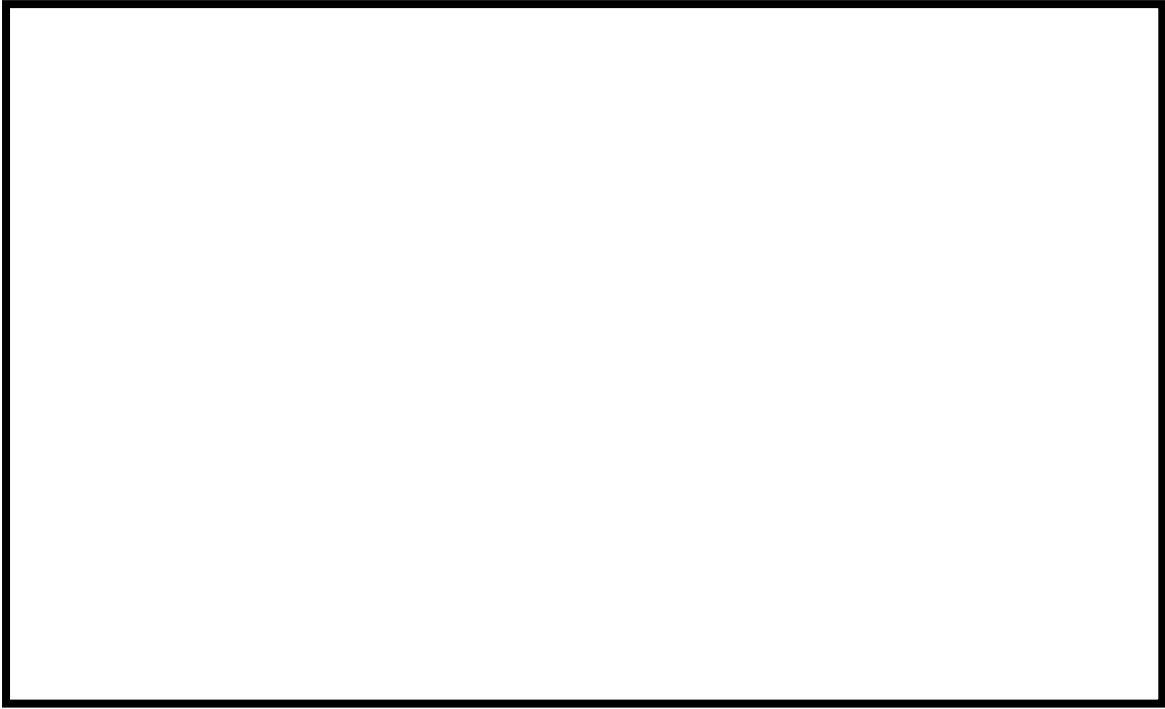


図 2 地震・津波発生時のアクセスルート図



図 3 森林火災発生時のアクセスルート



図 4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート

47-10
その他設備

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

- ① 他系の残留熱除去系配管または高圧炉心注水系配管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（低圧注水モード）ポンプが喪失し、残留熱除去系(A)注入ラインまたは残留熱除去系(B)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残留熱除去系(C)注入ライン等の他系の残留熱除去系配管又は高圧炉心注水系配管用いた原子炉注水手段を整備している。

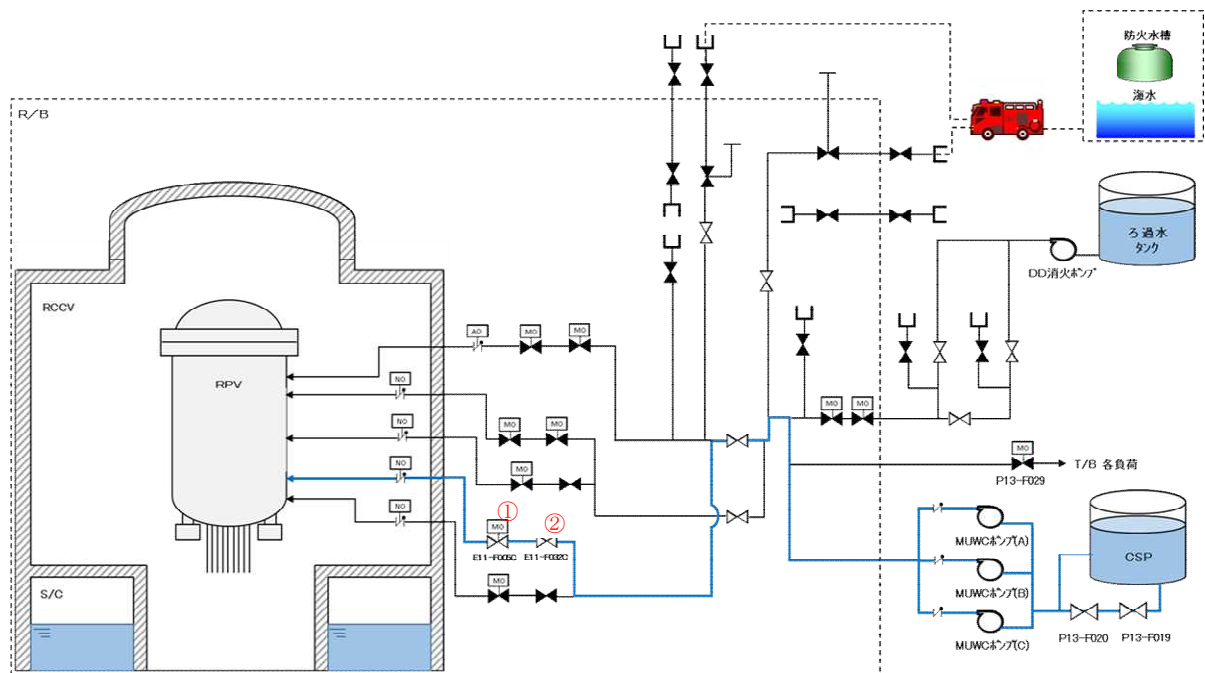


図 1 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（残留熱除去系(C)注入配管使用）手順の概要図（柏崎刈羽原子力発電所7号炉の例）

No	弁名称	状態の変化	操作方法	操作場所
①	残留熱除去系注入弁 (C)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
②	残留熱除去系洗浄水弁(C)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋1階(管理区域)

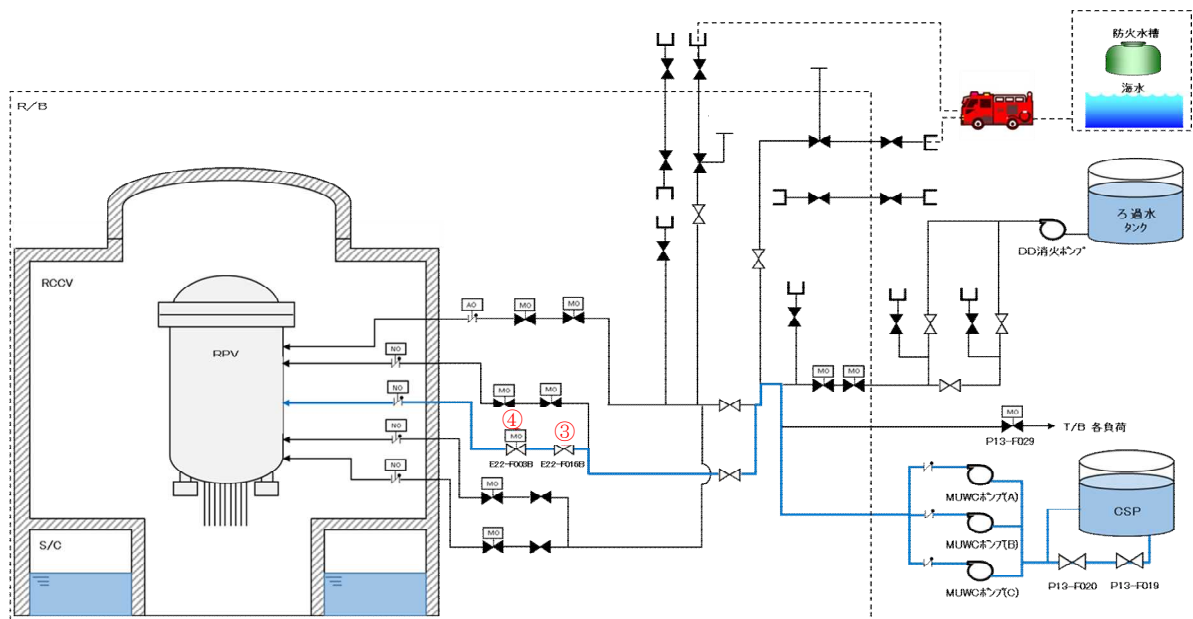


図2 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（高圧炉心注水系(B)注入配管使用）
手順の概要図（柏崎刈羽原子力発電所7号炉の例）

No	弁名称	状態の変化	操作方法	操作場所
③	高圧炉心注水去系注入弁 (B)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
④	高圧炉心注水去系洗浄水弁 (B)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋1階(管理区域)

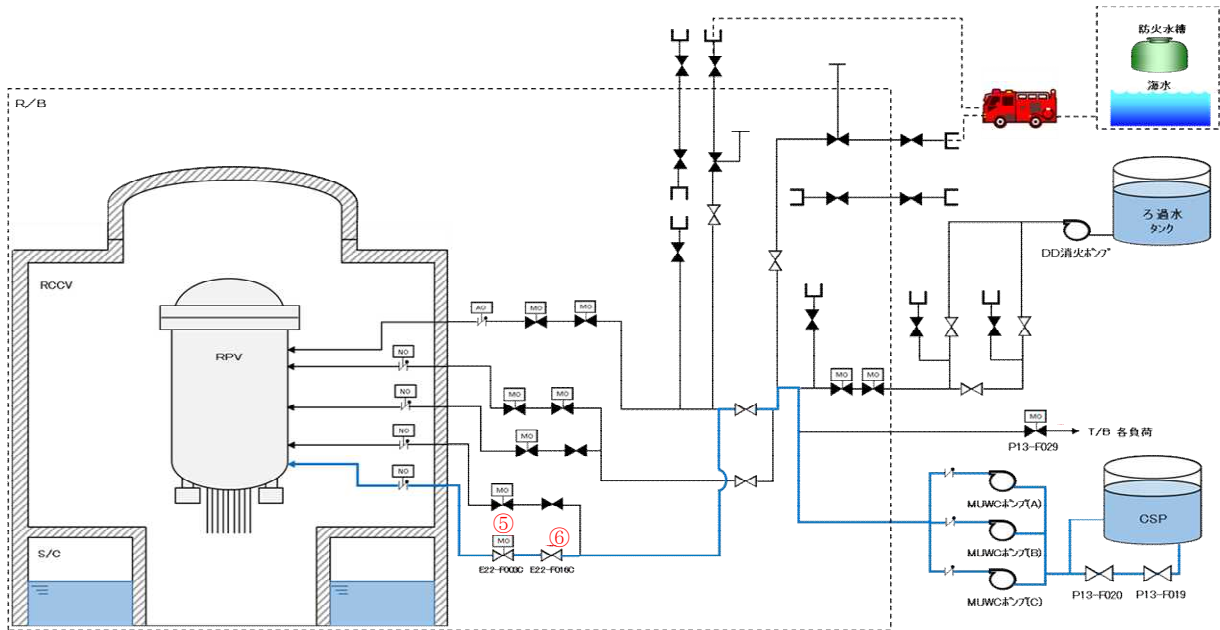


図3 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（高圧炉心注水系(C)注入配管使用）
手順の概要図（柏崎刈羽原子力発電所7号炉の例）

No	弁名称	状態の変化	操作方法	操作場所
⑤	高圧炉心注水去系注入弁 (C)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥	高圧炉心注水去系洗浄水弁 (C)	弁閉→弁開	手動操作	原子炉建屋1階(管理区域)

② 消火系を用いた低圧注水の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）、復水移送ポンプ、可搬型代替注水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を用い、残留熱除去系（低圧注水モード）、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）に用いる水源とは異なるろ過水タンクを水源として消火系、復水補給水系、残留熱除去系を通じて原子炉へ注水する。

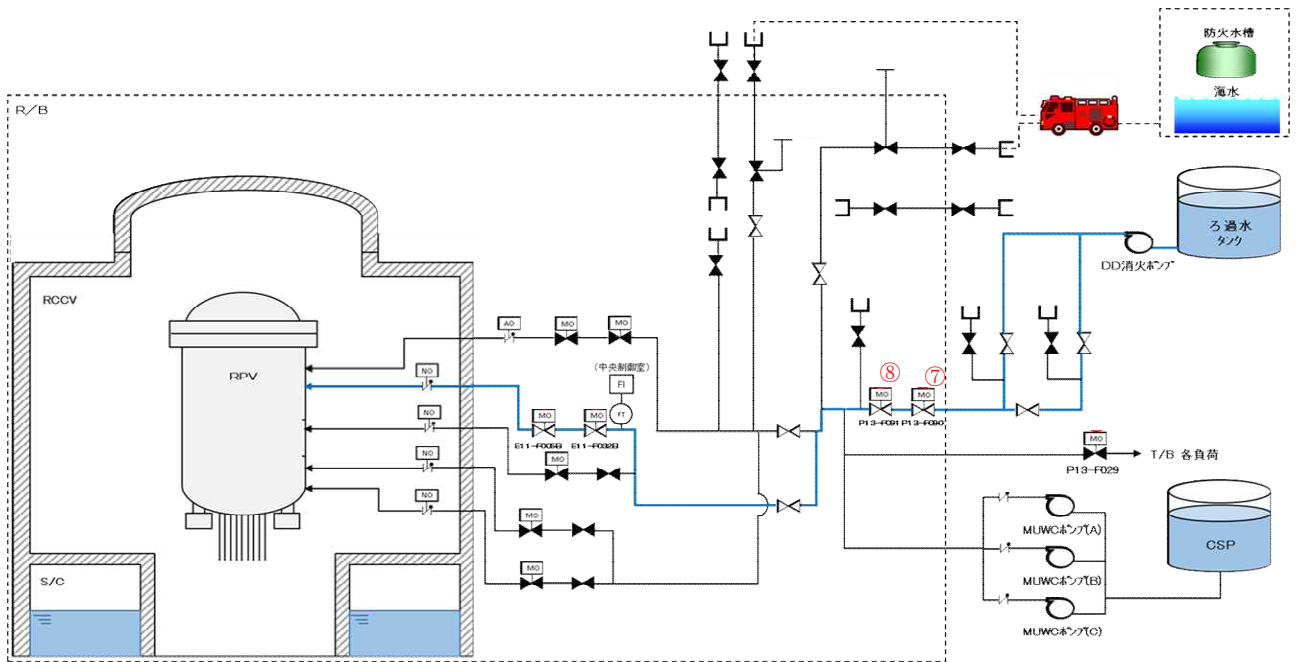


図 4 消火系による原子炉注水（残留熱除去系(B)注入配管使用）手順の概要図
（柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉の例）

No	弁名称	状態の変化	操作方法	操作場所
⑦	復水補給水系消火系第二連絡弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧	復水補給水系消火系第一連絡弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

47-11

各号炉の弁名称及び弁番号

条文適合性資料本文中の機器名称覧に記載の弁名称については、説明資料の構成上、略称等が用いられている場合がある。これらの記載名称と各号炉に設置されている弁の正式名称及び弁番号の関係について、下表の通り整理する。

表1 機器名称覧に記載の弁名称と、正式名称・弁番号の関係について

統一名称	6号炉		7号炉	
	弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
残留熱除去系注入弁 (A)	残留熱除去系注入弁 (A)	E11-M0-F005A	残留熱除去系注入隔離弁 (A)	E11-M0-F005A
残留熱除去系注入弁 (B)	残留熱除去系注入弁 (B)	E11-M0-F005B	残留熱除去系注入隔離弁 (B)	E11-M0-F005B
残留熱除去系洗浄水弁 (A)	残留熱除去系低圧注水モード注入ライン洗浄弁 (A)	E11-M0-F032A	残留熱除去系注入ライン 洗浄水止め弁 (A)	E11-M0-F032A
残留熱除去系洗浄水弁 (B)	残留熱除去系低圧注水モード注入ライン洗浄弁 (B)	E11-M0-F032B	残留熱除去系注入ライン 洗浄水止め弁 (B)	E11-M0-F032B
タービン建屋負荷遮断弁	タービン建屋負荷遮断弁	P13-M0-F150	復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁	P13-M0-F029
復水補給水系常/非常用連絡1次止め弁	復水貯蔵槽常用, 非常用給水管連絡ライン第一止め弁	P13-F011	復水補給水系常/非常用連絡管 一次止め弁	P13-F019
復水補給水系常/非常用連絡2次止め弁	復水貯蔵槽常用, 非常用給水管連絡ライン第二止め弁	P13-F012	復水補給水系常/非常用連絡管 二次止め弁	P13-F020
MUWC 接続口外側隔離弁 1(B)	RHR(B) 経由 R/B 南側外壁外部注水接続端第一止め弁(1)	P13-F134	MUWC 建屋外南側外部注水ライン止め弁 1	P13-F136
MUWC 接続口外側隔離弁 2(B)	RHR(B) 経由 R/B 南側外壁外部注水接続端第一止め弁(2)	P13-F139	MUWC 建屋外南側外部注水ライン止め弁 2	P13-F141
MUWC 接続口外側隔離弁 1(A)	RHR(A) 経由 R/B 東側外壁外部注水接続端第一止め弁(1)	P13-F130	MUWC 建屋外北側外部注水ライン止め弁 1	P13-F132
MUWC 接続口外側隔離弁 2(A)	RHR(A) 経由 R/B 東側外壁外部注水接続端第一止め弁(2)	P13-F138	MUWC 建屋外北側外部注水ライン止め弁 2	P13-F140
MUWC 可搬式接続口隔離弁 1	R/B 外壁外部注水接続端第一止め弁	P13-F192	MUWC 建屋外東側貫通接続口元弁	P13-F129
MUWC 可搬式接続口隔離弁 2	外部注水入口弁	P13-F190	MUWC 建屋内北側外部注水ライン元弁	P13-F124
MUWC 可搬式接続口隔離弁 3	R/B 外壁外部注水接続端第二止め弁	P13-F193	MUWC 建屋内東側貫通接続口元弁	P13-F131
MUWC 接続口内側隔離弁 (B)	RHR(B) 経由 R/B 南側外壁外部注水接続端第二止め弁	P13-F135	MUWC 建屋内南側外部注水ライン止め弁 1	P13-F137
MUWC 接続口内側隔離弁 (A)	RHR(A) 経由 R/B 東側外壁外部注水接続端第二止め弁	P13-F131	MUWC 建屋内北側外部注水ライン止め弁 1	P13-F133

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 接続図

48-9 保管場所図

48-10 アクセスルート図

48-11 その他設備

48-12 機器名称覧に記載の弁名称と、各号炉の弁名称・弁番号の関係について

48-1
SA 設備基準適合性 一覽表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧(可搬型)

第48条:		最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		大容量送水車(熱交換器ユニット用)		類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外		D
				荷重	(有効に機能を発揮する)		-
				海水	海水を通水又は海で使用		I
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)		-
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)		-
				関連資料	48-8 接続図, 48-9 保管場所図		
		第2号	操作性	現場操作		B	
			関連資料	48-8 接続図			
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	ポンプ		A	
			関連資料	48-6 試験及び検査			
		第4号	切り替え性	当該設備の使用にあたり系統の切替が不要		B b	
			関連資料	48-5 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	48-5 系統図				
	第6号	設置場所	現場操作		B		
		関連資料	48-8 接続図				
	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	48-7 容量設置根拠			
		第2号	可搬SAの接続性	より簡便な接続規格等による接続		C	
			関連資料	48-8 接続図			
		第3号	異なる複数の接続箇所確保	単独の機能で使用		A b	
			関連資料	48-8 接続図			
		第4号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)		-	
関連資料			48-8 接続図				
第5号		保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)		B a		
		関連資料	48-9 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	48-10 アクセスルート図				
第7号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋外		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	48-8 接続図 48-9 保管場所図					

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧(可搬型)

第48条: 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		熱交換器ユニット		類型化 区分	
第 4 3 条	第 1 項	環 境 条 件 に お け る 健 全 性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	屋外	D
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-
			海水	海水を通水又は海で使用	I
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失う おそれがない)	-
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	-
			関連資料	48-8 接続図 48-9 保管場所図	
	第 2 項	第 2 号	操作性	中央制御室操作, 現場操作	A, B
			関連資料	48-8 接続図	
		第 3 号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	熱交換器	D
			関連資料	48-6 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	48-5 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	48-5 系統図		
	第 6 号	設置場所	中央制御室操作, 現場操作	A, B	
		関連資料	48-4 配置図, 48-8 接続図		
	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	48-7 容量設置根拠	
		第 2 号	可搬SAの接続性	フランジ接続	B
			関連資料	48-8 接続図	
		第 3 号	異なる複数の接続箇所確保	単独の機能で使用	A b
			関連資料	48-8 接続図	
		第 4 号	設置場所	(放射線量の高くなるおそれの少ない場所を選定)	-
関連資料			48-8 接続図		
第 5 号		保管場所	屋外(共通要因の考慮対象設備あり)	B a	
		関連資料	48-9 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	48-10 アクセスルート図		
第 7 号		共 通 要 因 故 障 防 止	環境条件、自然現象、外部人為 事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋外	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	48-8 接続図 48-9 保管場所図		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧（常設）

第48条：最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備		耐圧強化ベント系		類型化区分		
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力／ 屋外の天候／放射線	二次格納施設内	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	[配置図] 48-4		
			第2号	操作性	中央制御室操作 現場操作	A B
	関連資料	[配置図] 48-4				
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	—	—		
		関連資料	[試験・検査説明資料] 48-6 (主要設備ではない設備について記載)			
	第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要	B b		
		関連資料	[系統図] 48-5			
	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	[系統図] 48-5		
	第6号	設置場所	現場操作-放射線量が高くなるおそれが少ない 中央制御室操作	A a B		
		関連資料	[配置図] 48-4 [系統図] 48-5			
	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	[容量設定根拠] 48-7		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為 事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a
関連資料				[配置図] 48-4 [系統図] 48-5		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧（常設）

第48条： 最終ヒートシンクへ熱を移送するための設備		原子炉補機冷却系 中間ループ循環ポンプ		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（原子炉建屋の二次格納施設外を含む）	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	－		
			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	A		
	関連資料	－				
	第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要	B b		
	関連資料	－				
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他（飛散物）	－	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	DB施設の系統及び機器の容量が十分 （DB施設と同仕様のポンプ流量で設計）	B	
			関連資料	－		
		第2号	共用の禁止	（共用しない設備）	対象外	
			関連資料	－		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象（代替対象DB設備有り）-屋内	A a
				サポート系故障	対象（サポート系有り）-異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料			－		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧(常設)

		第48条： 最終ヒートシンクへ熱を移送するための設備		原子炉補機冷却系 海水ポンプ	類型化 区分	
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/ 屋外の天候/放射線	その他の建屋内(原子炉建屋の二次格納施設外を含む)	C	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	
			海水	海水を通水又は海で使用	I	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	-	
			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	A	
			関連資料	-		
		第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要	B b	
			関連資料	-		
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他(飛散物)	-	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	DB施設の系統及び機器の容量が十分 (DB施設と同仕様のポンプ流量で設計)	B	
			関連資料	-		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	-		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源	C a
			関連資料	-		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性一覧（常設）

第48条： 最終ヒートシンクへ熱を移送するための設備		原子炉補機冷却系 熱交換器		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	その他の建屋内（原子炉建屋の二次格納施設外を含む）	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）	—	
			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）	熱交換器	D		
		関連資料	—			
	第4号	切り替え性	当該系統の使用にあたり系統の切替操作が不要	B b		
		関連資料	—			
	第5号	悪影響防止	系統設計	DB施設と同じ系統構成	A d	
			その他（飛散物）	—	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	DB施設の系統及び機器の容量が十分 （DB施設と同仕様のポンプ流量で設計）	B	
			関連資料	—		
		第2号	共用の禁止	（共用しない設備）	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	防止設備-対象（代替対象DB設備有り）-屋内	A a
				サポート系故障	対象（サポート系有り）-異なる駆動源又は冷却源	C a
	関連資料		—			

48-2
単線結線図

【代替原子炉補機冷却系】

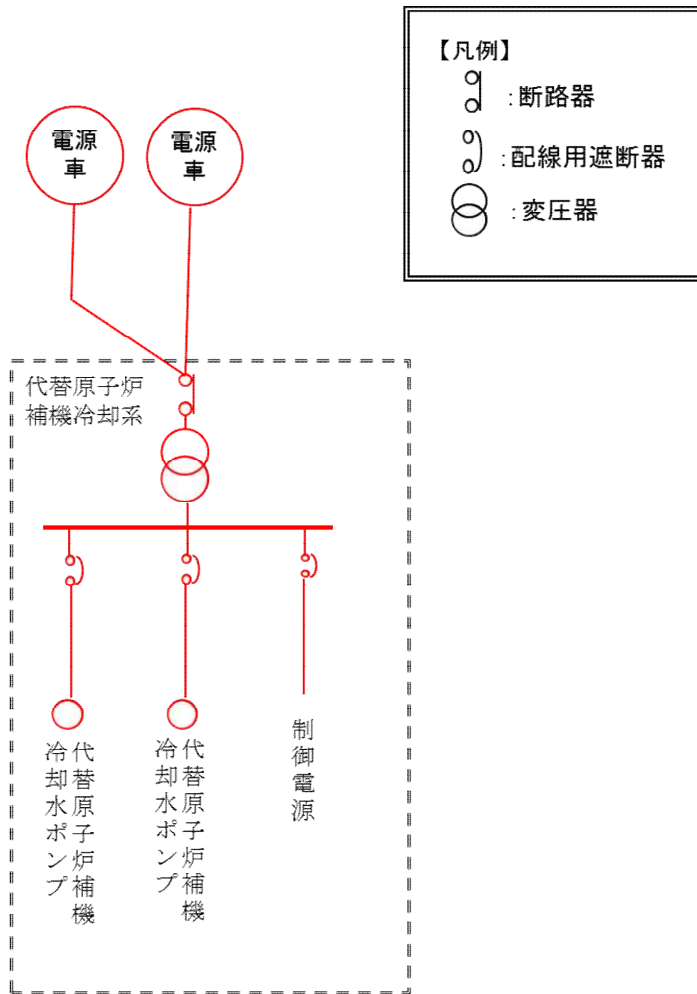
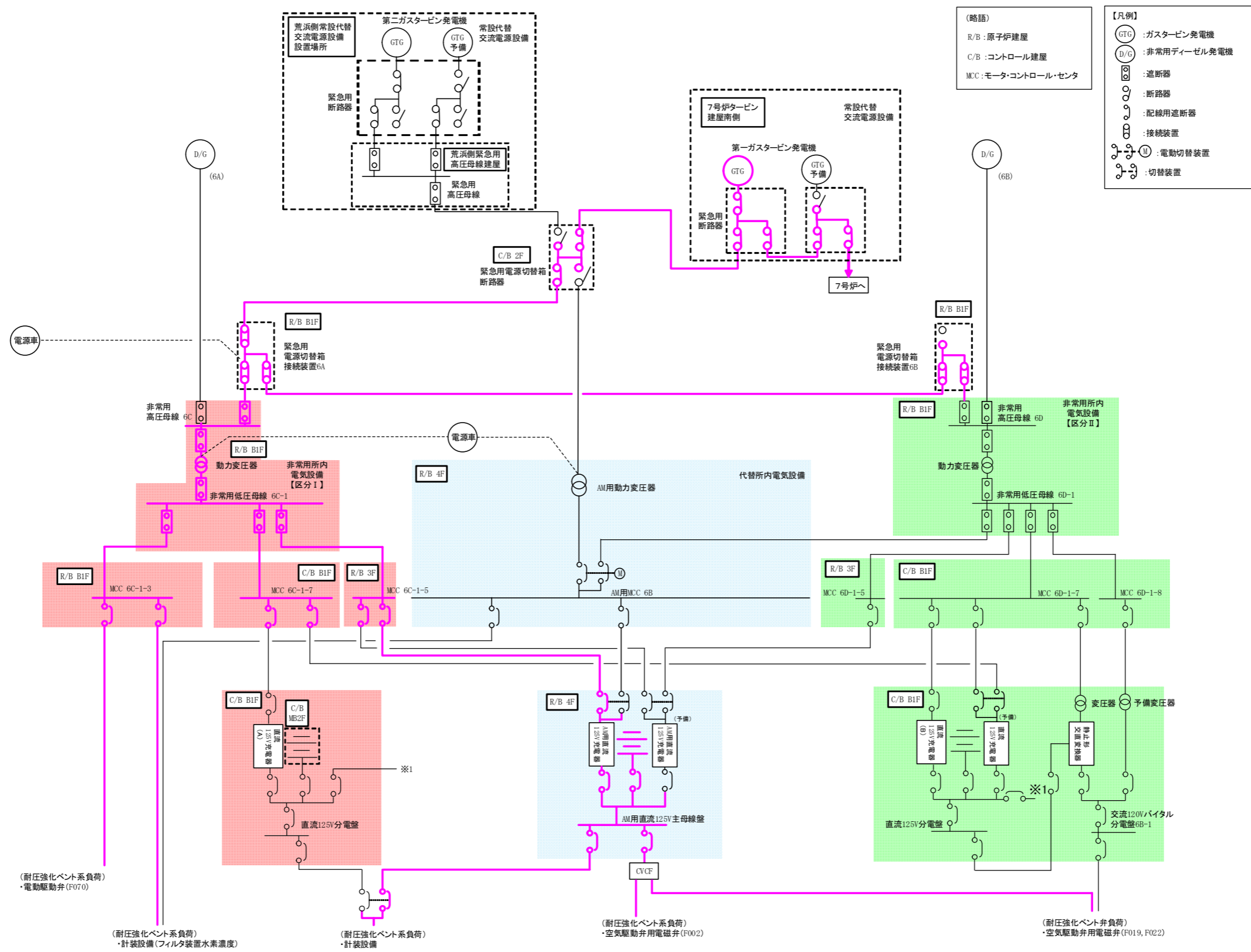


図 48-2-1 代替原子炉補機冷却系 単線結線図 (6号炉 (7号炉も同じ))

【耐圧強化ベント系】



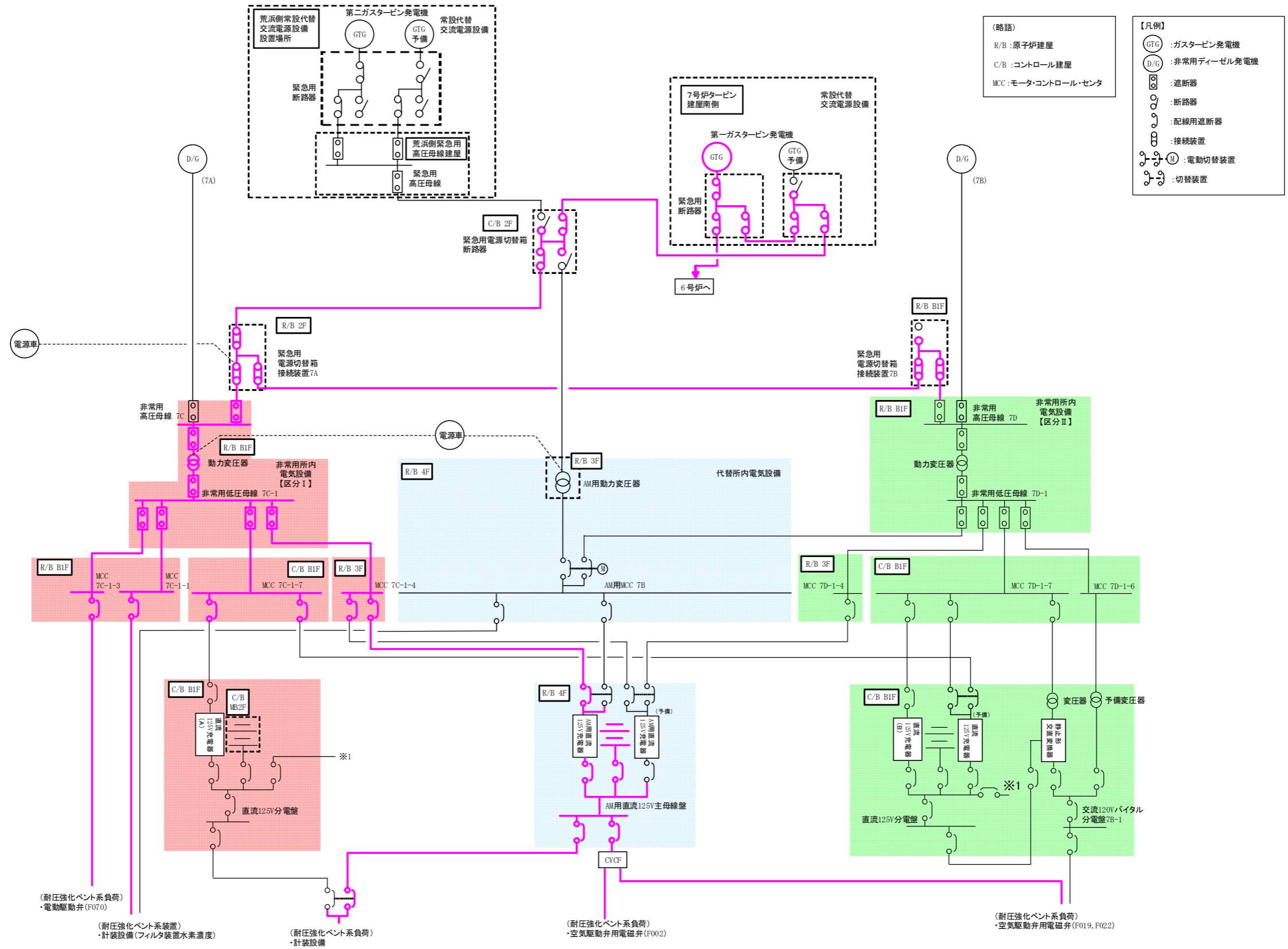


図 48-2-3 耐圧強化ベント系 単線結線図 (7号炉)

48-3
計測制御系統図

【耐圧強化ベント系】

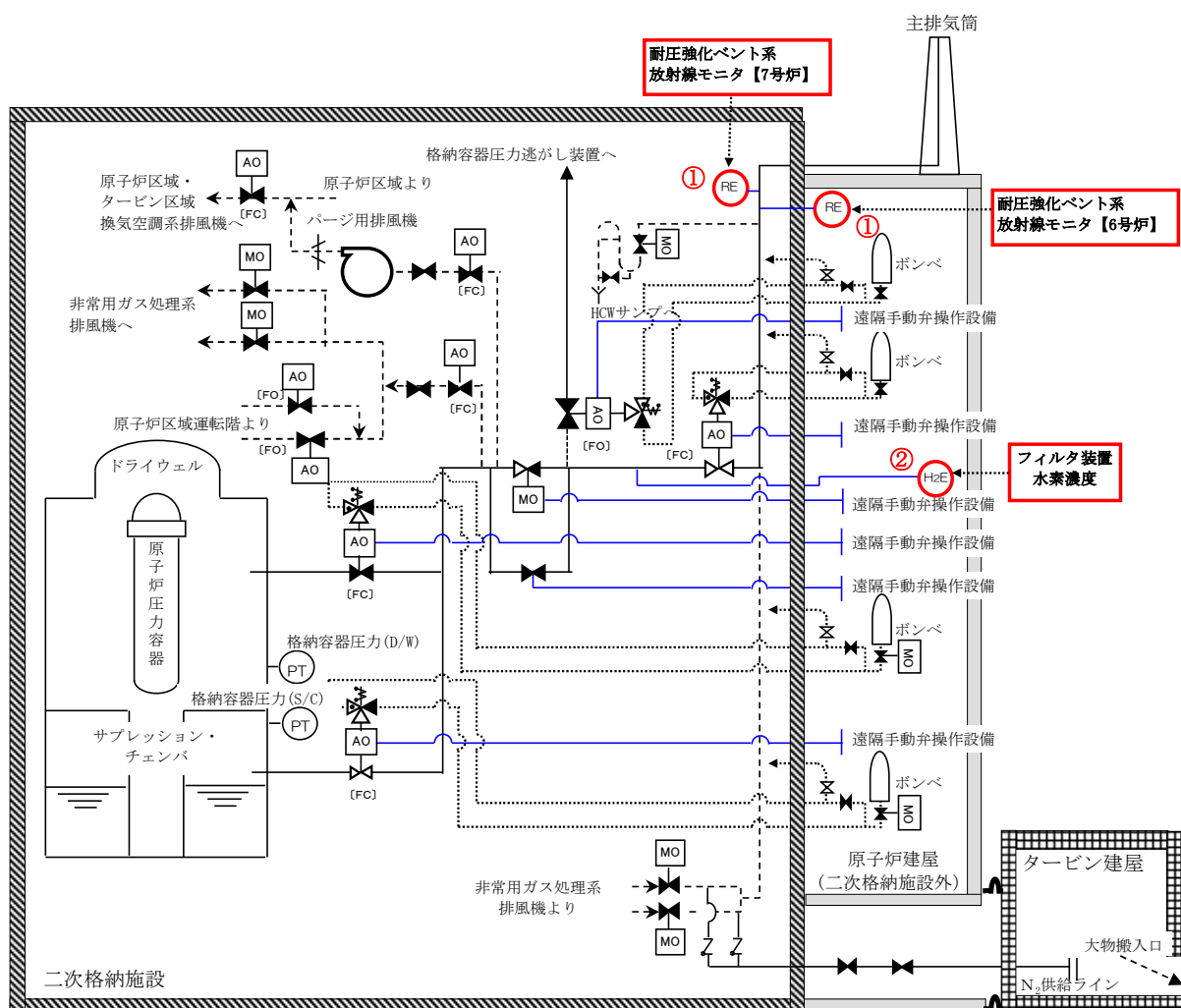


図 48-3-1 耐圧強化ベント系 計測制御系統図

表 48-3-1 耐圧強化ベント系の計測設備主要仕様

監視パラメータ	計測範囲	個数
① 耐圧強化ベント系放射線モニタ	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	2
② フィルタ装置水素濃度※1	0~100vol%	1

※1 フィルタ装置水素濃度については、52条において格納容器内の水素ガスを排出する際に要求されるものである。格納容器圧力逃がし装置の水素濃度計と兼用であり、サンプリングラインを切り替えることによって、耐圧強化ベント系も計測可能である。

48-4
配置図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

【代替原子炉補機冷却系】

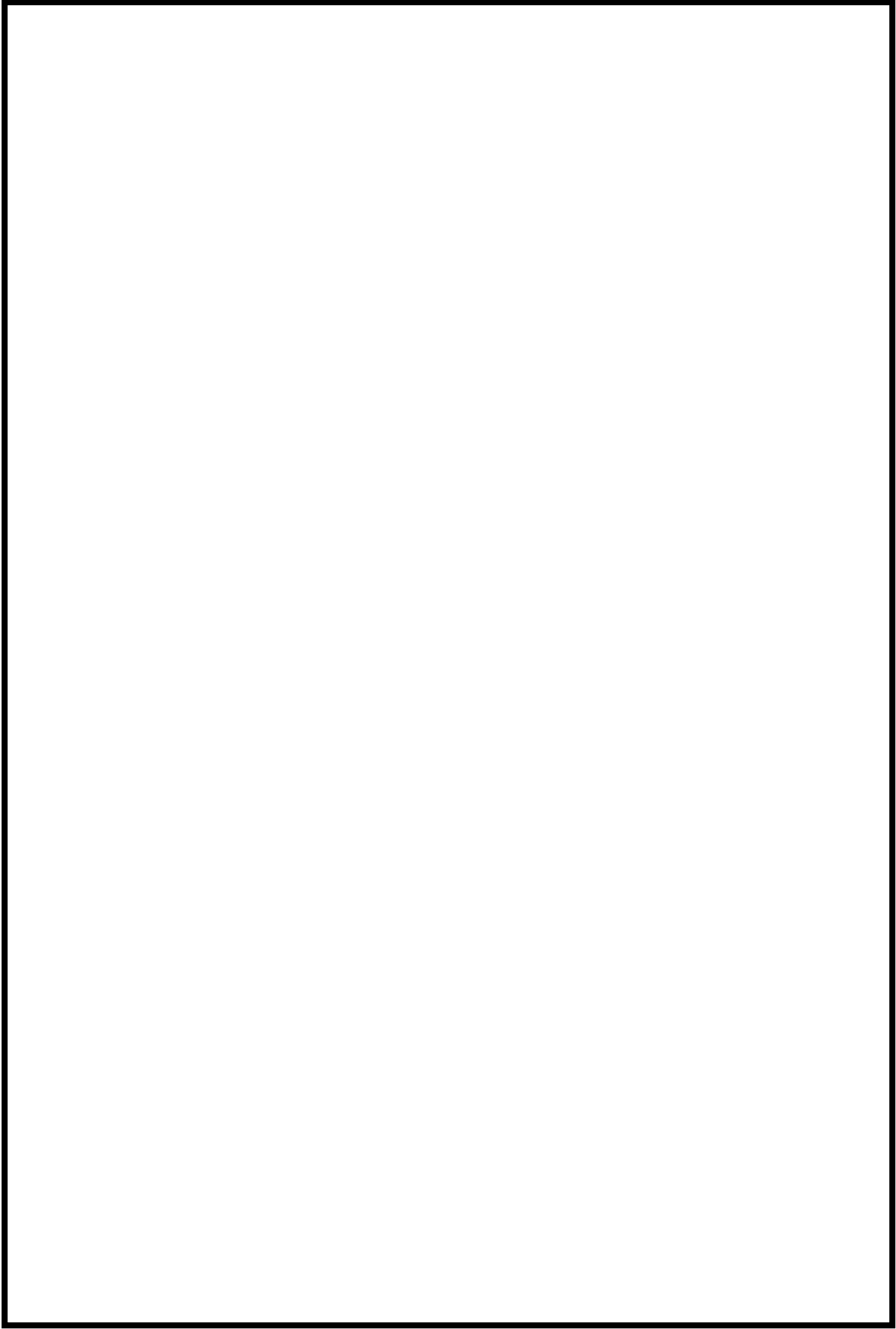


図 48-4-1 6号炉原子炉建屋地上4階

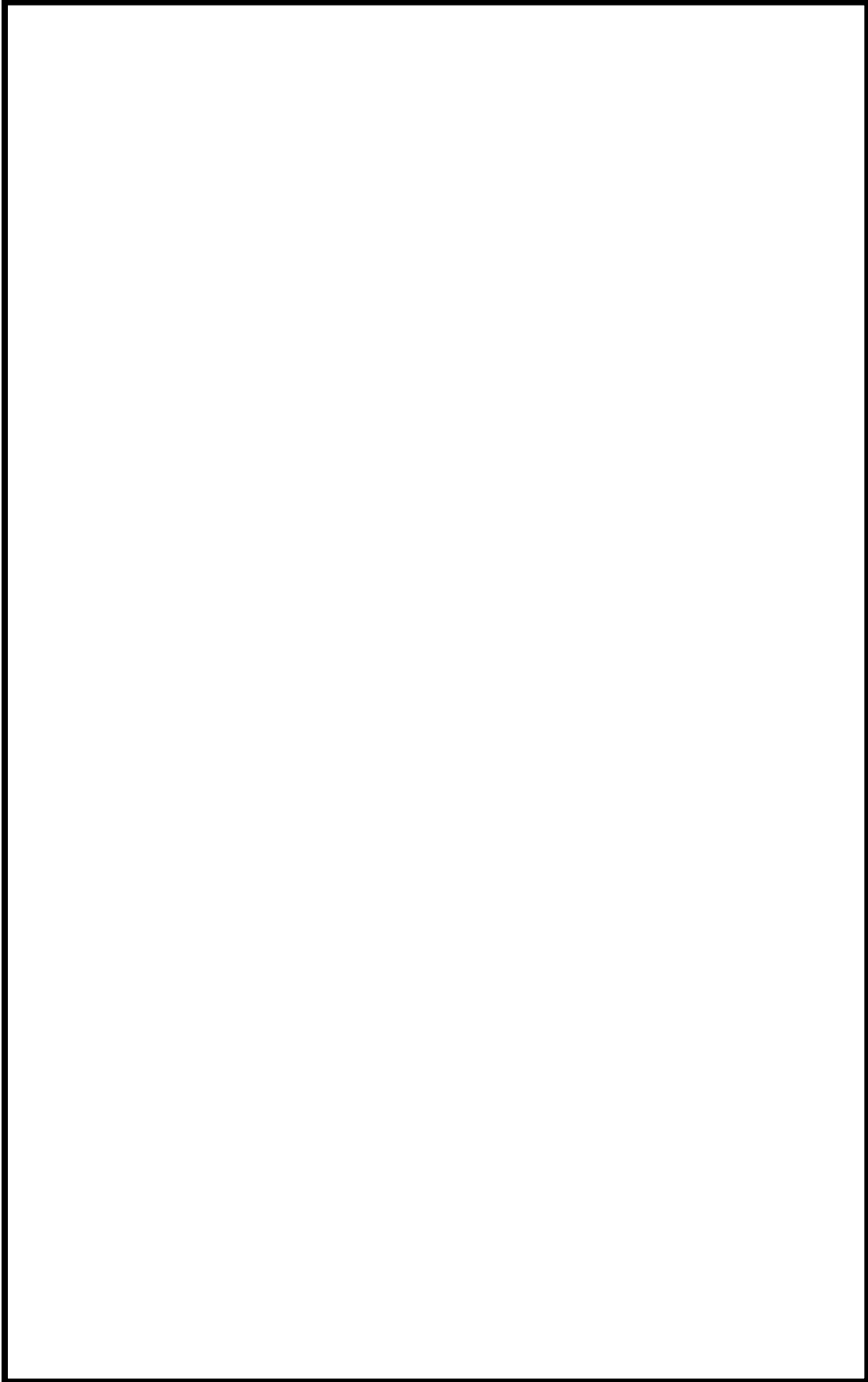


图 48-4-2 6 号炉原子炉建屋地上中 3 階

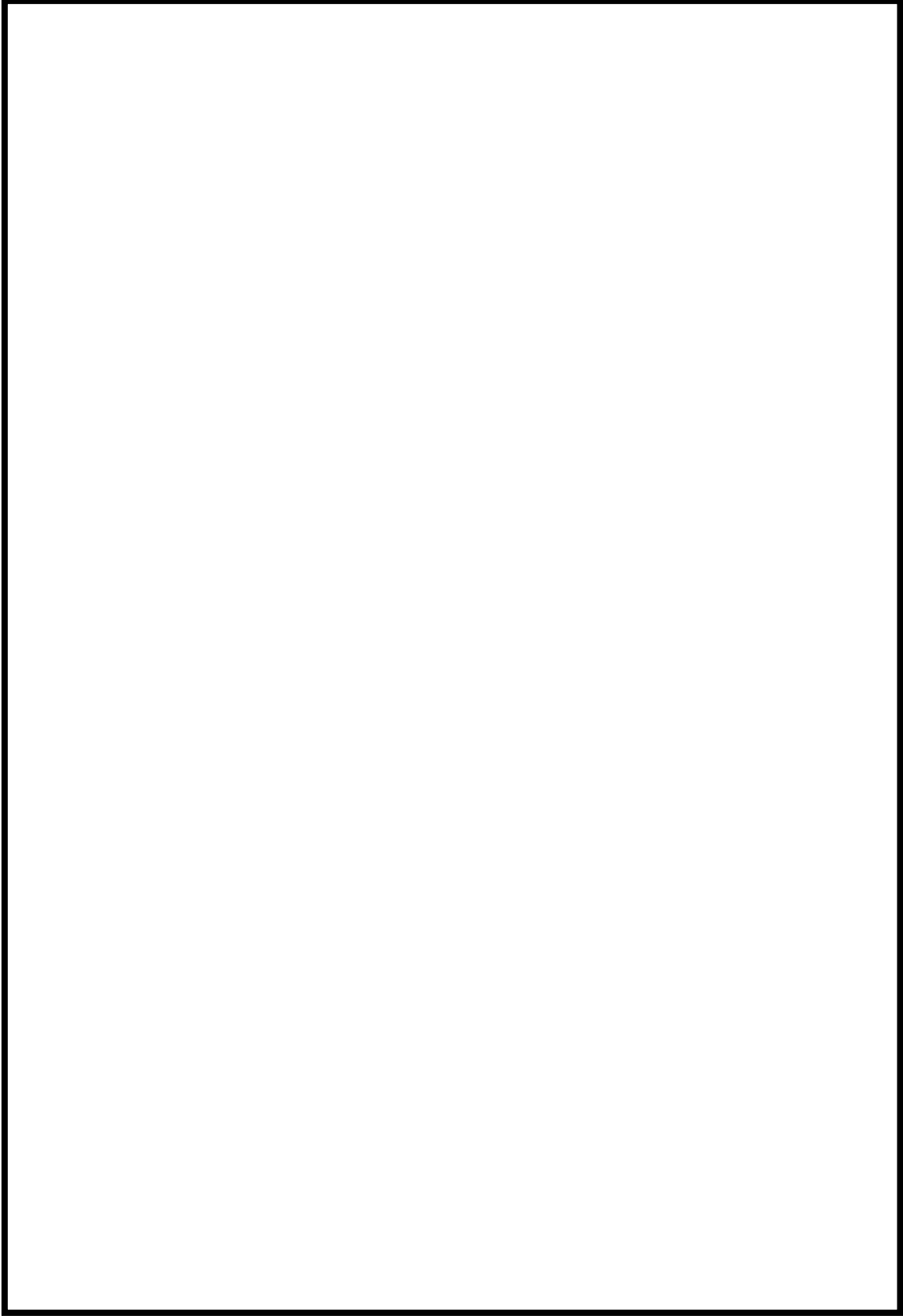


图 48-4-3 6 号炉原子炉建屋地上 3 階

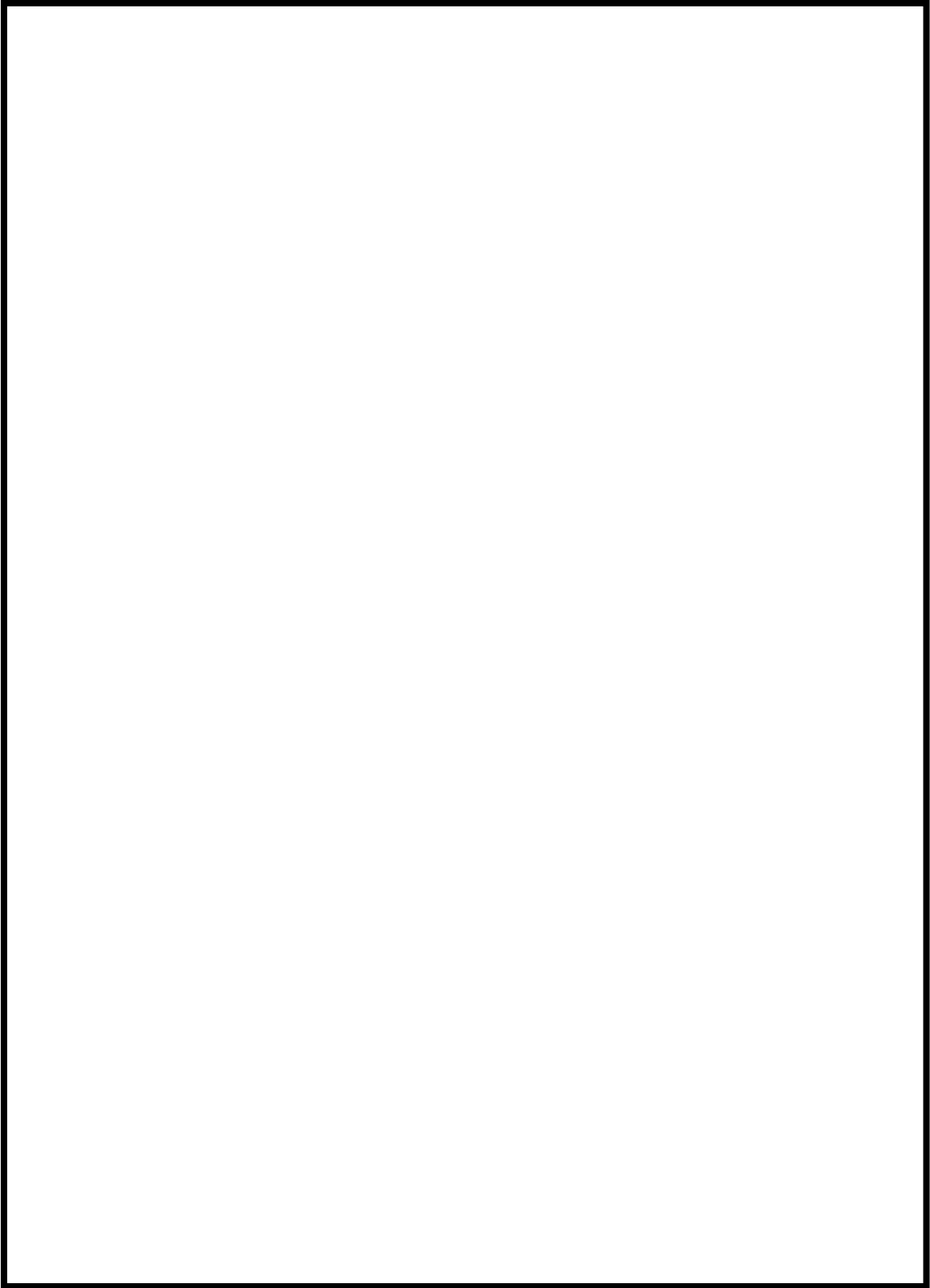


图 48-4-4 6 号炉原子炉建屋地上 2 階

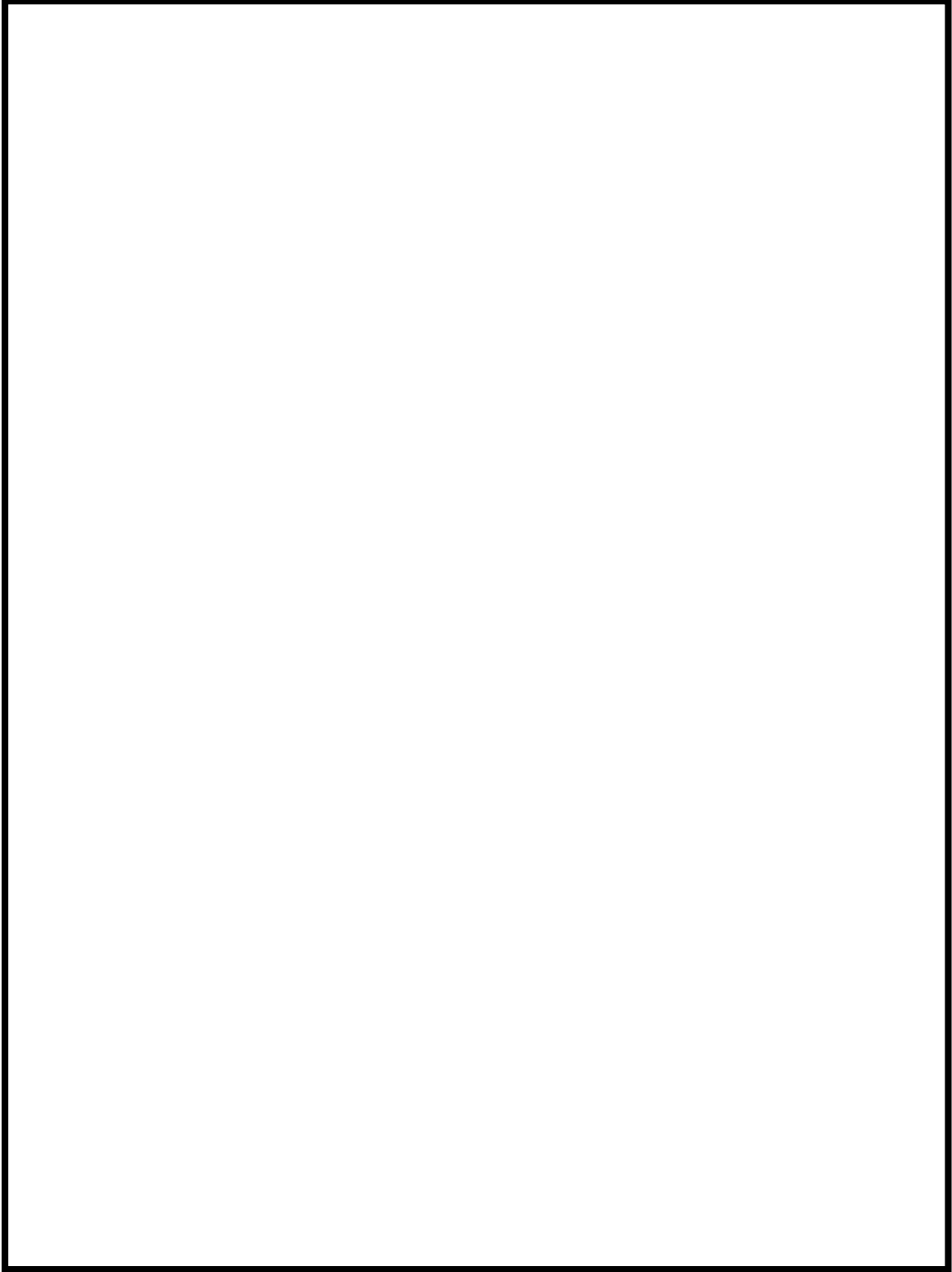


图 48-4-5 6 号炉原子炉建屋地上 1 階

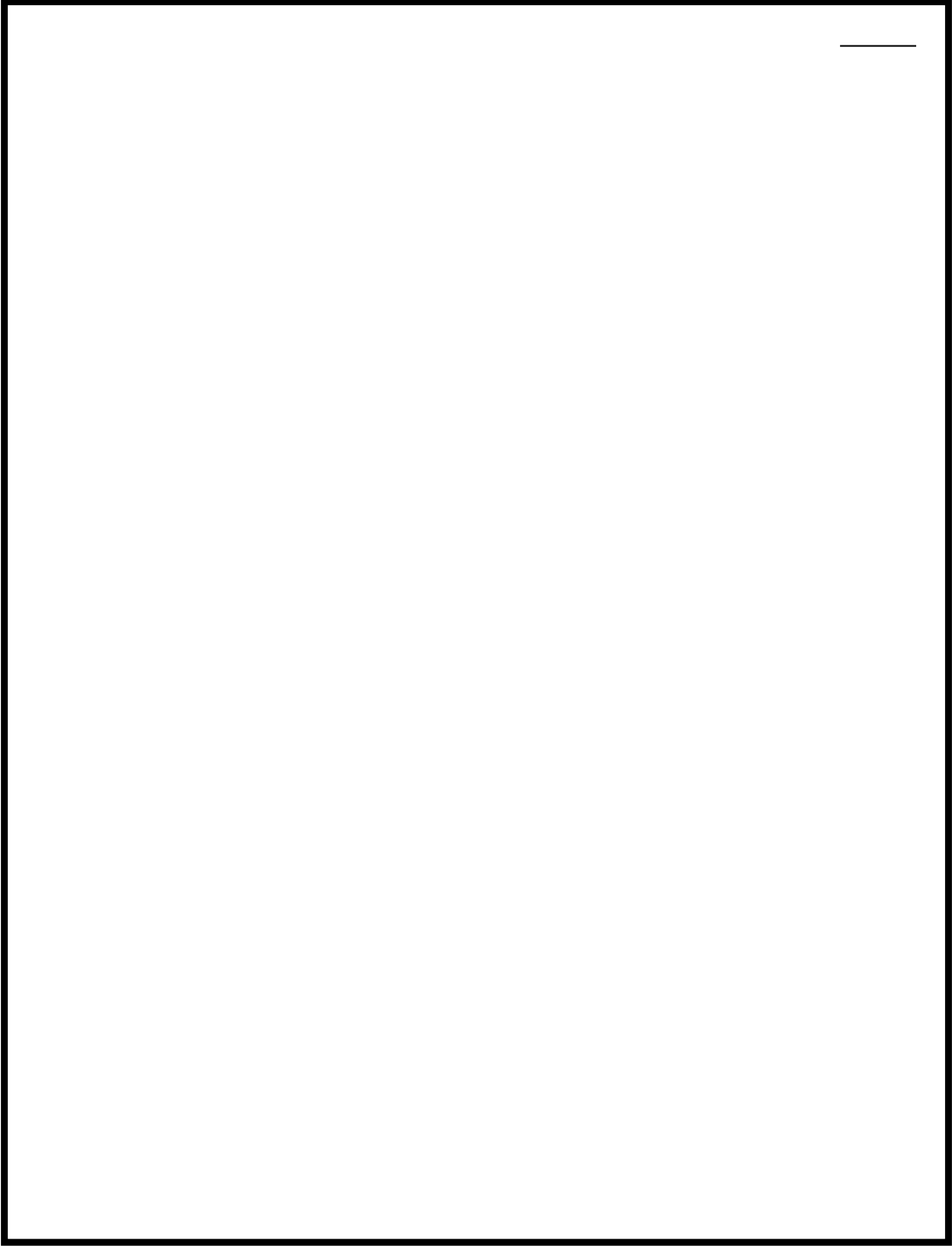


图 48-4-6 6 号炉原子炉建屋地下 1 階

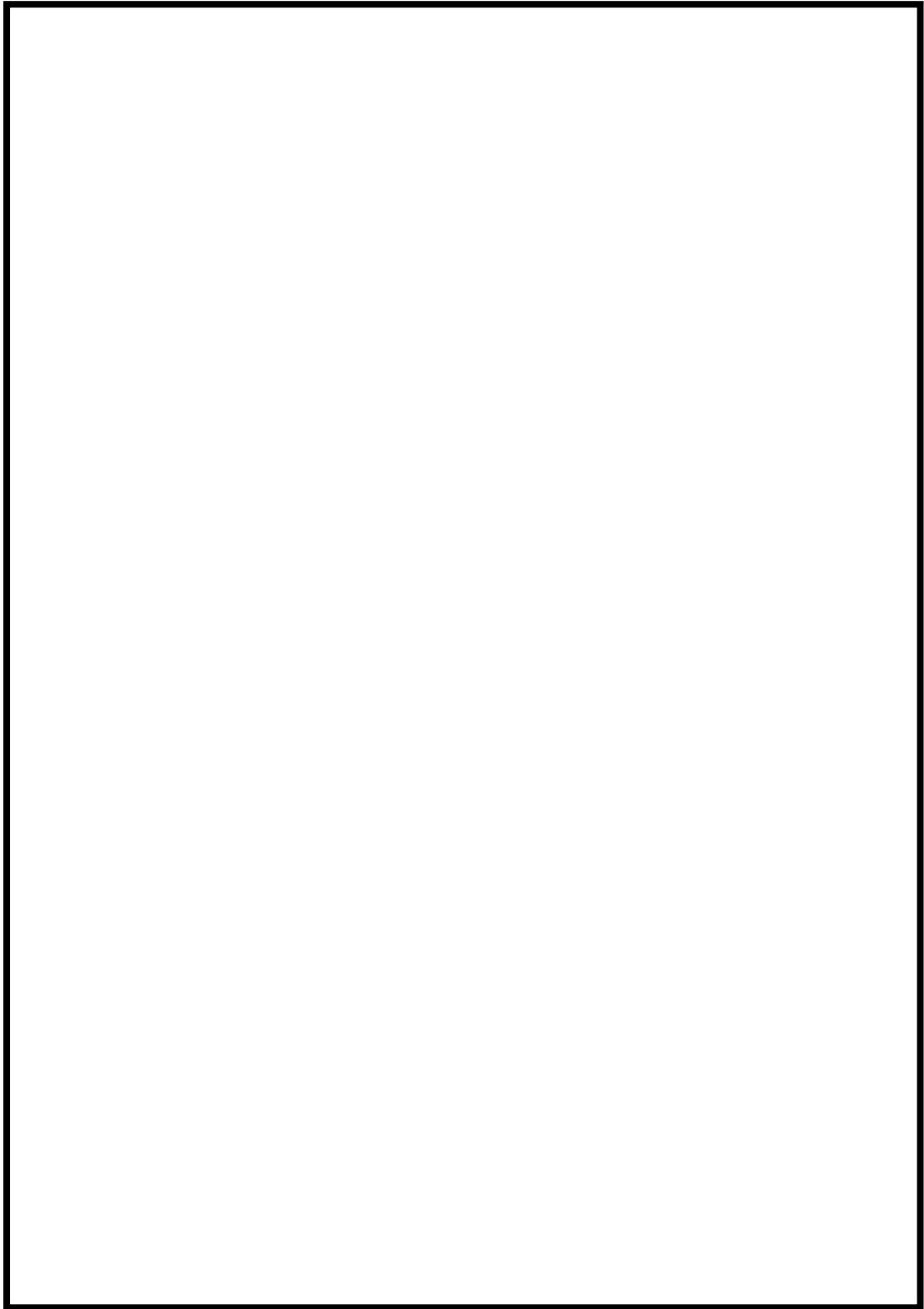


图 48-4-7 6 号炉原子炉建屋地下 2 階

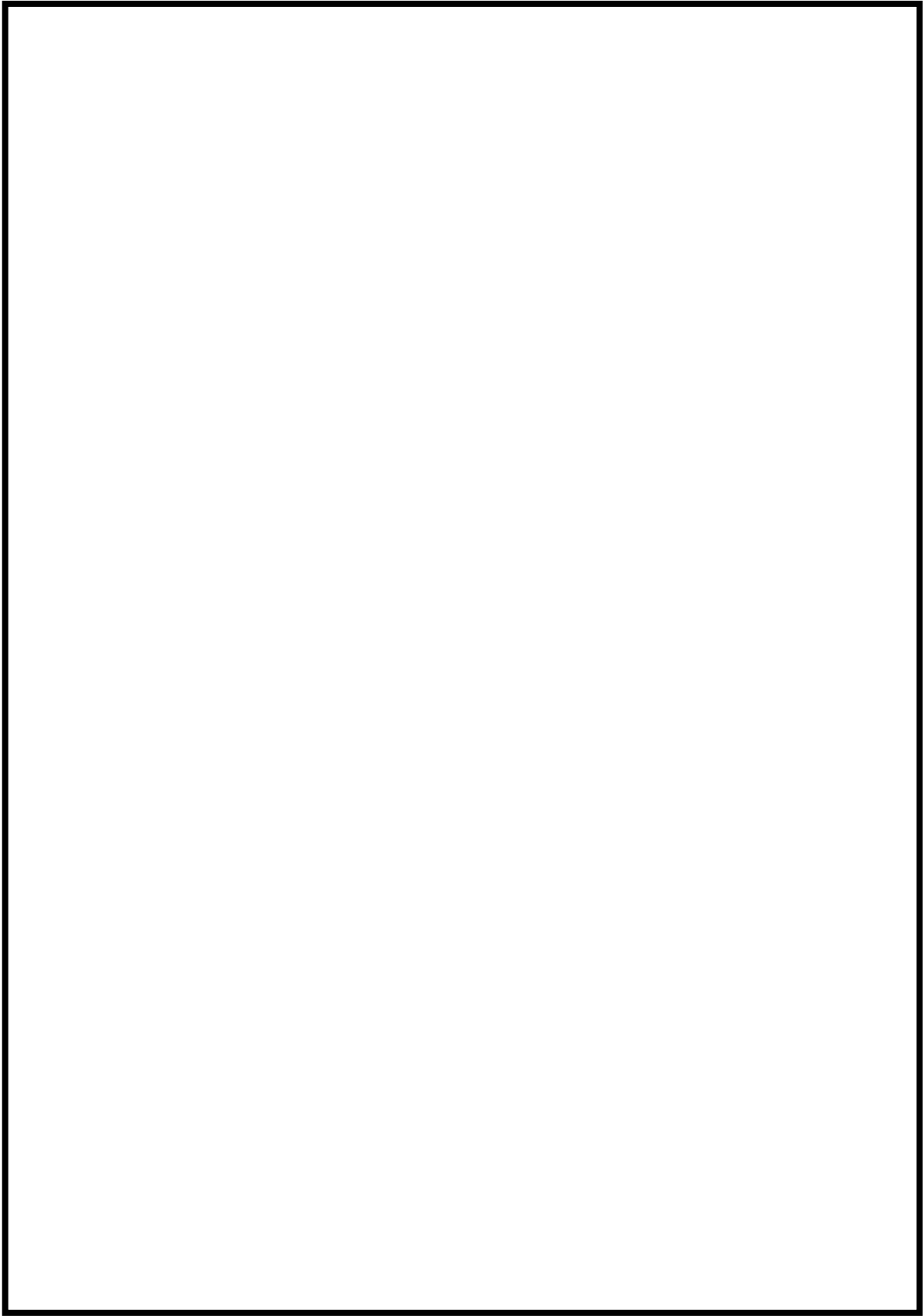


图 48-4-8 6 号炉原子炉建屋地下 3 階

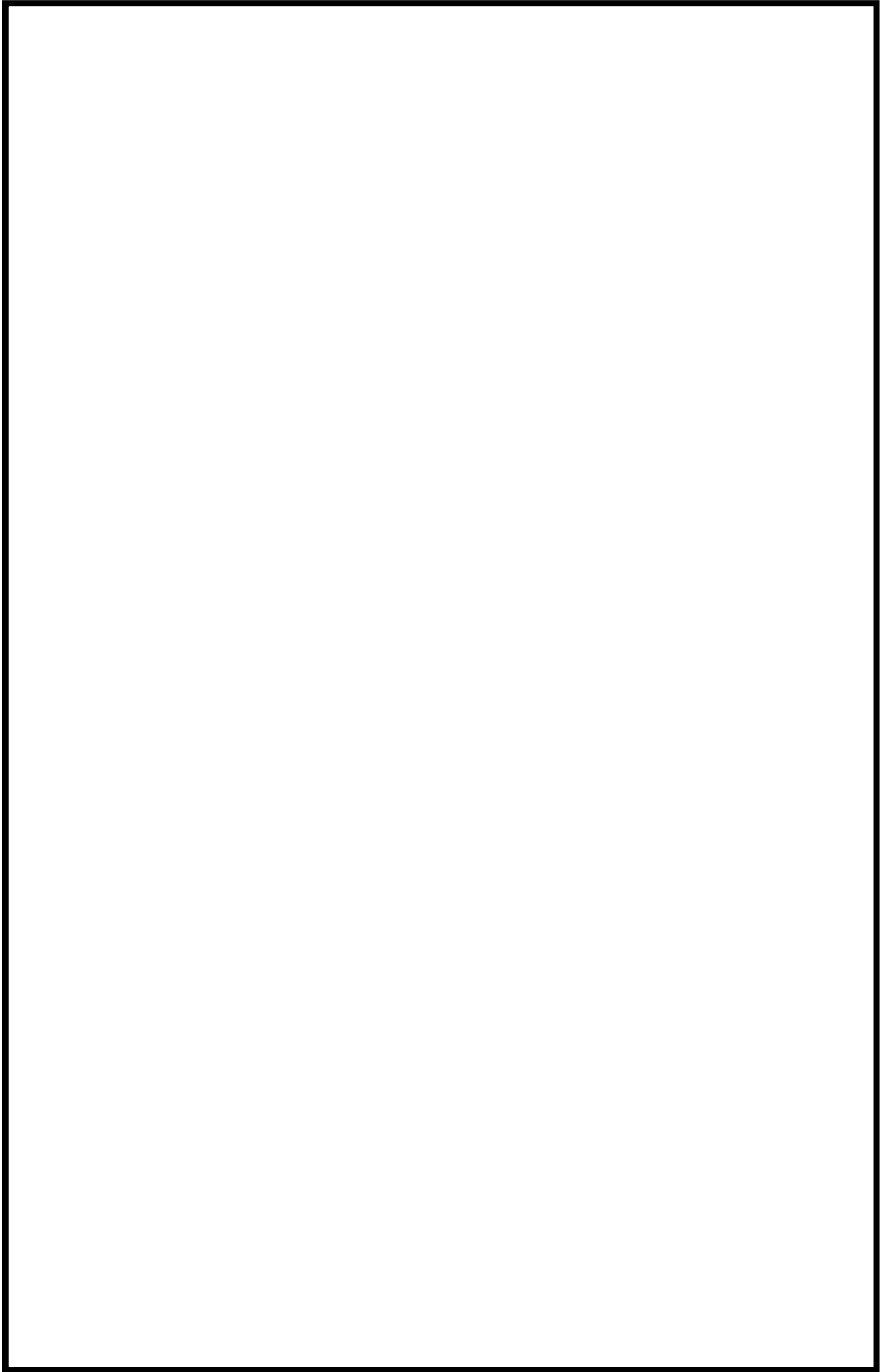


図 48-4-9 6号炉タービン建屋地上1階

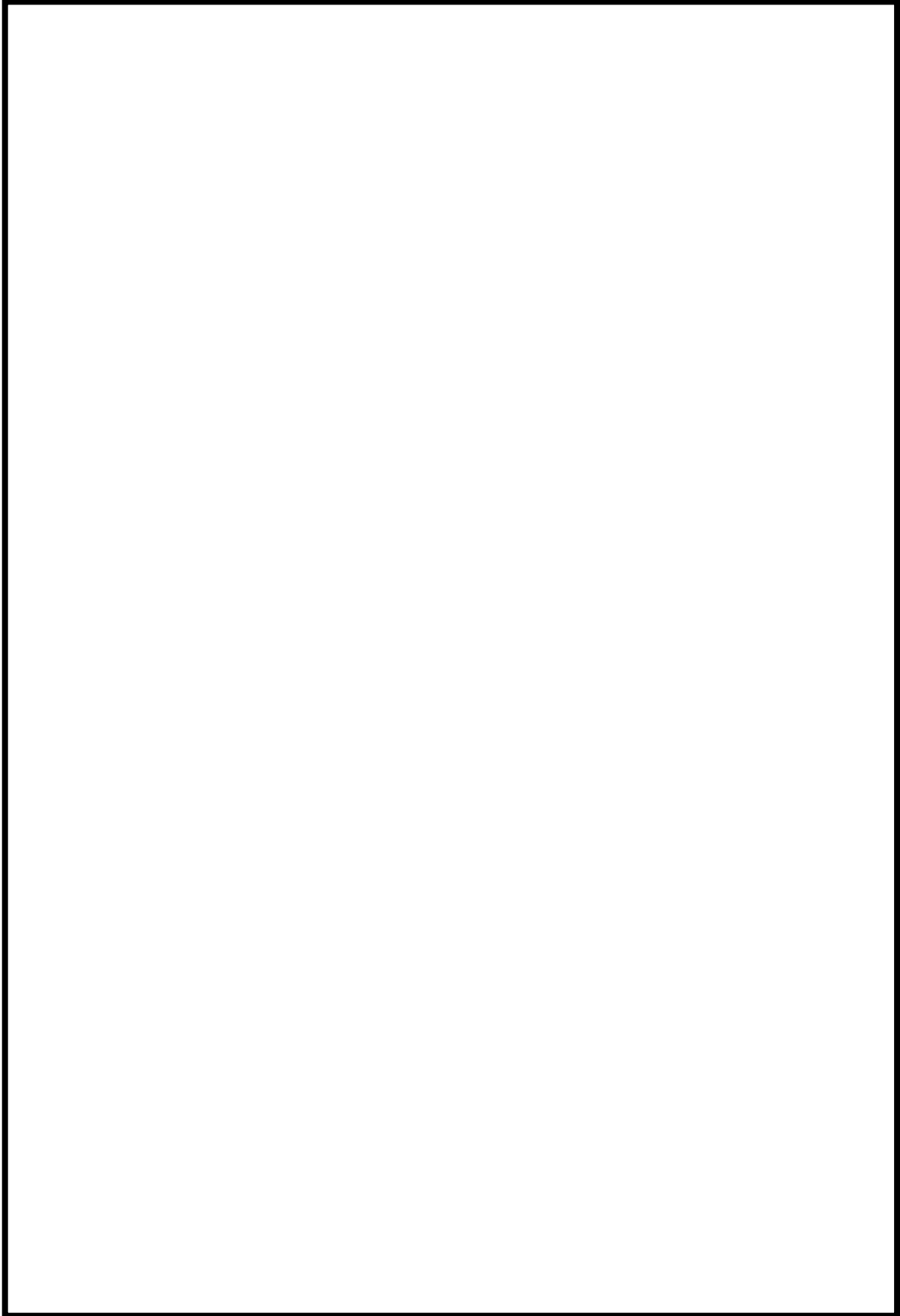


図 48-4-10 6号炉タービン建屋地下1階

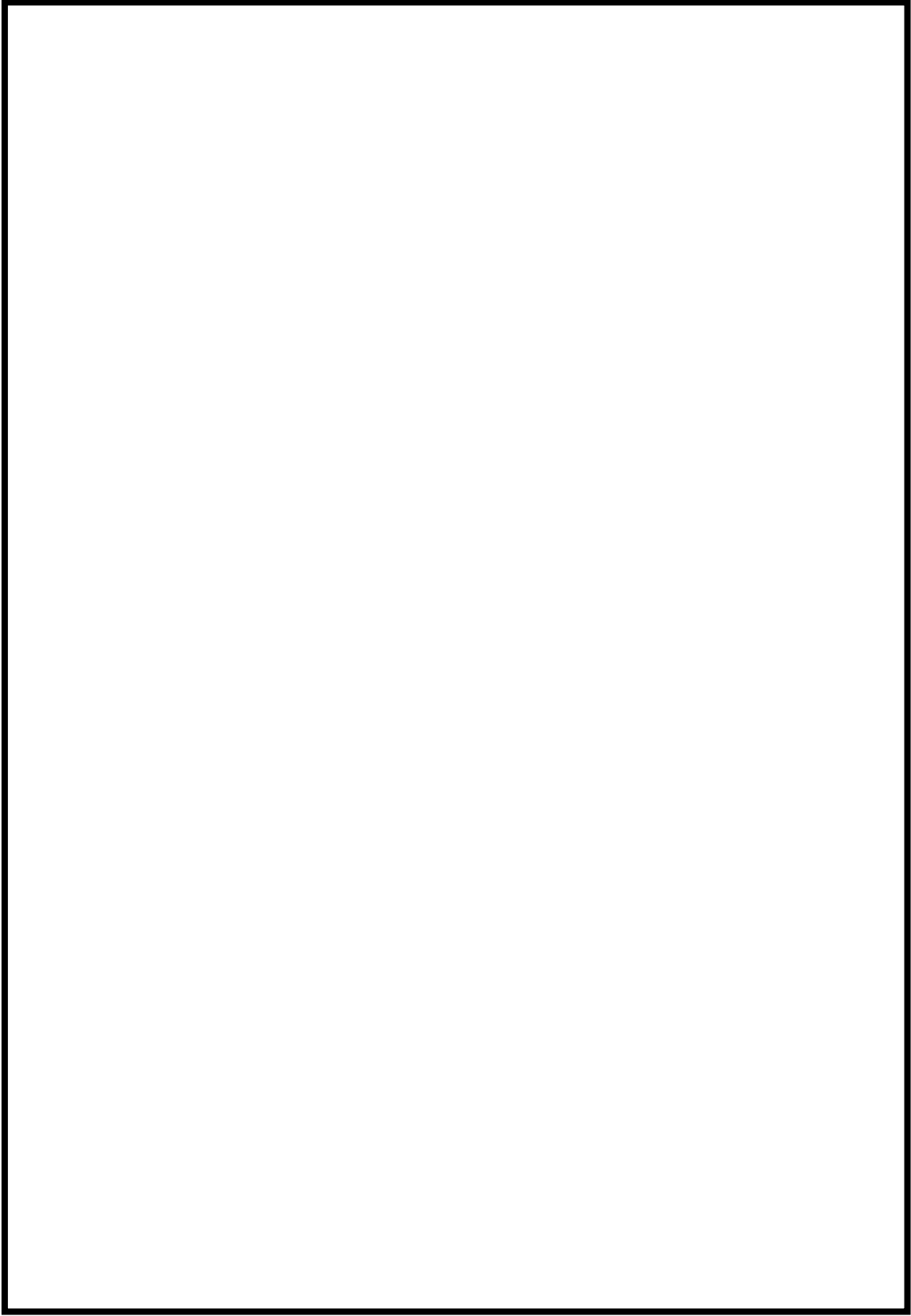


图 48-4-11 7 号炉原子炉建屋地上 4 階

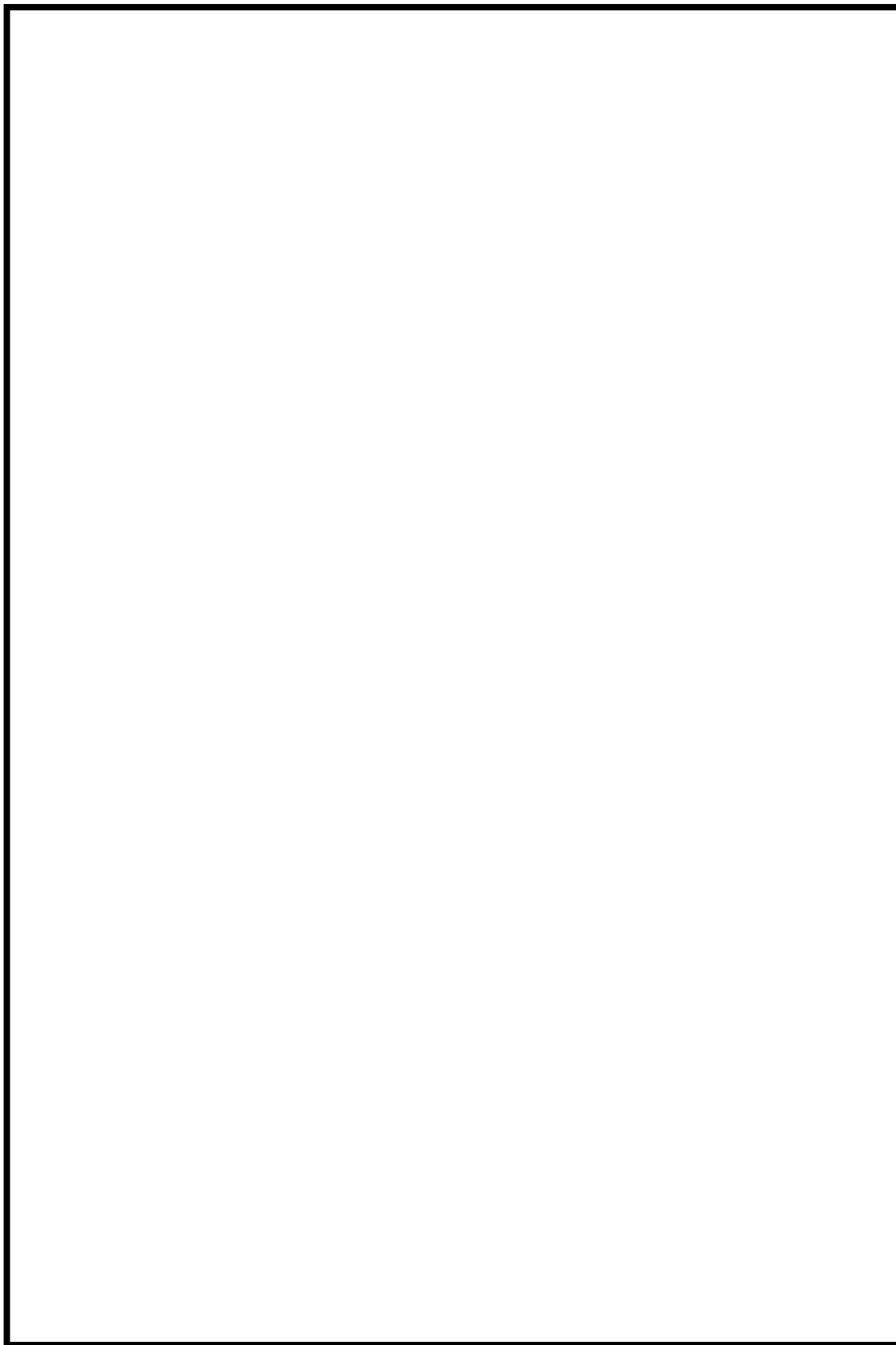


图 48-4-12 7 号炉原子炉建屋地上中 4 階

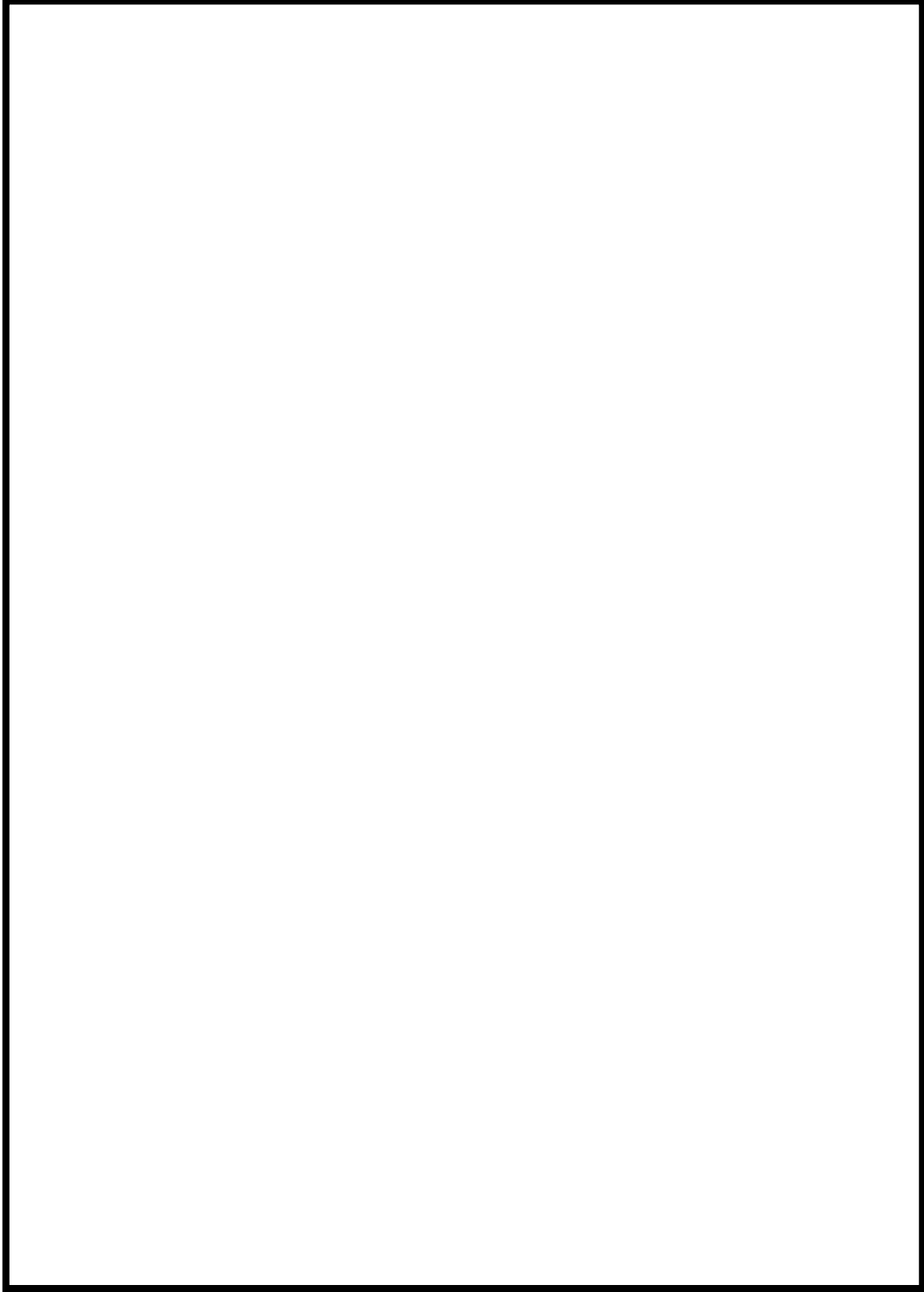


图 48-4-13 7 号炉原子炉建屋地上 3 階

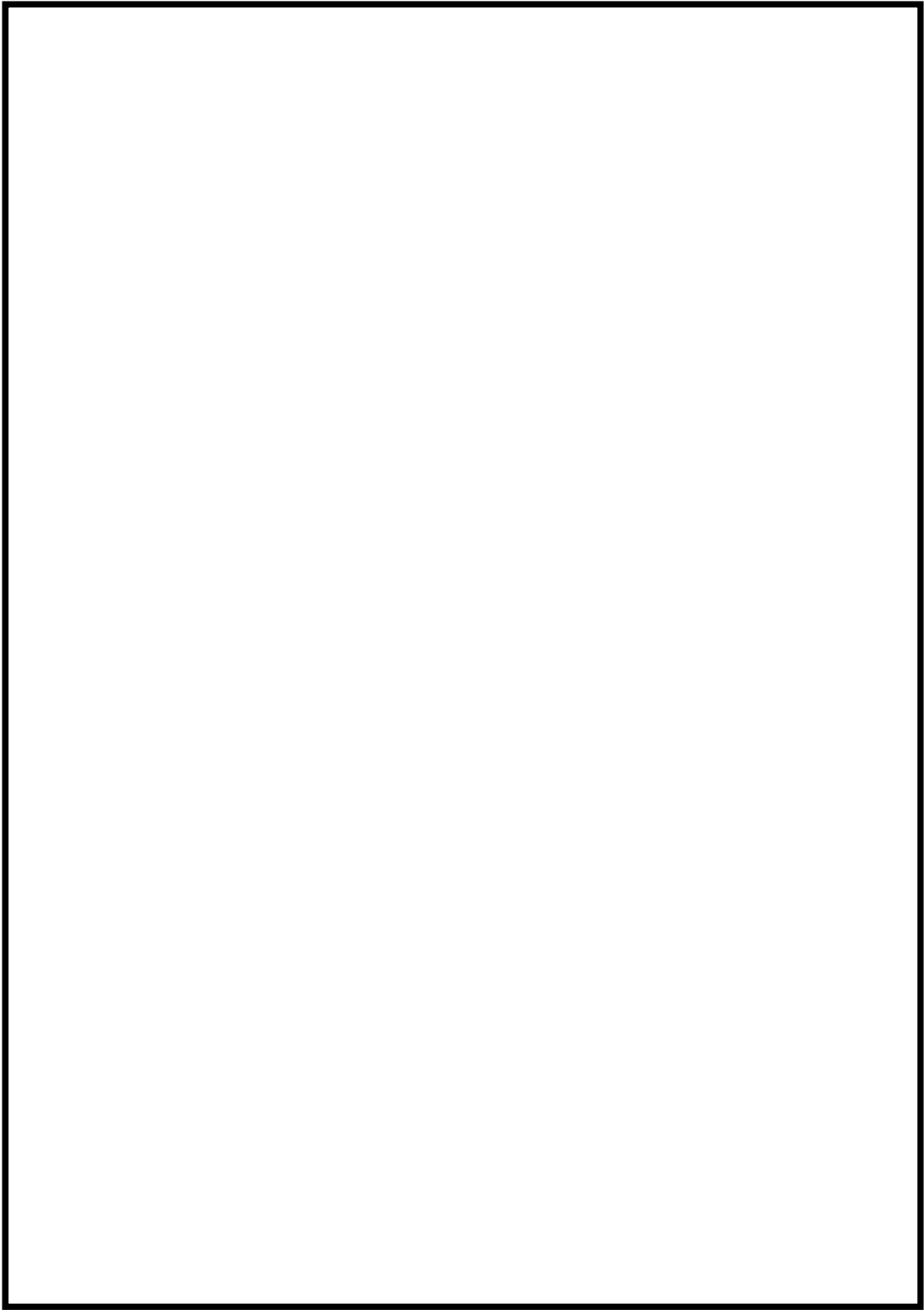


图 48-4-14 7 号炉原子炉建屋地上 2 階

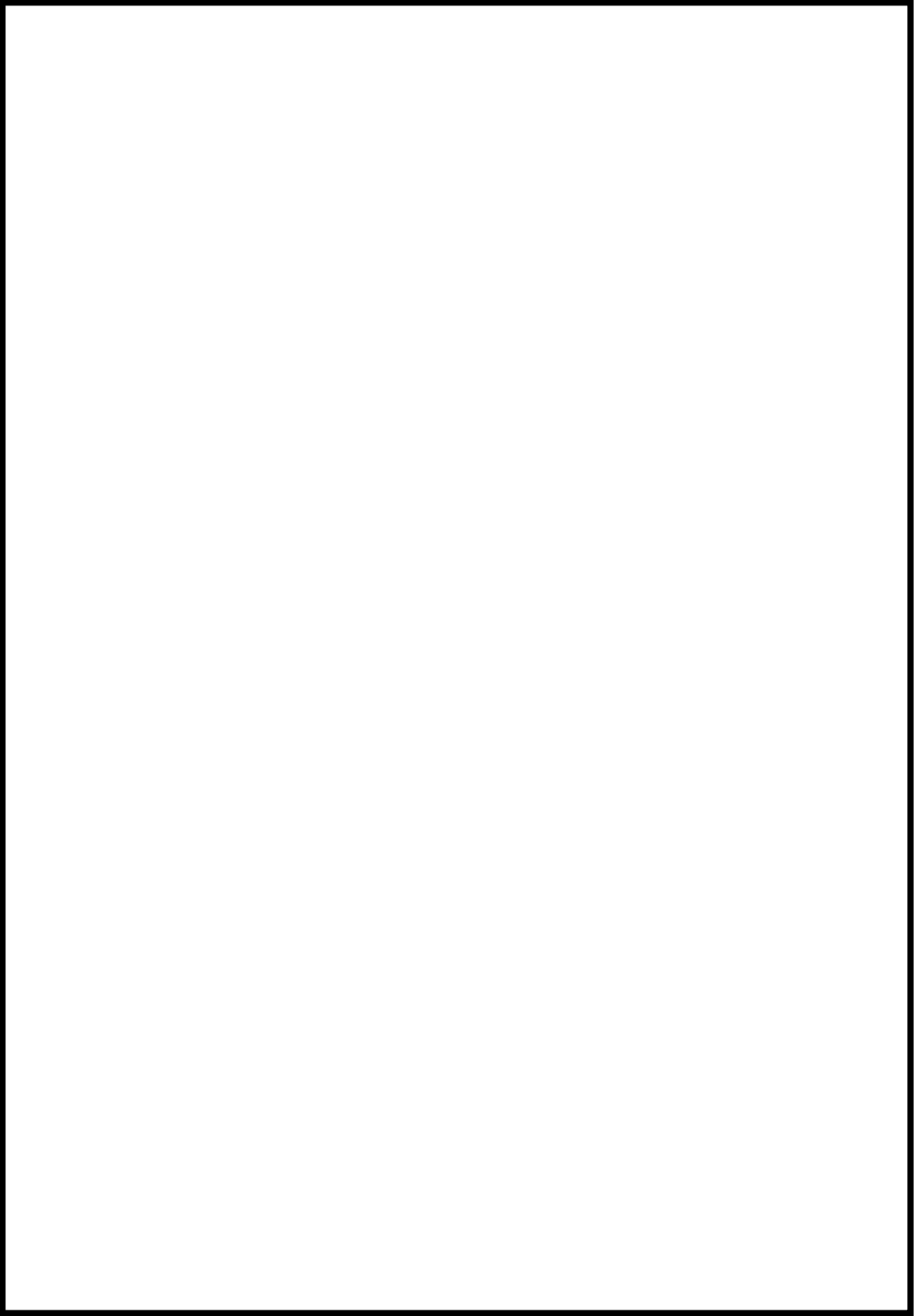


图 48-4-15 7 号炉原子炉建屋地上 1 階

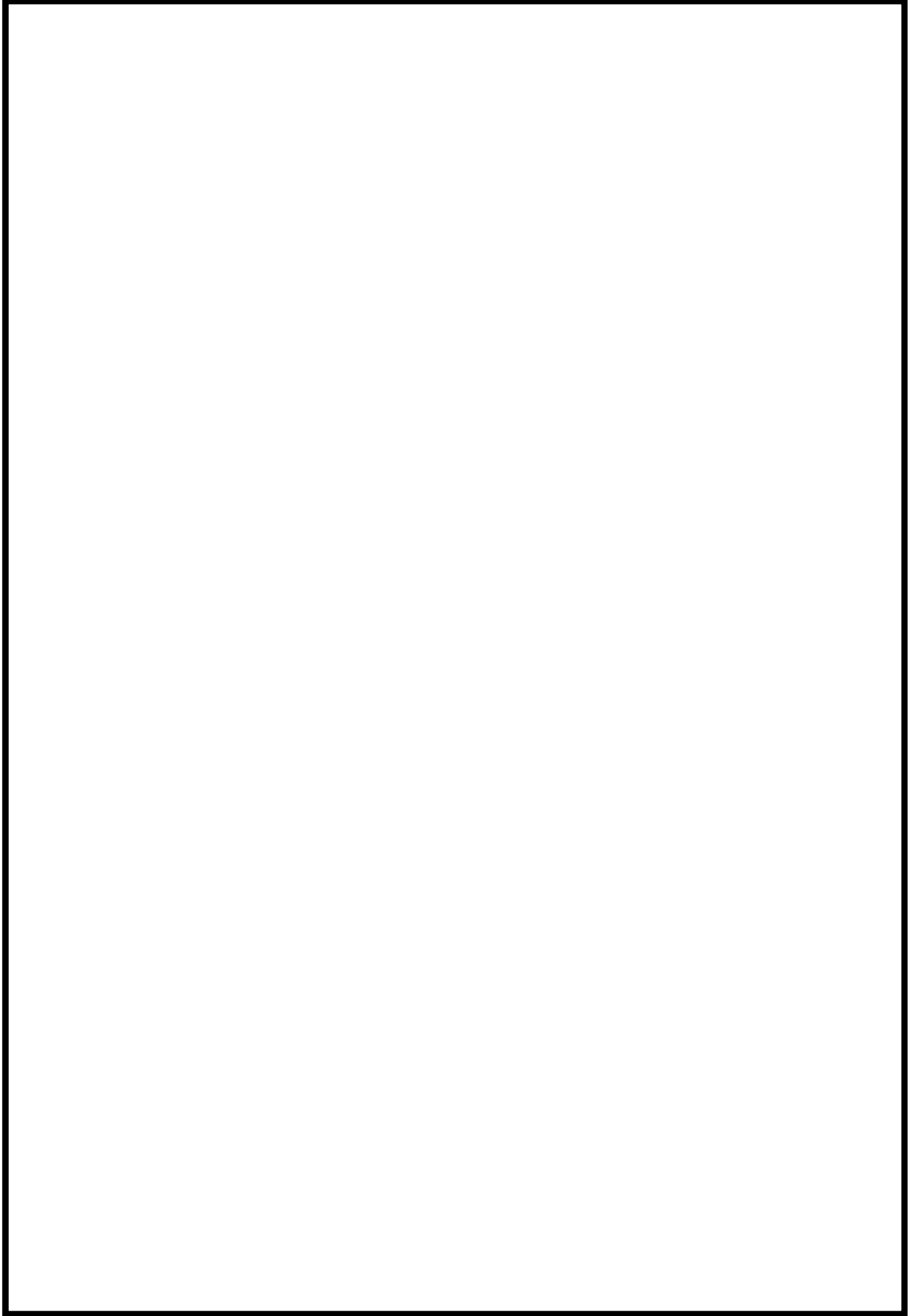


图 48-4-16 7 号炉原子炉建屋地下 2 階

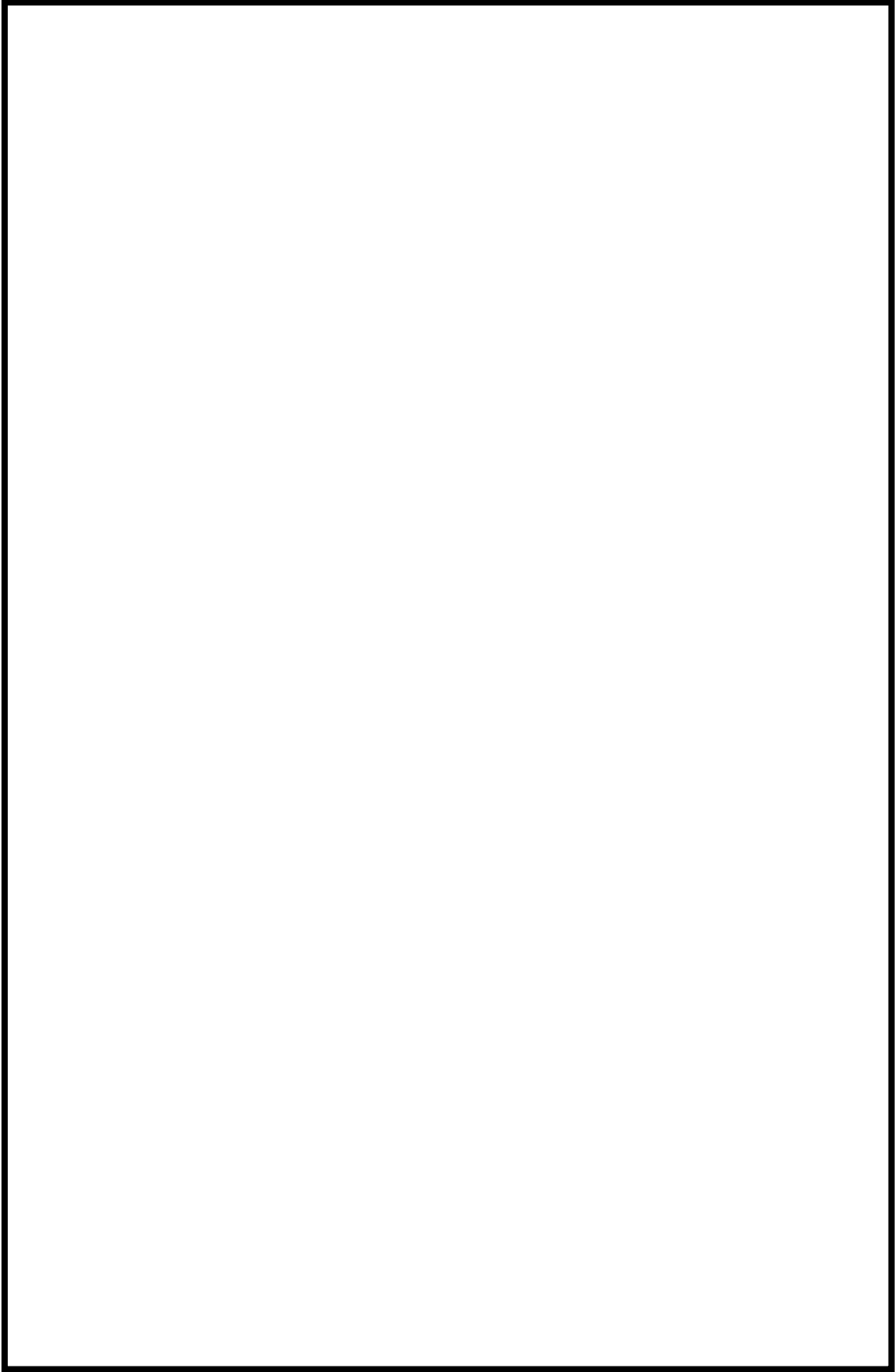


图 48-4-17 7 号炉原子炉建屋地下 3 階

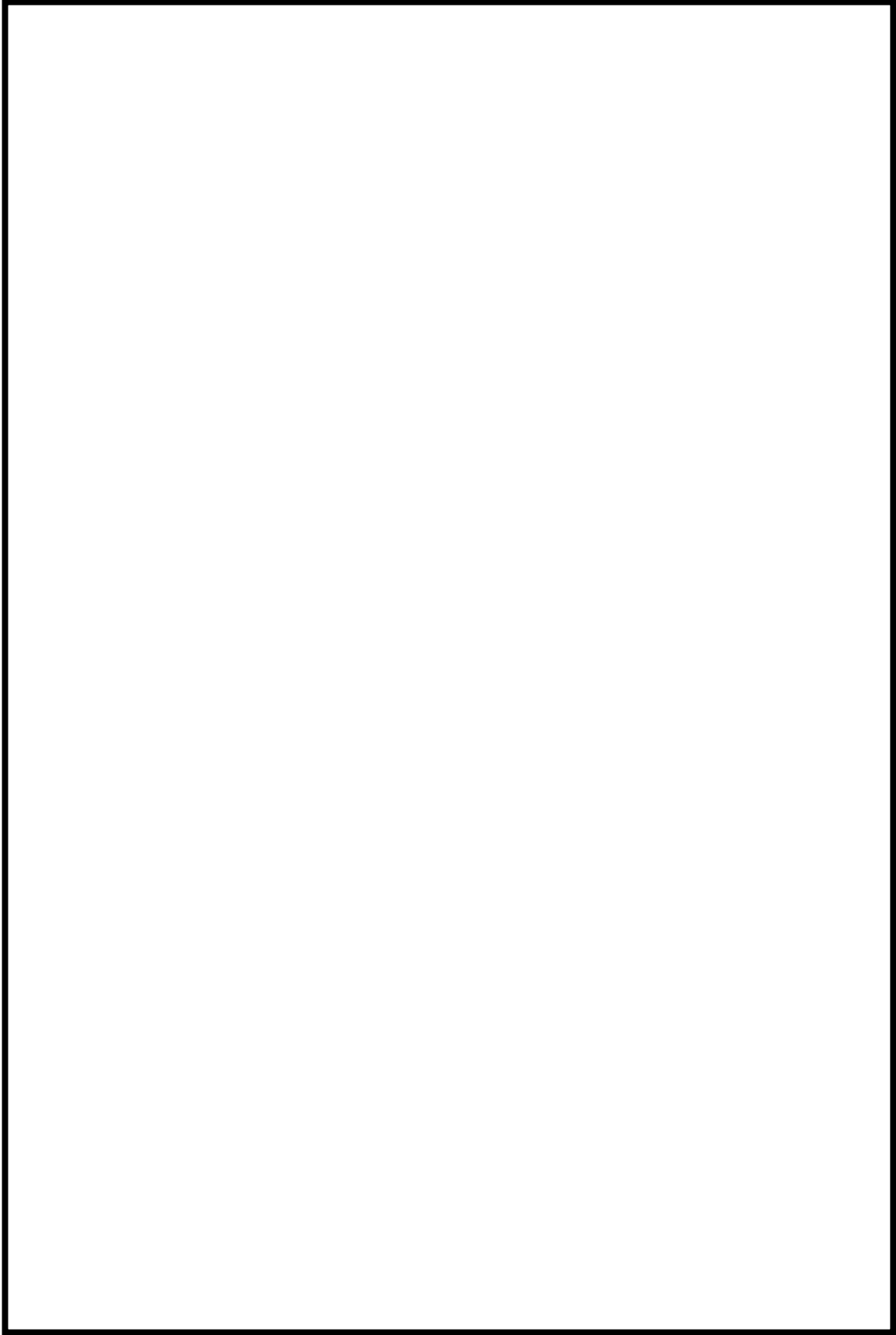


図 48-4-18 7号炉タービン建屋地上1階

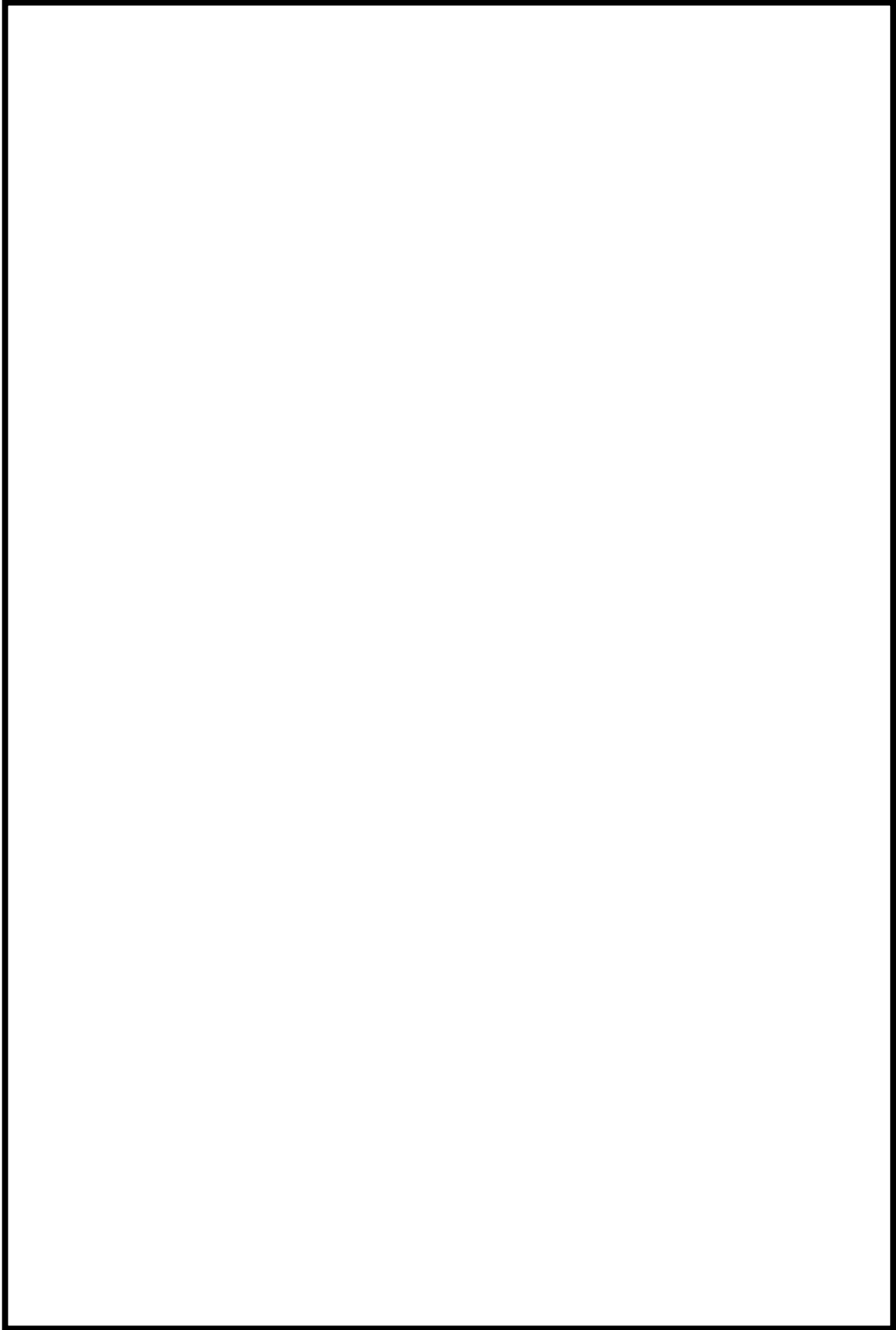


図 48-4-19 7号炉タービン建屋地下1階

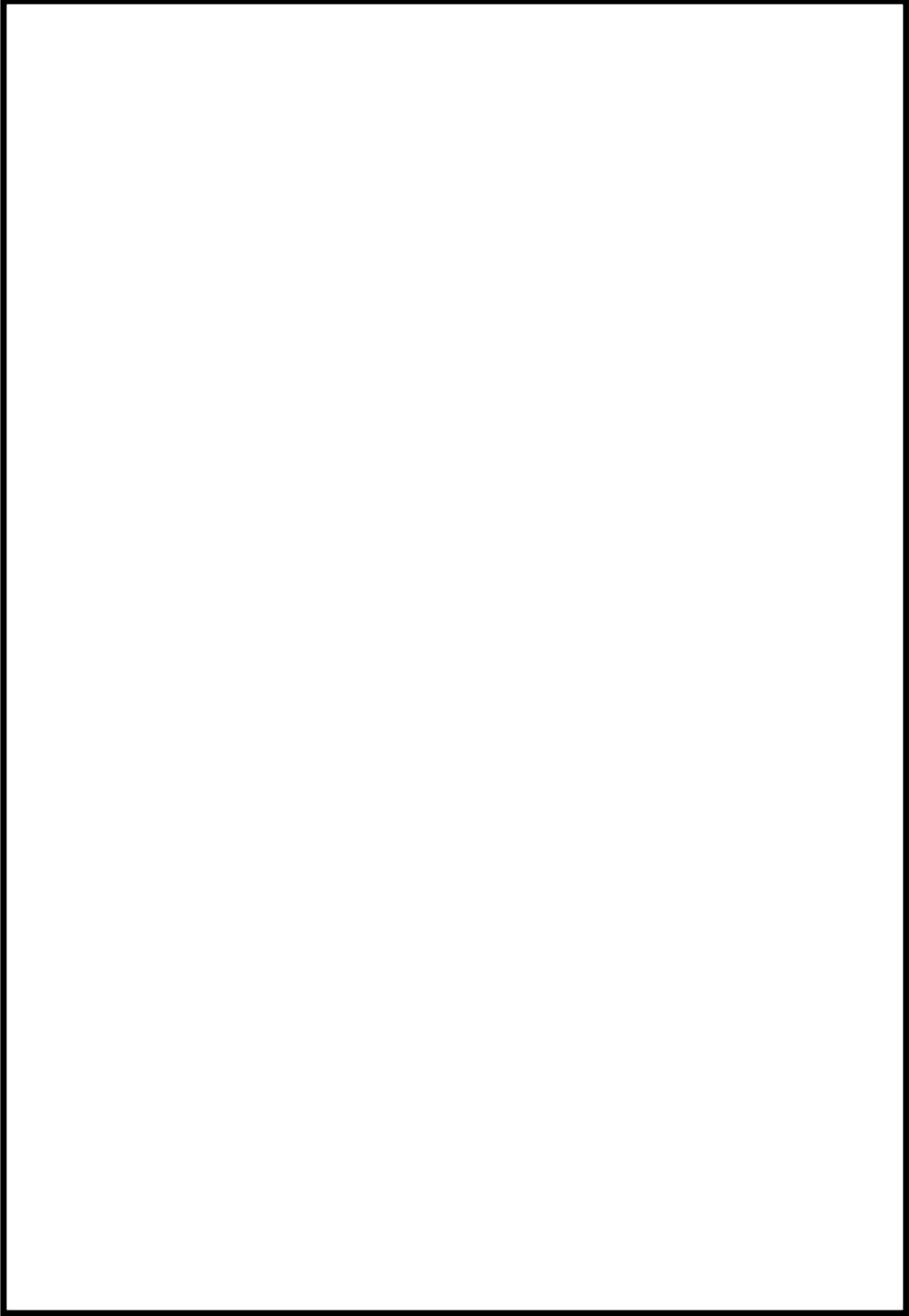


図 48-4-20 6 / 7 号炉コントロール建屋地下 2 階

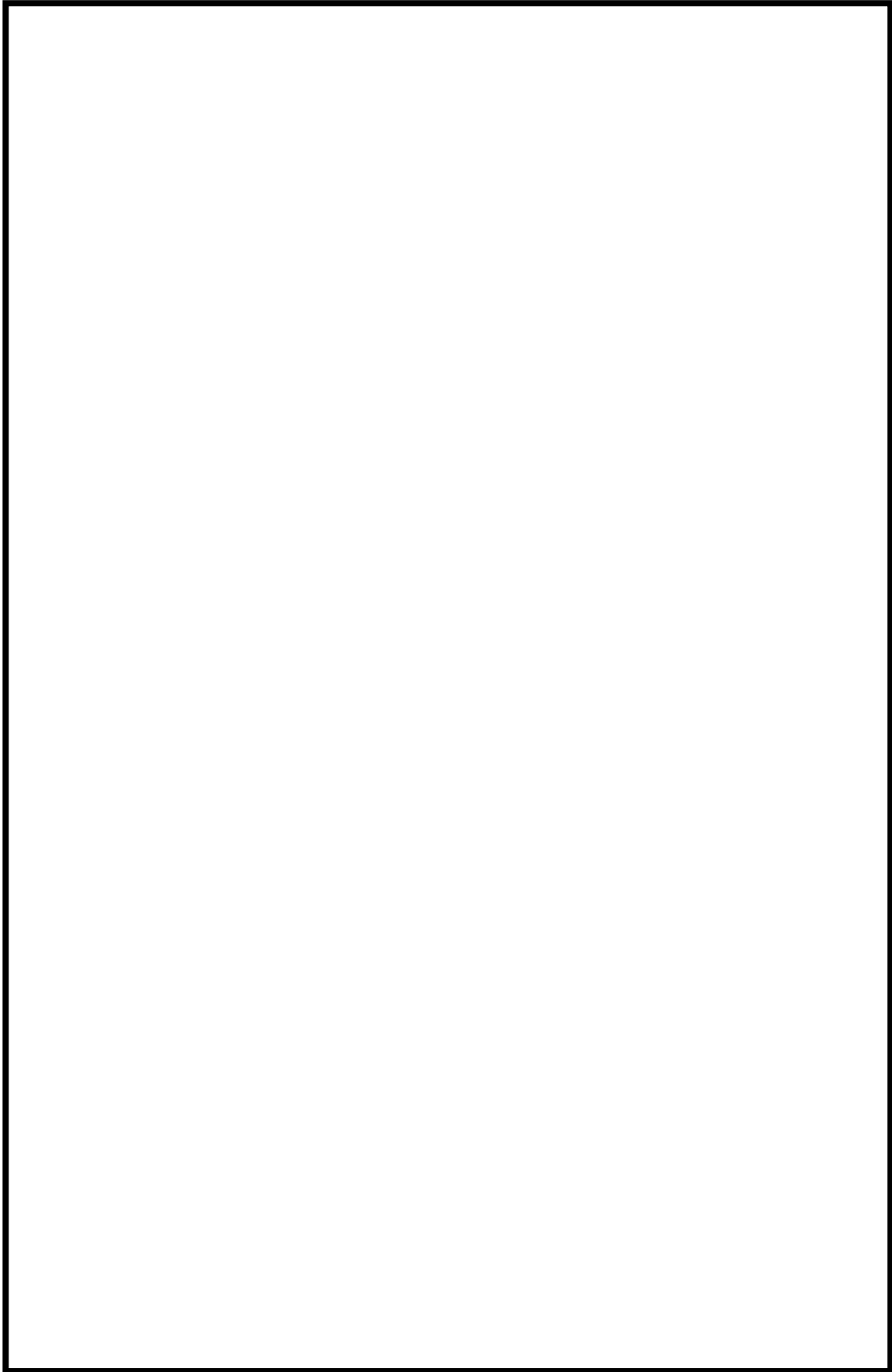


図 48-4-21 代替原子炉補機冷却系 接続口配置図 (6/7 号炉)

【格納容器圧力逃がし装置，及び耐圧強化ベント系】

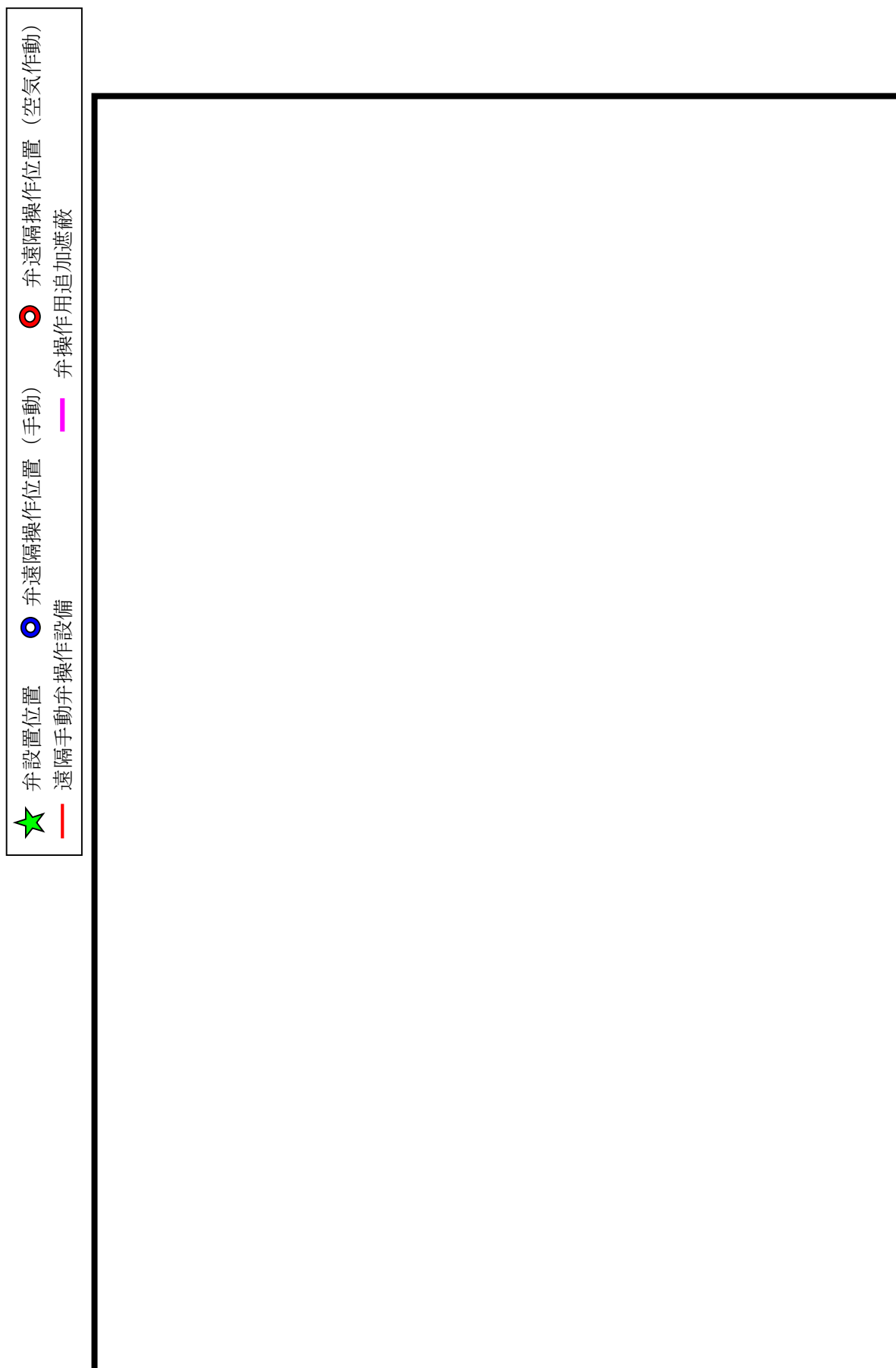


図 48-4-22 格納容器圧力逃がし装置，及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (6号炉) 1 / 3

- ★ 弁設置位置
- 弁遠隔操作位置 (手動)
- 弁遠隔操作位置 (空気作動)
- 遠隔手動弁操作設備
- 弁操作追加遮蔽

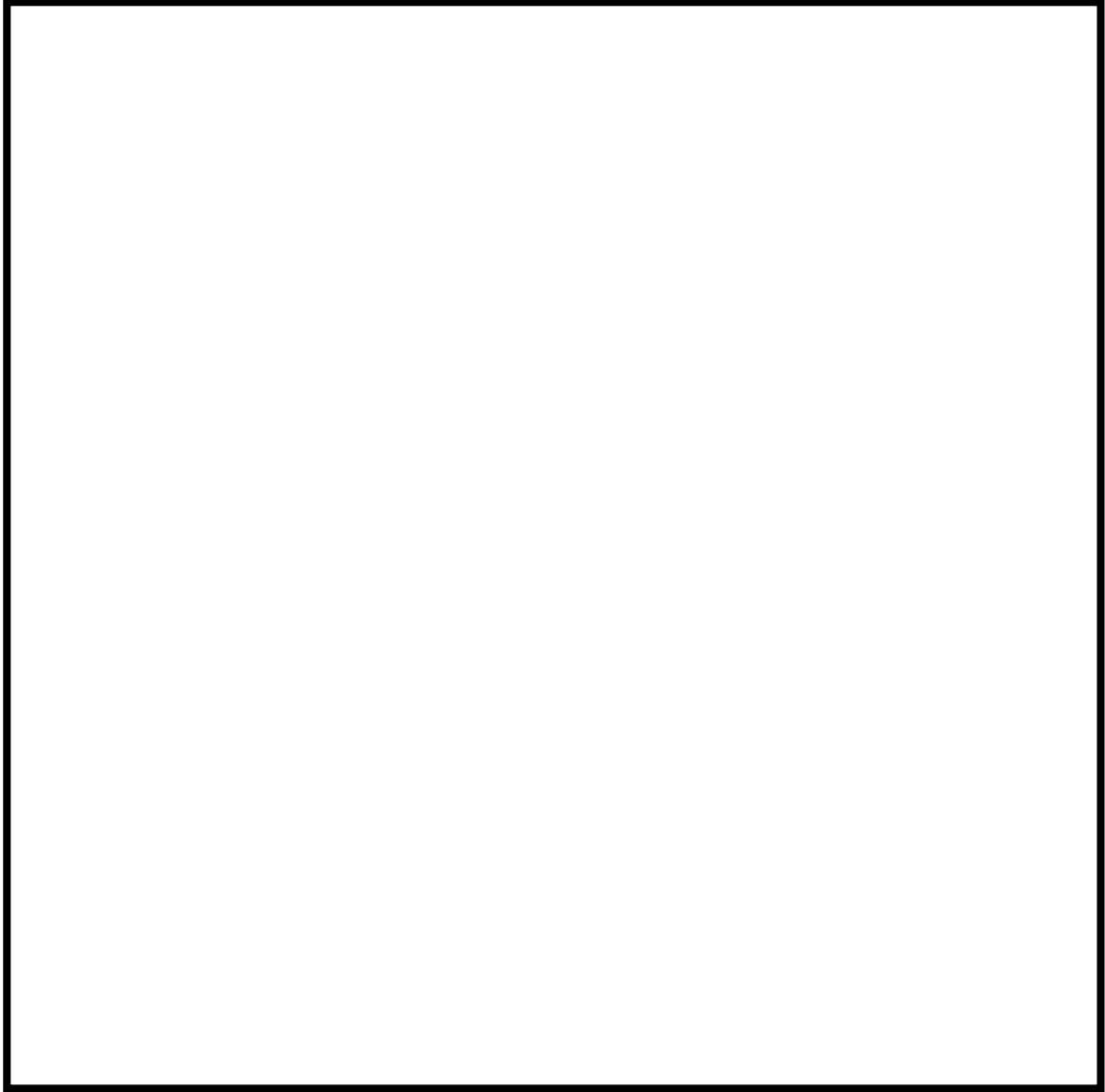


図 48-4-23 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (6 号炉) 2 / 3

★	弁設置位置	●	弁遠隔操作位置 (手動)	◎	弁遠隔操作位置 (空気作動)
—	遠隔手動弁操作設備	—	弁操作用追加遮蔽		

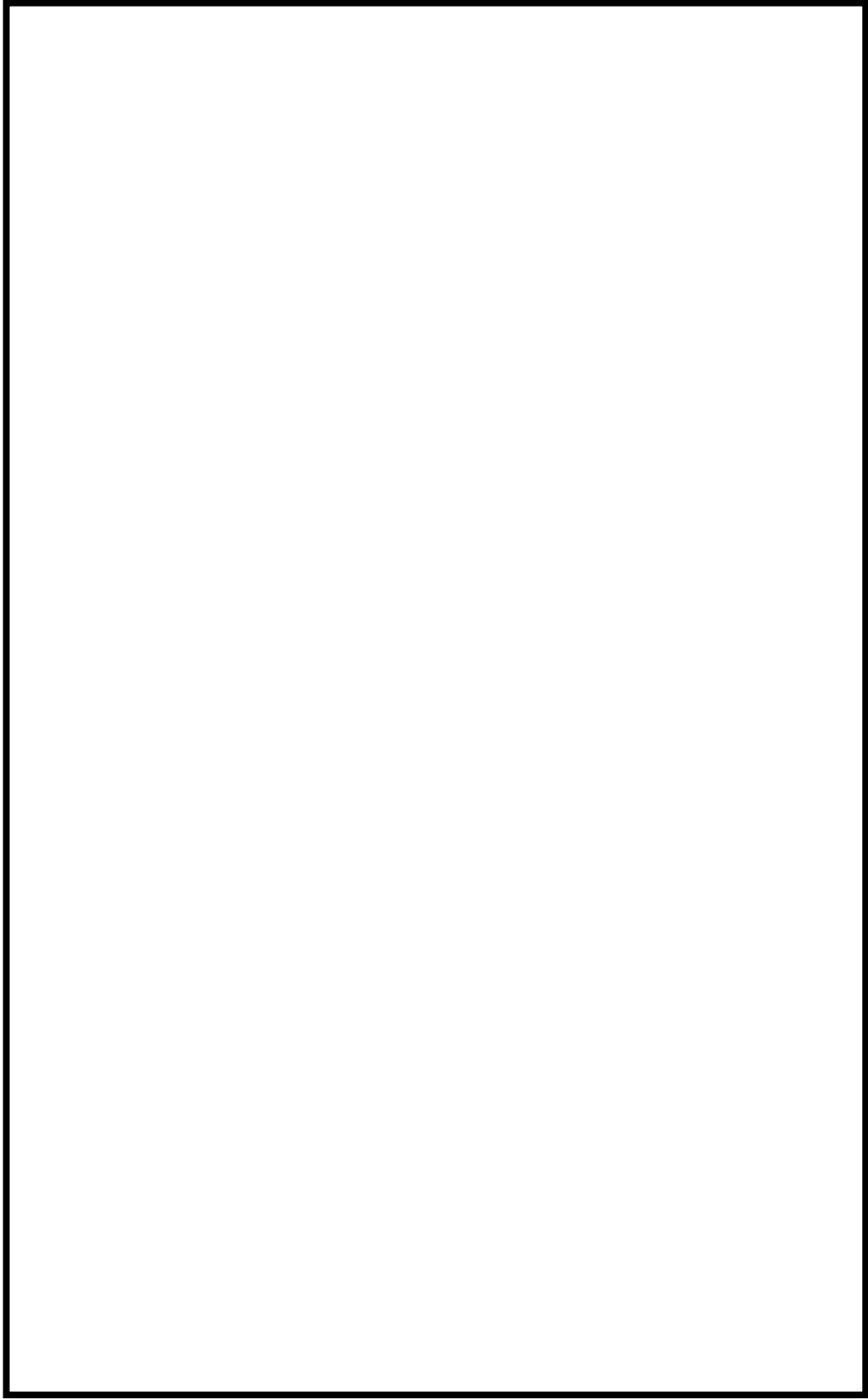


図 48-4-24 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (6号炉) 3 / 3

★ 弁設置位置



図 48-4-25 格納容器圧力逃がし装置，及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図（7号炉） 1 / 4

- ★ 弁設置位置
- 弁遠隔操作位置 (手動)
- 弁遠隔操作位置 (空気作動)
- 遠隔手動弁操作設備
- 弁操作用追加遮蔽

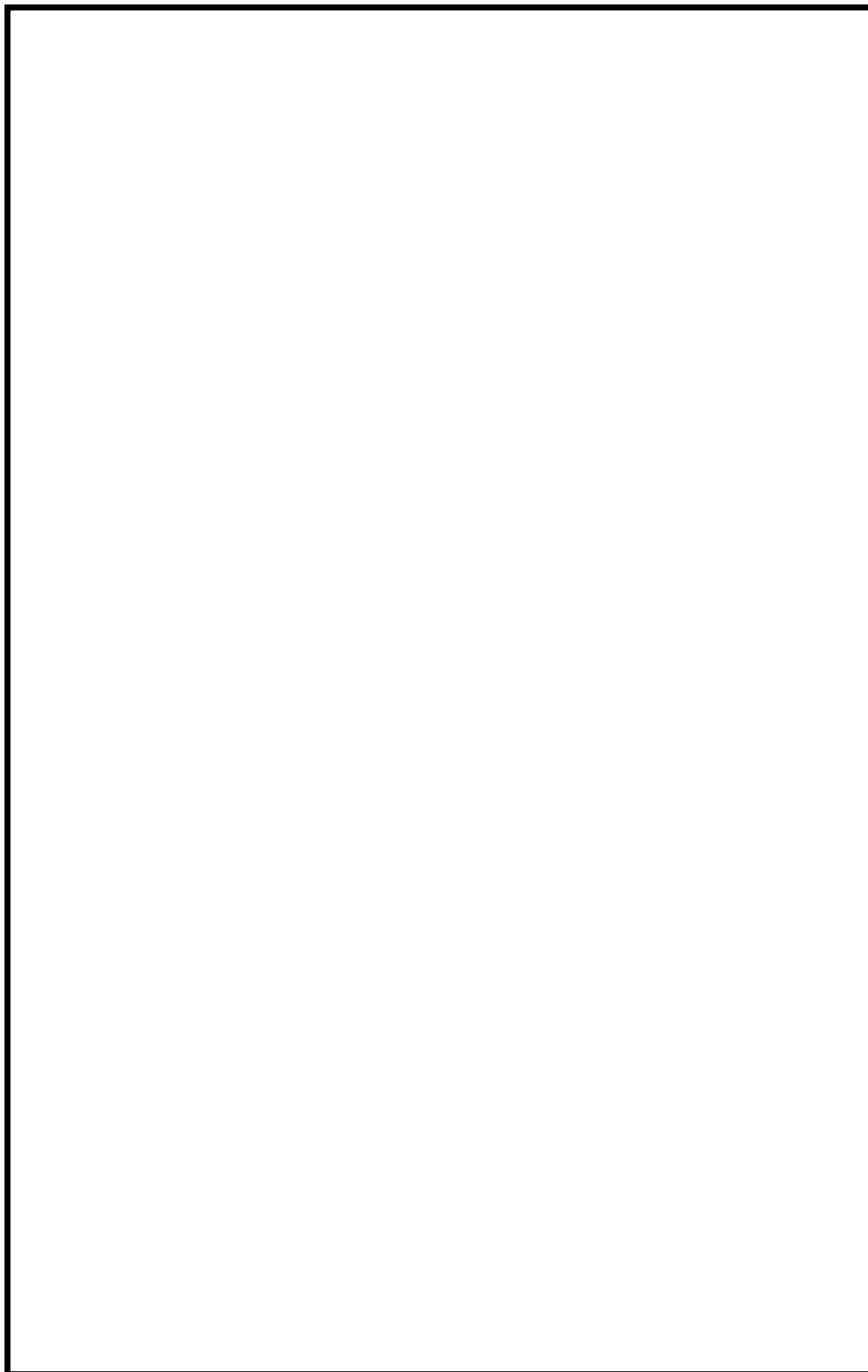


図 48-4-26 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (7号炉) 2 / 4

- ★ 弁設置位置
- 弁遠隔操作位置 (手動)
- 弁遠隔操作位置 (空気作動)
- 遠隔手動弁操作設備
- 弁操作追加遮蔽

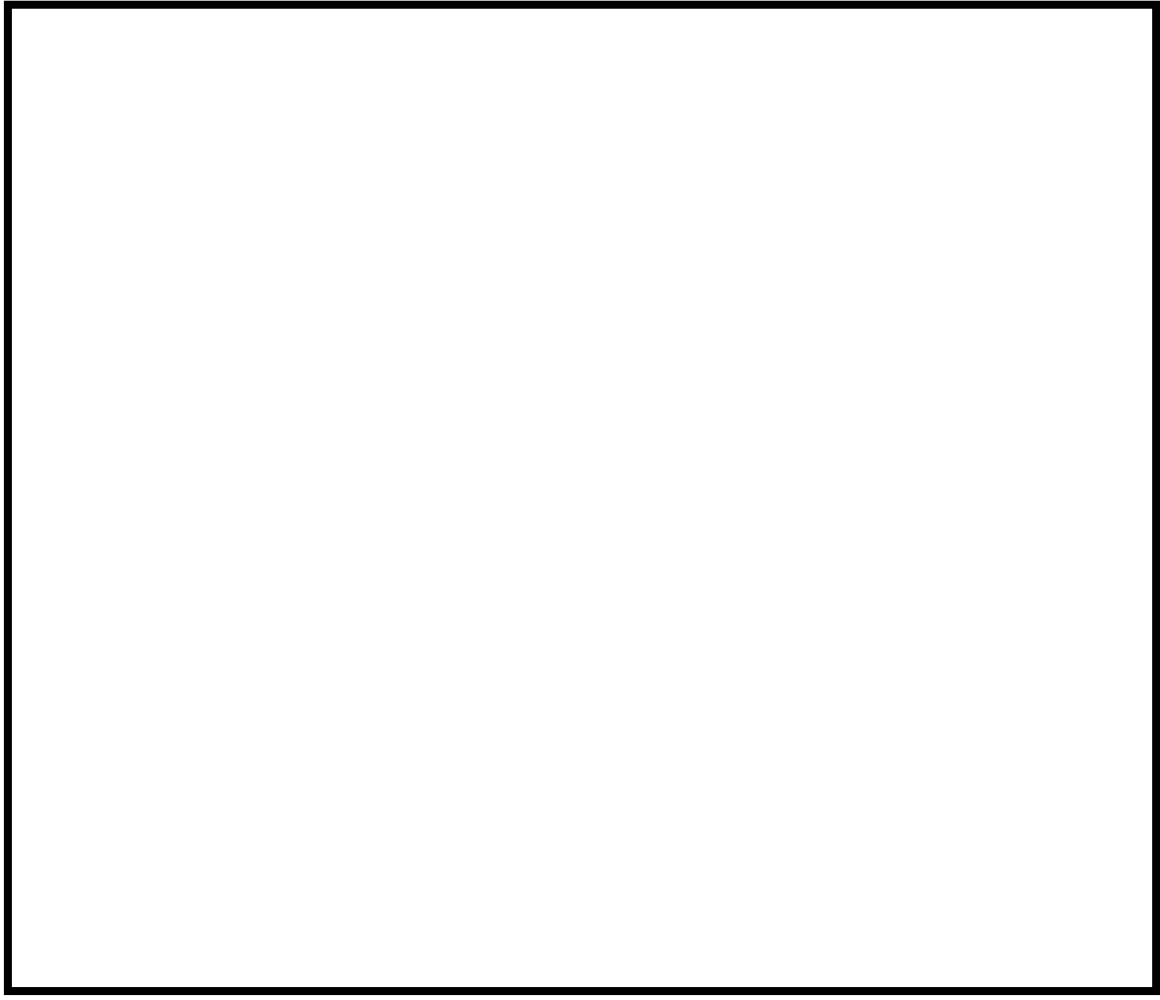


図 48-4-27 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (7 号炉) 3 / 4

- ★ 弁設置位置
- 弁遠隔操作位置 (手動)
- 弁遠隔操作位置 (空気作動)
- 遠隔手動弁操作設備
- 弁操作追加遮蔽

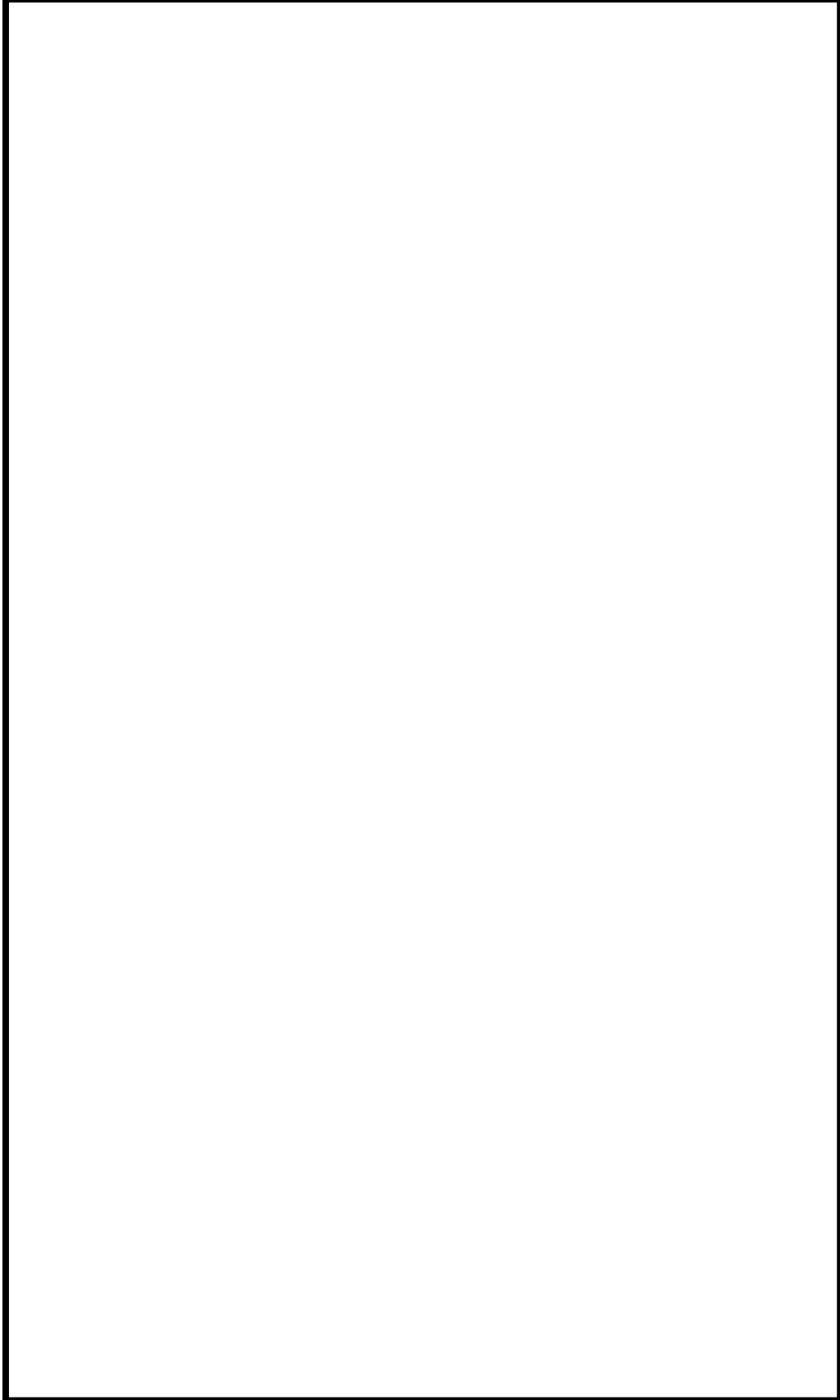


図 48-4-28 格納容器圧力逃がし装置, 及び耐圧強化ベント系の弁操作位置図 (7号炉) 4 / 4

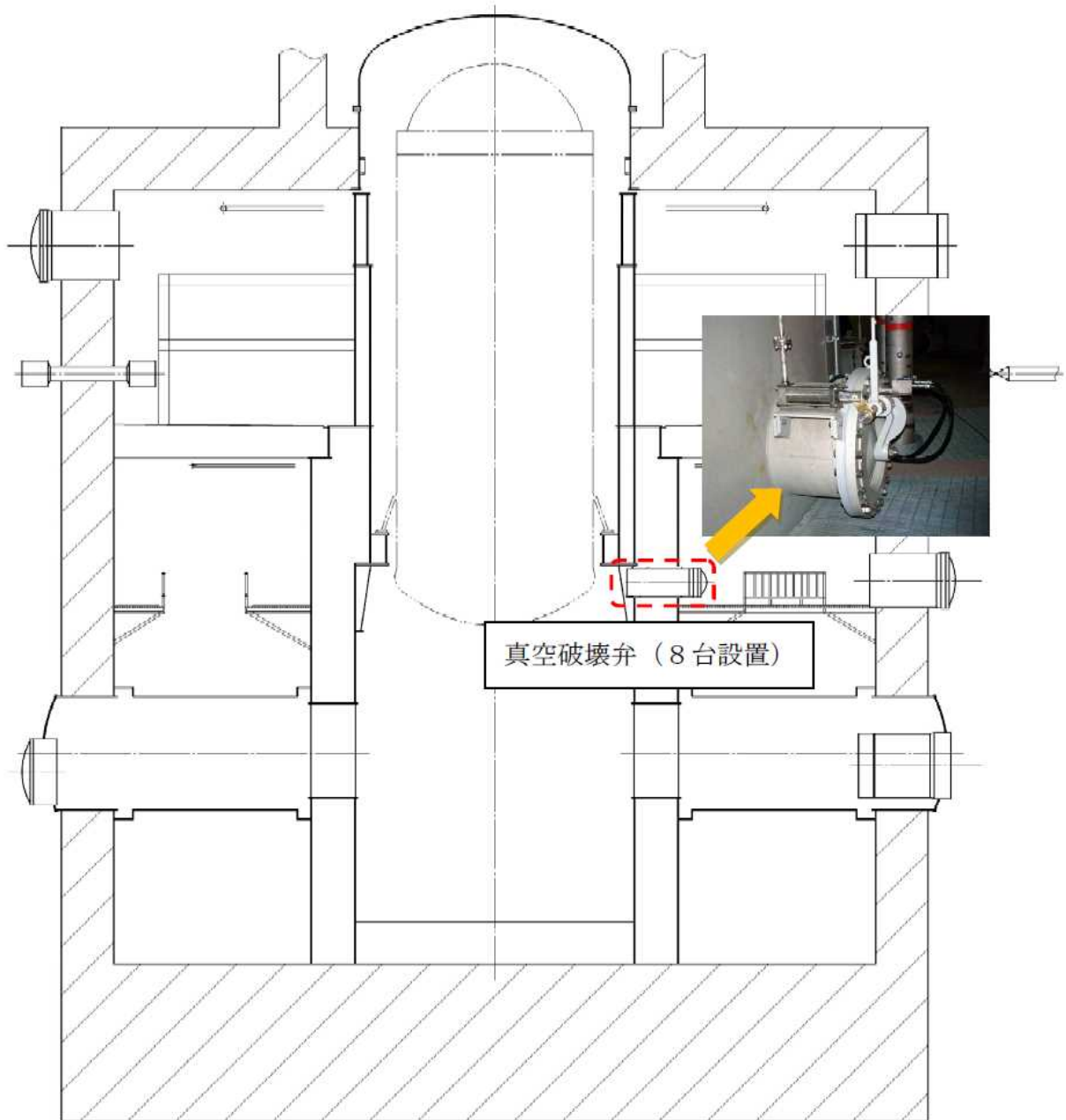


図 48-4-29 6/7 号炉 真空破壊弁 (S/C→D/W) 設置位置図

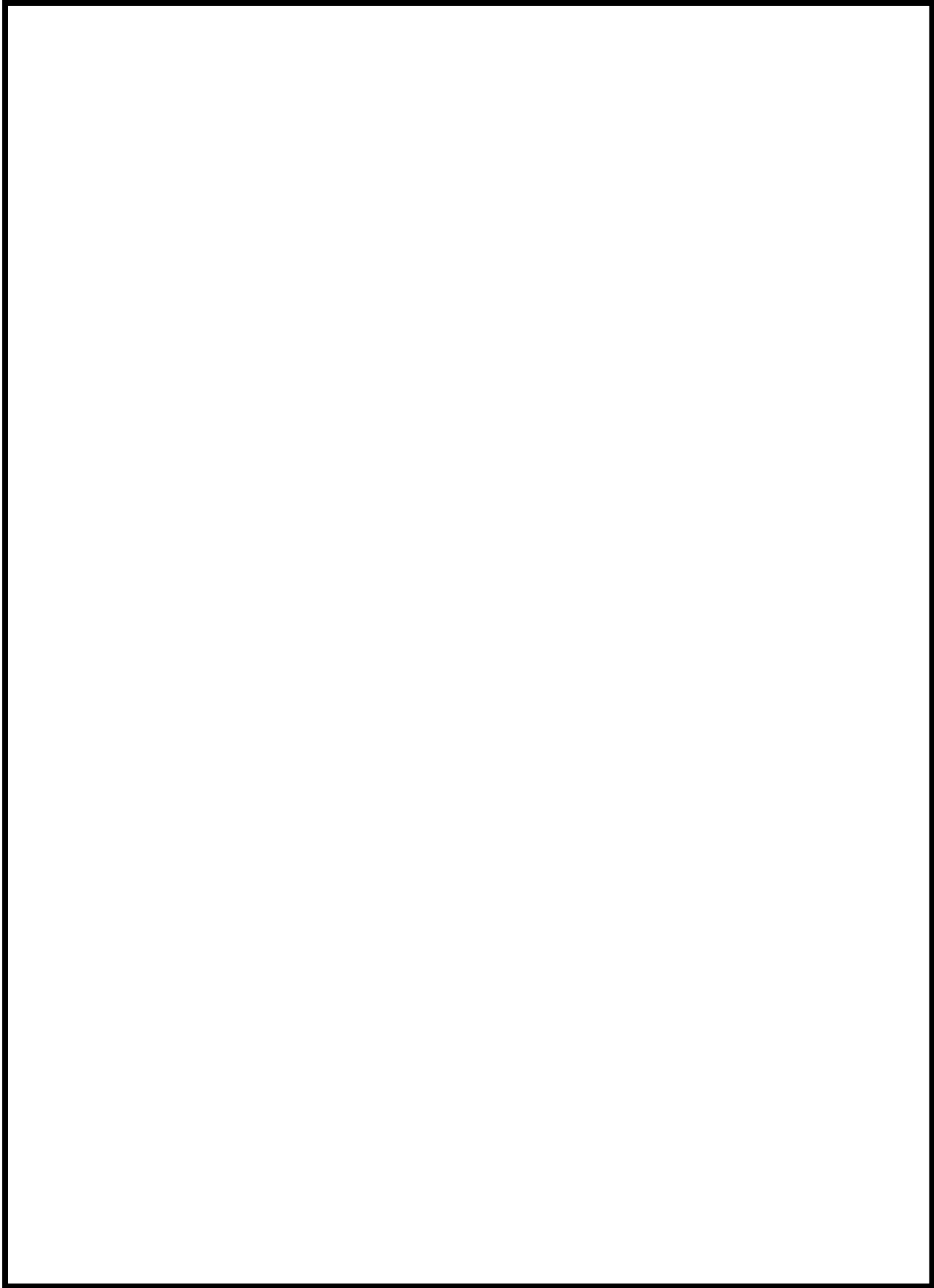


图 48-4-30 6/7 号炉 中央制御室配置图

48-5
系統図

【代替原子炉補機冷却系】

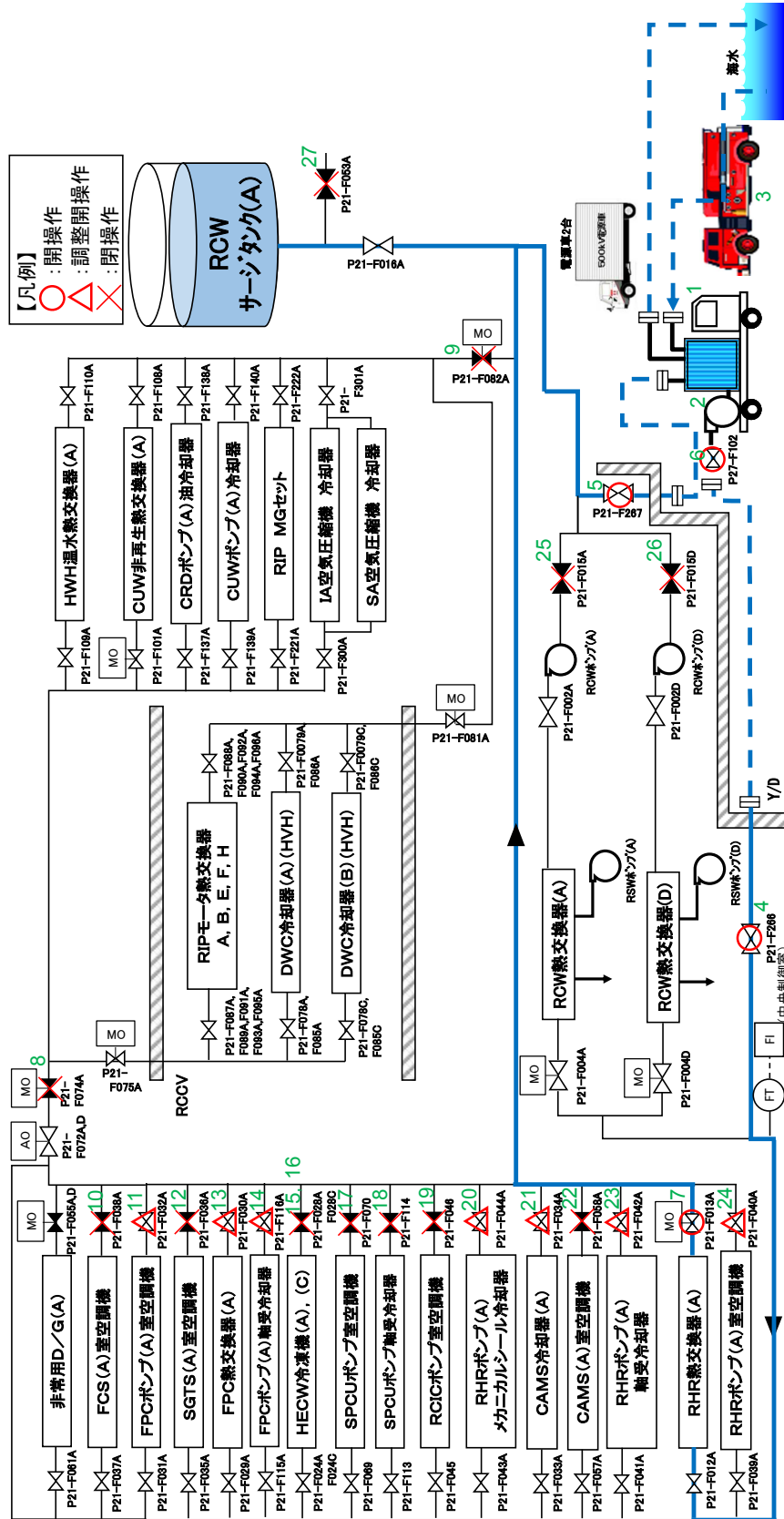


図 48-5-1 代替原子炉補機冷却系 系統概要図 (6号炉 A系)

表 48-5-1 代替原子炉補機冷却系 機器リスト (6号炉A系)

No	機器名称
1	熱交換器ユニット
2	代替原子炉補機冷却水ポンプ
3	大容量送水車 (熱交換器ユニット用)
4	代替冷却系供給ライン北側接続口隔離弁(A)
5	代替冷却系戻りライン北側接続口隔離弁(A)
6	熱交換器ユニット流量調整弁
7	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水出口弁
8	常用冷却水供給側分離弁(A)
9	常用冷却水戻り側分離弁(A)
10	可燃性ガス濃度制御系(A)室空調機冷却水出口弁
11	燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)室空調機冷却水出口弁
12	非常用ガス処理系室(A)空調機冷却水出口弁
13	燃料プール冷却浄化系熱交換機(A)冷却水出口弁
14	燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)軸受冷却器冷却水出口弁
15	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)冷却水出口弁
16	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)冷却水出口弁
17	サプレッションプール浄化系ポンプ室空調機冷却水出口弁
18	サプレッションプール浄化系ポンプ軸受冷却器冷却水出口弁
19	原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機冷却水出口弁
20	残留熱除去系ポンプ(A)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁
21	格納容器内雰囲気モニタ系冷却器(A)冷却水出口弁
22	納容器内雰囲気モニタ系(A)室空調機冷却水出口弁
23	残留熱除去系ポンプ(A)モータ軸受冷却器冷却水出口弁
24	残留熱除去系ポンプ(A)室空調機冷却水出口弁
25	原子炉補機冷却水ポンプ(A)吸込弁
26	原子炉補機冷却水ポンプ(D)吸込弁
27	サージタンク(A)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁

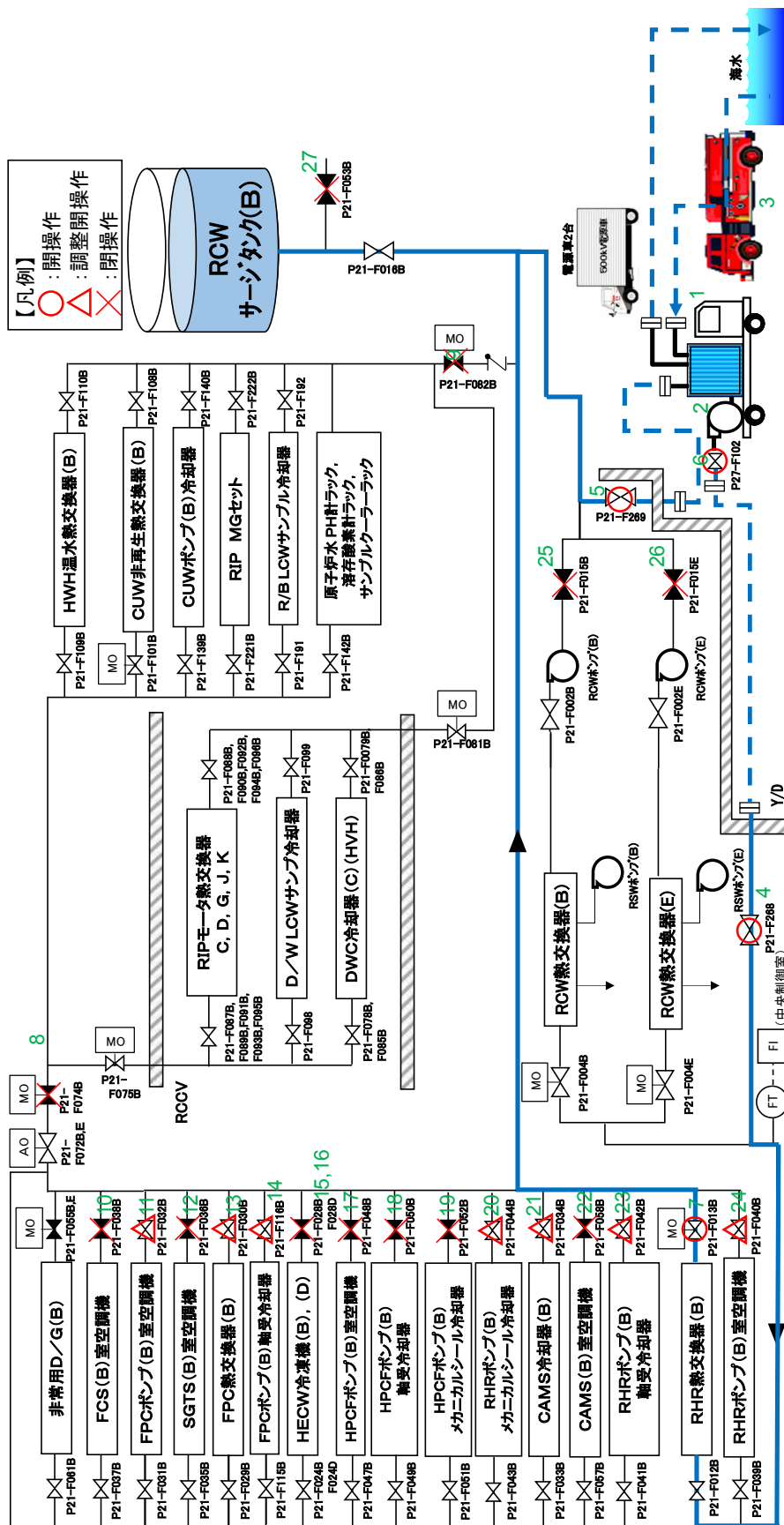


図 48-5-2 代替原子炉補機冷却系 系統概要図 (6号炉B系)

表 48-5-2 代替原子炉補機冷却系 機器リスト (6号炉B系)

No	機器名称
1	熱交換器ユニット
2	代替原子炉補機冷却水ポンプ
3	大容量送水車 (熱交換器ユニット用)
4	代替冷却系供給ライン隔離弁(B)
5	代替冷却系戻りライン隔離弁(B)
6	熱交換器ユニット流量調整弁
7	残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁
8	常用冷却水供給側分離弁(B)
9	常用冷却水戻り側分離弁(B)
10	可燃性ガス濃度制御系(B)室空調機冷却水出口弁
11	燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)室空調機冷却水出口弁
12	非常用ガス処理系室(B)空調機冷却水出口弁
13	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)冷却水出口弁
14	燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)軸受冷却器冷却水出口弁
15	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水出口弁
16	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水出口弁
17	高圧炉心注水系ポンプ(B)室空調機冷却水出口弁
18	高圧炉心注水系ポンプ(B)モータ軸受冷却器冷却水出口弁
19	高圧炉心注水系ポンプ(B)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁
20	残留熱除去系ポンプ(B)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁
21	格納容器内雰囲気モニタ系冷却器(B)冷却水出口弁
22	格納容器内雰囲気モニタ系(B)室空調機冷却水出口弁
23	残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器冷却水出口弁
24	残留熱除去系ポンプ(B)室空調機冷却水出口弁
25	原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁
26	原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁
27	換気空調補機非常用冷却水系降水管(B)タイライン止め弁

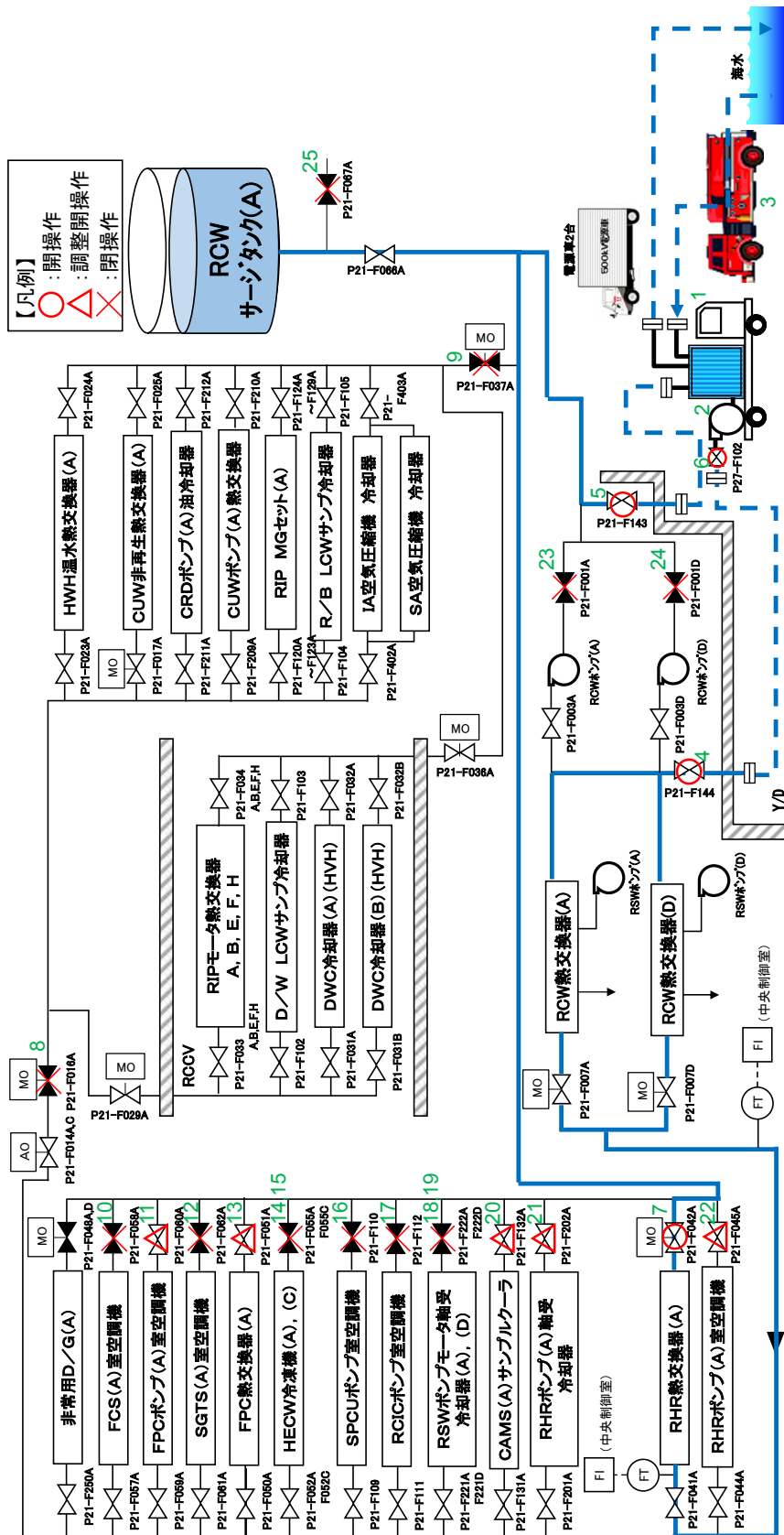


図 48-5-3 代替原子炉補機冷却系 系統概要図 (7号炉 A系)

表 48-5-3 代替原子炉補機冷却系 機器リスト (7号炉 A系)

No	機器名称
1	熱交換器ユニット
2	代替原子炉補機冷却水ポンプ
3	大容量送水車 (熱交換器ユニット用)
4	代替冷却水供給止め弁 (A)
5	代替冷却水戻り止め弁 (A)
6	熱交換器ユニット流量調整弁
7	残留熱除去系熱交換器 (A) 冷却水出口弁
8	常用冷却水供給側分離弁 (A)
9	常用冷却水戻り側分離弁 (A)
10	可燃性ガス濃度制御系室空調機 (A) 出口弁
11	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機 (A) 出口弁
12	非常用ガス処理系室空調機 (A) 出口弁
13	燃料プール冷却浄化系熱交換器 (A) 出口弁
14	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機 (A) 冷却水温度調節弁後弁
15	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機 (C) 冷却水温度調節弁後弁
16	サプレッションプール浄化系ポンプ室空調機出口弁
17	原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機出口弁
18	原子炉補機冷却海水ポンプ (A) 電動機軸受出口弁
19	原子炉補機冷却海水ポンプ (D) 電動機軸受出口弁
20	格納容器内雰囲気モニタラック (A) 出口弁
21	残留熱除去系ポンプ (A) 冷却水出口弁
22	残留熱除去系ポンプ室空調機 (A) 出口弁
23	原子炉補機冷却水系ポンプ (A) 吸込弁
24	原子炉補機冷却水系ポンプ (D) 吸込弁
25	サージタンク (A) 換気空調補機非常用冷却水系側出口弁

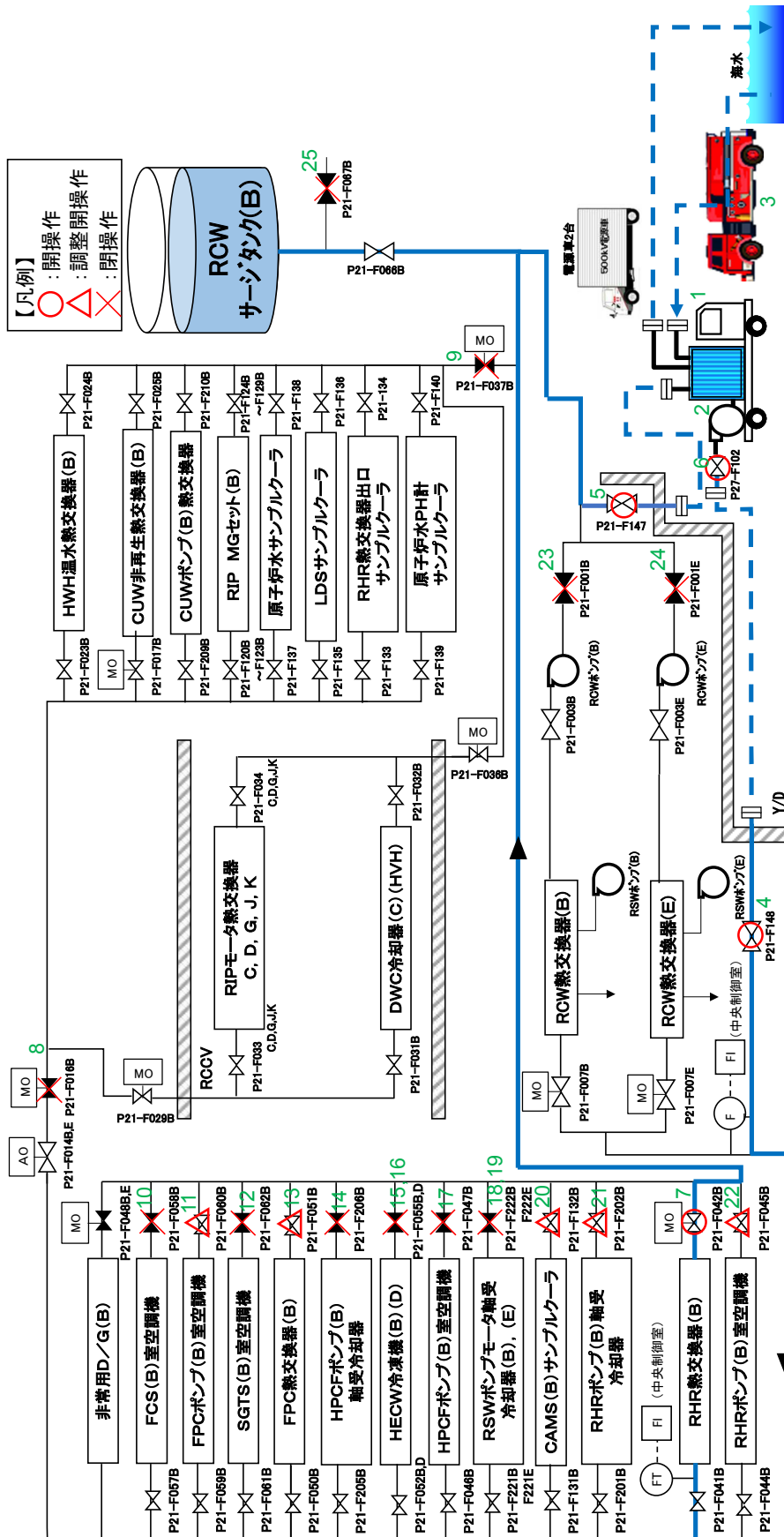


図 48-5-4 代替原子炉補機冷却系 系統概要図 (7号炉B系)

表 48-5-4 代替原子炉補機冷却系 機器リスト (7号炉B系)

No	機器名称
1	熱交換器ユニット
2	代替原子炉補機冷却水ポンプ
3	大容量送水車 (熱交換器ユニット用)
4	代替冷却水供給第二止め弁 (B)
5	代替冷却水戻り第二止め弁 (B)
6	熱交換器ユニット流量調整弁
7	残留熱除去系熱交換器 (B) 冷却水出口弁
8	常用冷却水供給側分離弁 (B)
9	常用冷却水戻り側分離弁 (B)
10	可燃性ガス濃度制御系室空調機 (B) 出口弁
11	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機 (B) 出口弁
12	非常用ガス処理系室空調機 (B) 出口弁
13	燃料プール冷却浄化系熱交換器 (B) 出口弁
14	高圧炉心注水系ポンプ (B) 冷却器冷却水出口弁
15	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機 (B) 冷却水温度調節弁後弁
16	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機 (D) 冷却水温度調節弁後弁
17	高圧炉心注水系ポンプ室空調機 (B) 出口弁
18	原子炉補機冷却海水ポンプ (B) 電動機軸受出口弁
19	原子炉補機冷却海水ポンプ (E) 電動機軸受出口弁
20	格納容器雰囲気モニタ系ラック (B) 出口弁
21	残留熱除去系ポンプ (B) 冷却水出口弁
22	残留熱除去系ポンプ室空調機 (B) 出口弁
23	原子炉補機冷却水系ポンプ (B) 吸込弁
24	原子炉補機冷却水系ポンプ (E) 吸込弁
25	サージタンク (B) 換気空調補機非常用冷却水系側出口弁

- (Red line) : 重大事故等対処設備 (主要設備)
- (Blue line) : 重大事故等対処設備 (附属設備)
- (Green circle) : 弁名称を次頁に示す

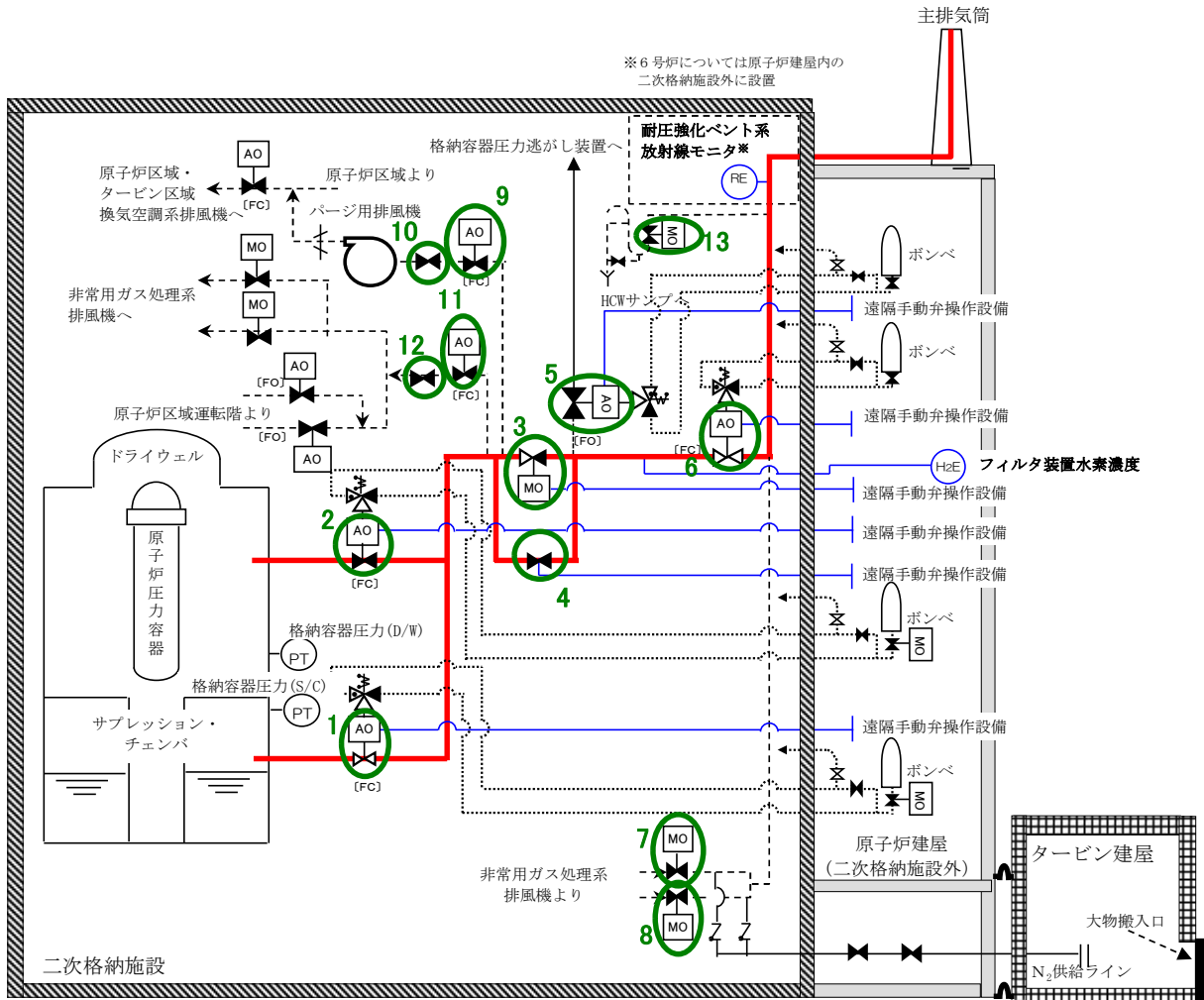


図 48-5-3 耐圧強化ベント系 概略構成図

表 48-5-3 耐圧強化ベント系 弁リスト

No.	弁名称
1	一次隔離弁 (サプレッション・チェンバ側)
2	一次隔離弁 (ドライウエル側)
3	二次隔離弁
4	二次隔離弁バイパス弁
5	フィルタ装置入口弁
6	耐圧強化ベント弁
7	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口弁(A)
8	非常用ガス処理系 フィルタ装置出口弁(B)
9	非常用ガス処理系 第一隔離弁
10	非常用ガス処理系 第二隔離弁
11	換気空調系 第一隔離弁
12	換気空調系 第二隔離弁
13	非常用ガス処理系 Uシール隔離弁

48-6
試験及び検査

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

【代替原子炉補機冷却系】

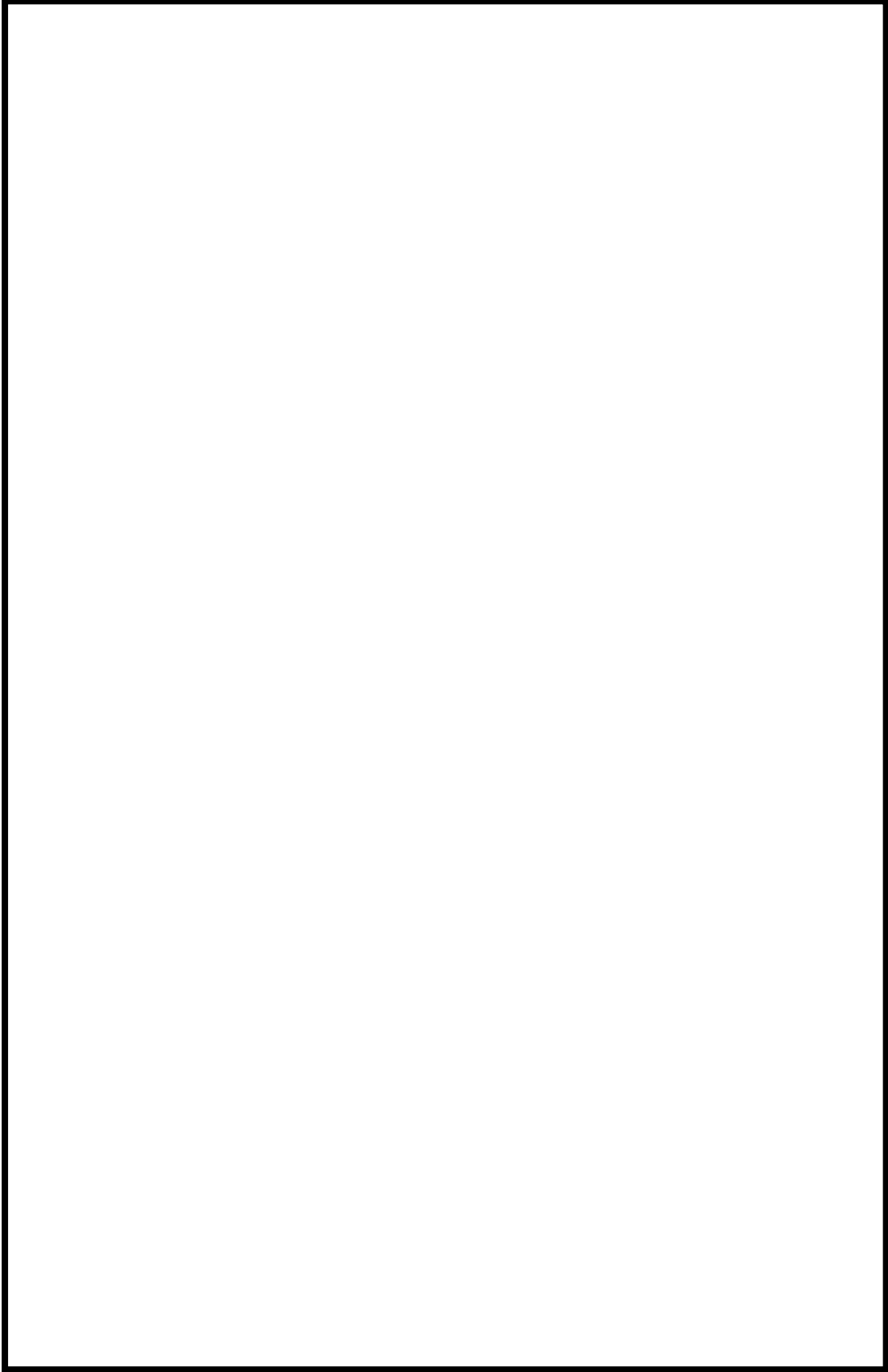


図 48-6-1 代替原子炉補機冷却系熱交換器図 (6号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

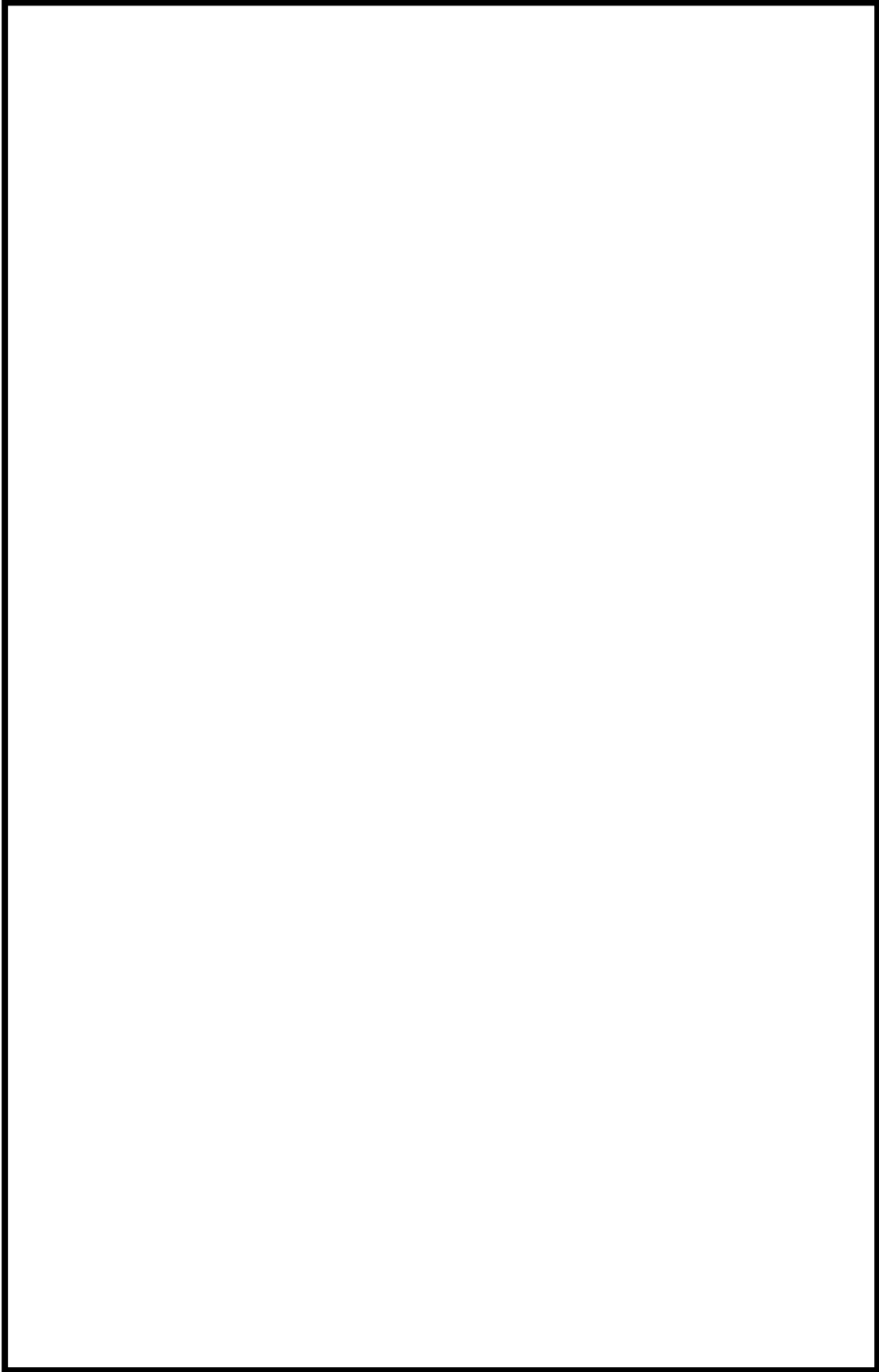


図 48-6-2 代替原子炉補機冷却水ポンプ図 (6号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

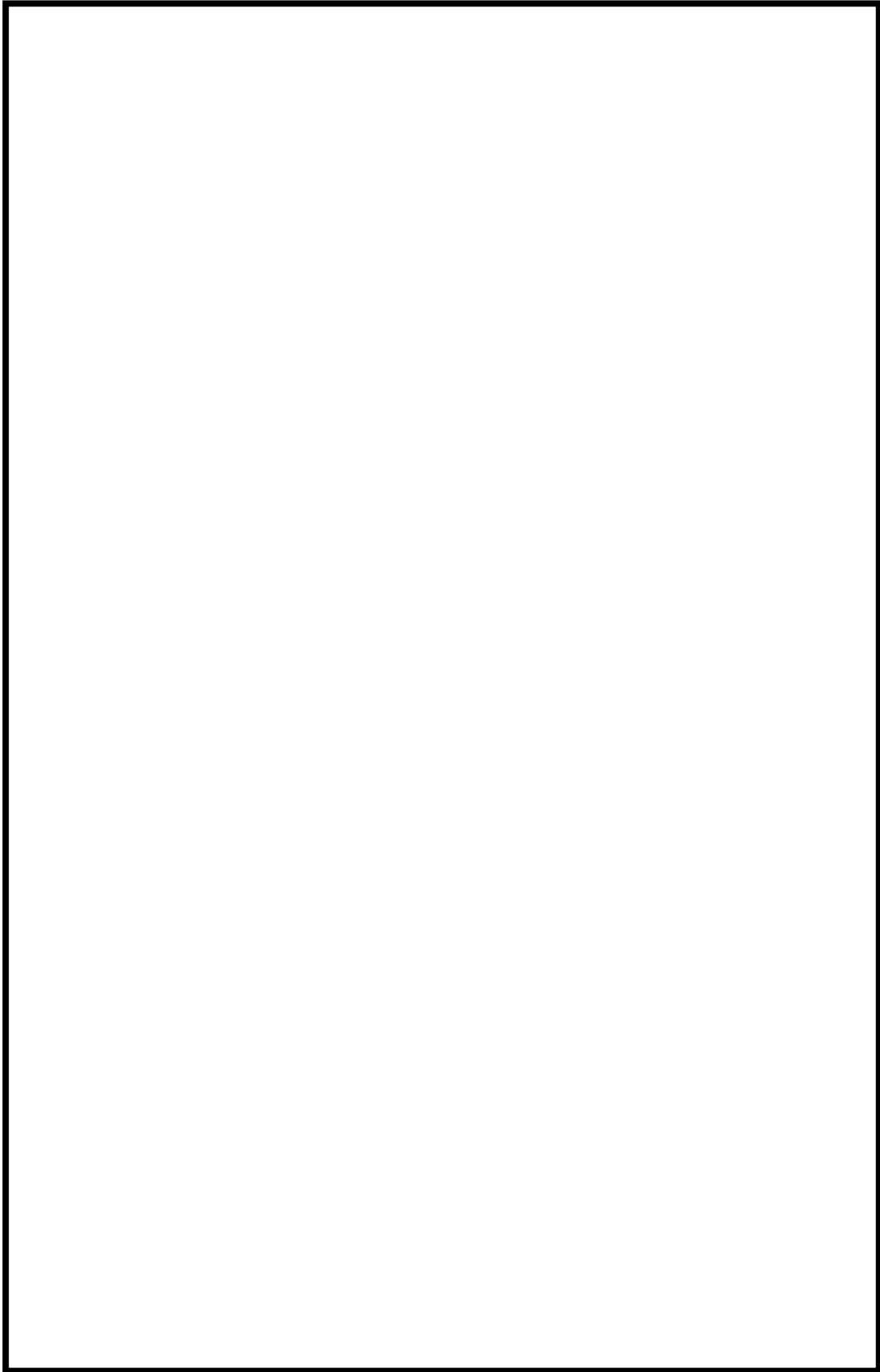


図 48-6-3 代替原子炉補機冷却系熱交換器図 (7 号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

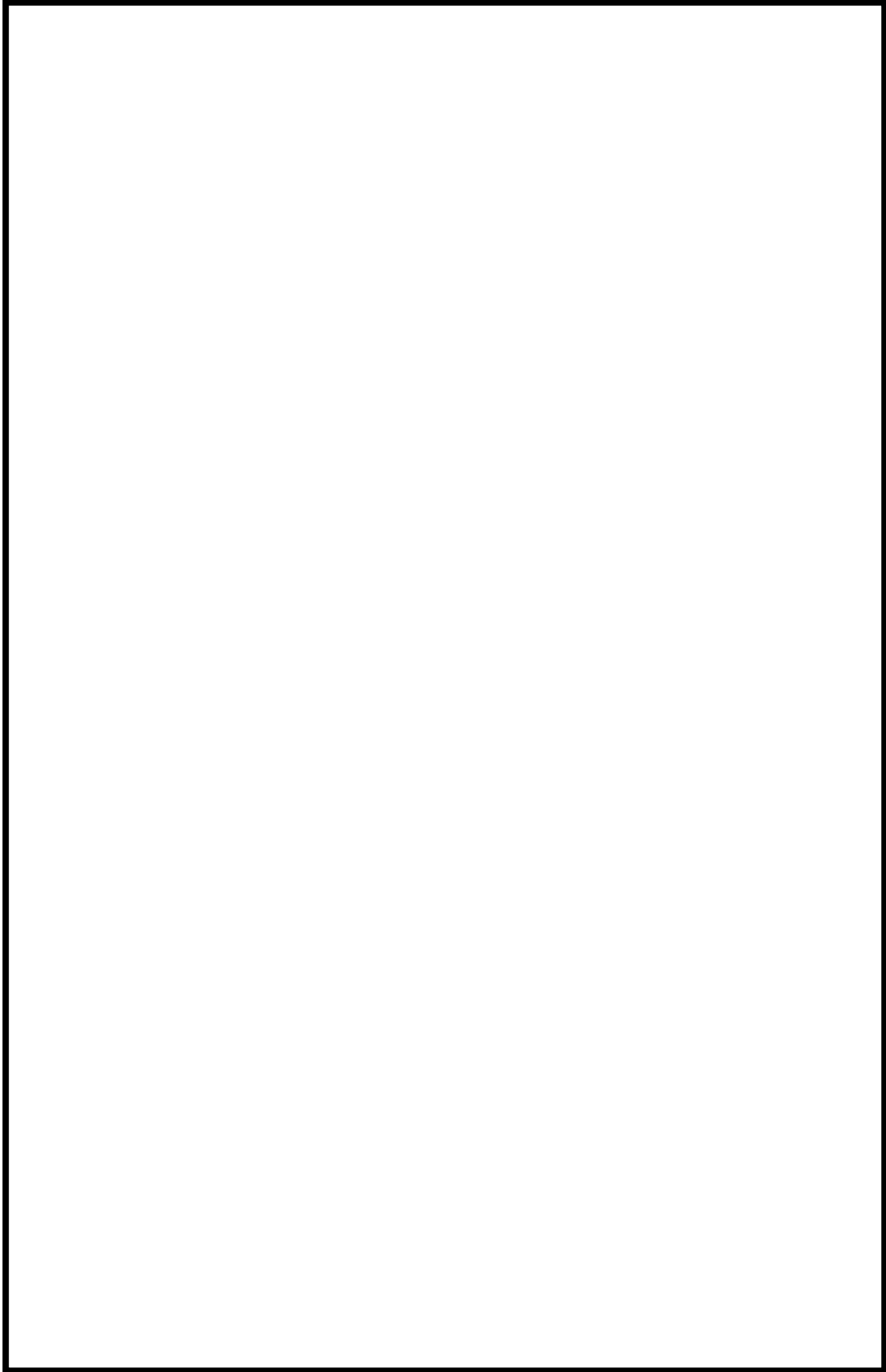


図 48-6-4 代替原子炉補機冷却水ポンプ図 (7号炉)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

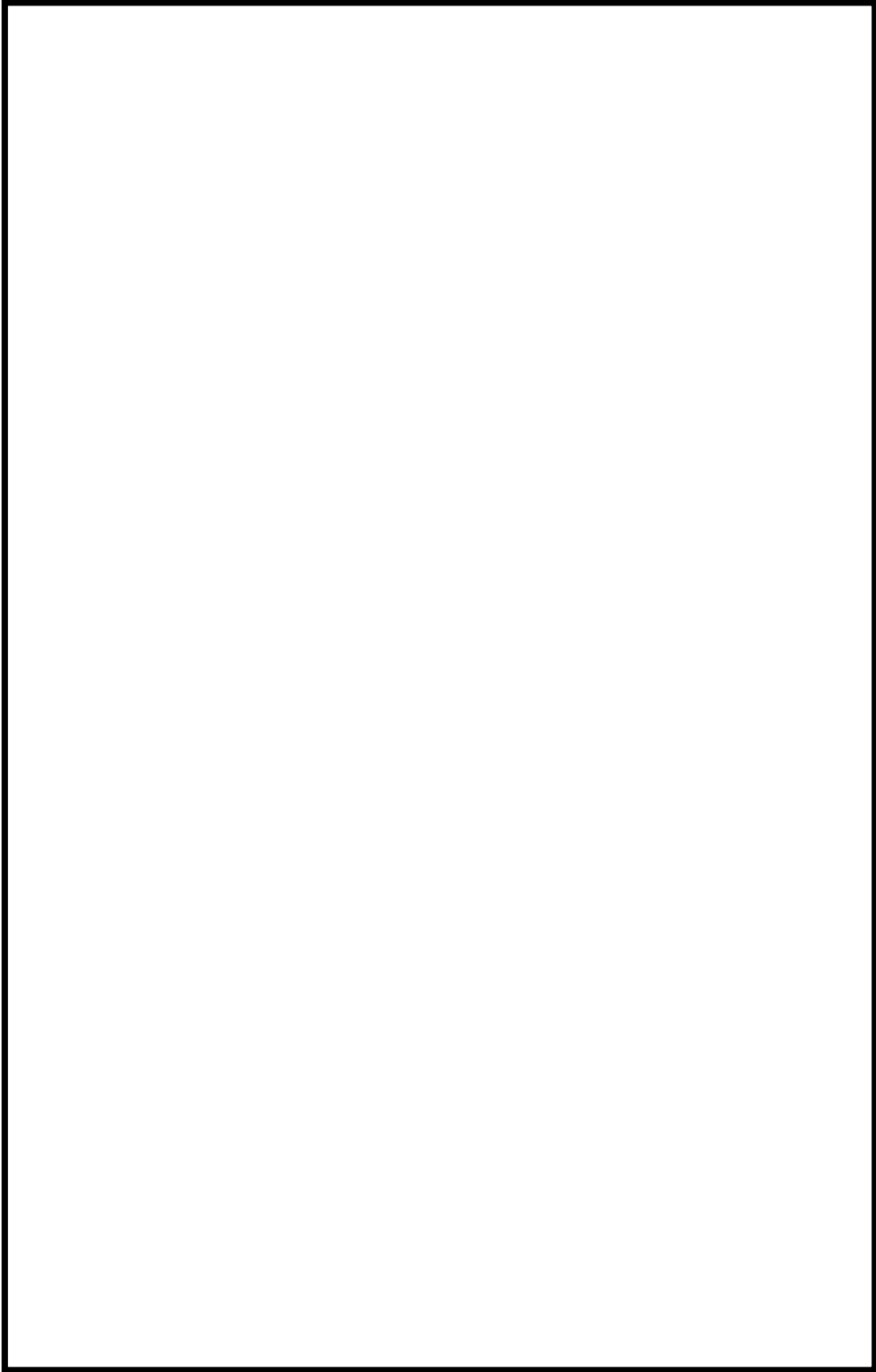


図 48-6-5 大容量送水車（熱交換器ユニット用）図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

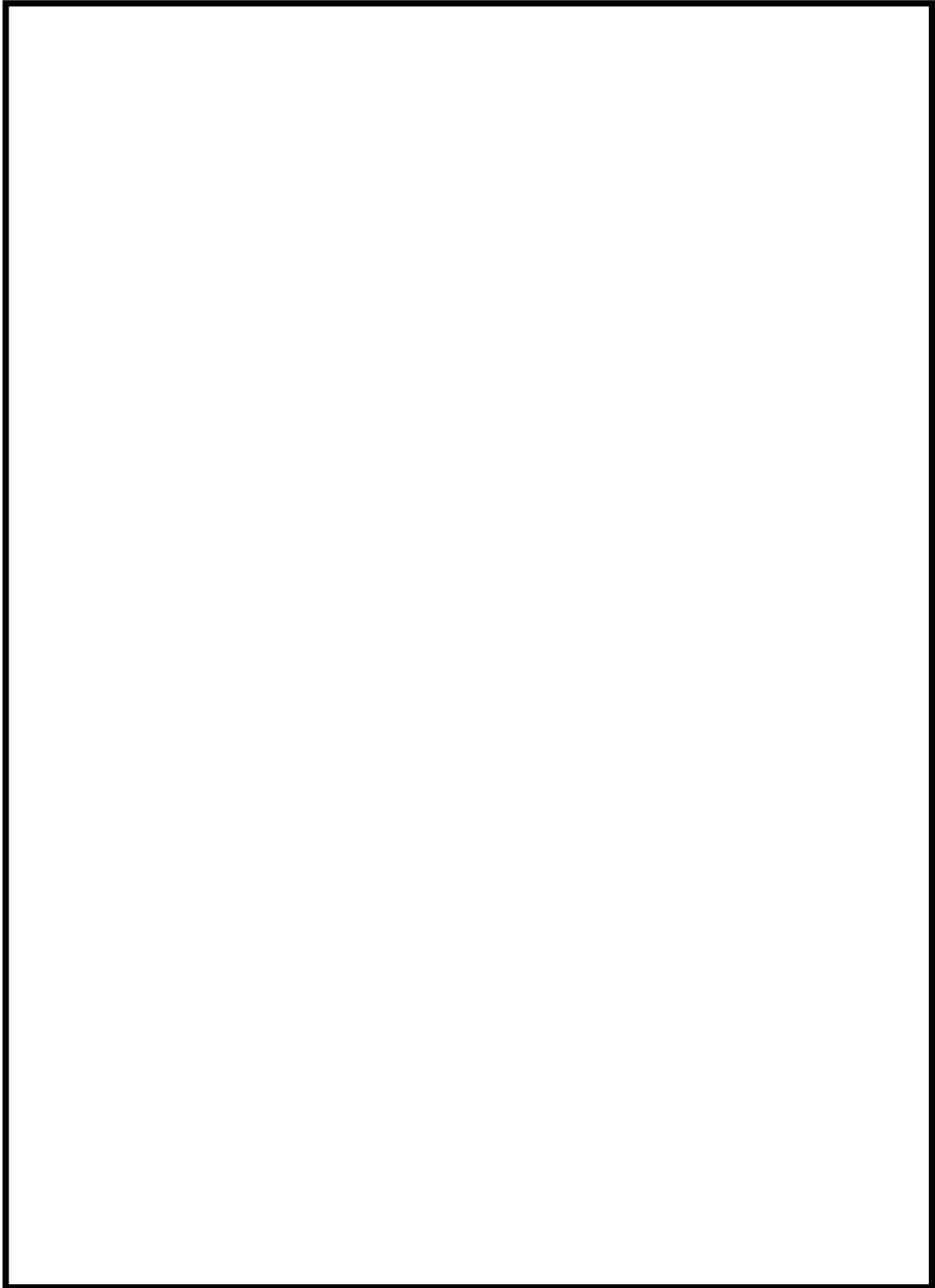


図 48-6-6 代替原子炉補機冷却系 運転性能検査 (6号炉 A系)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

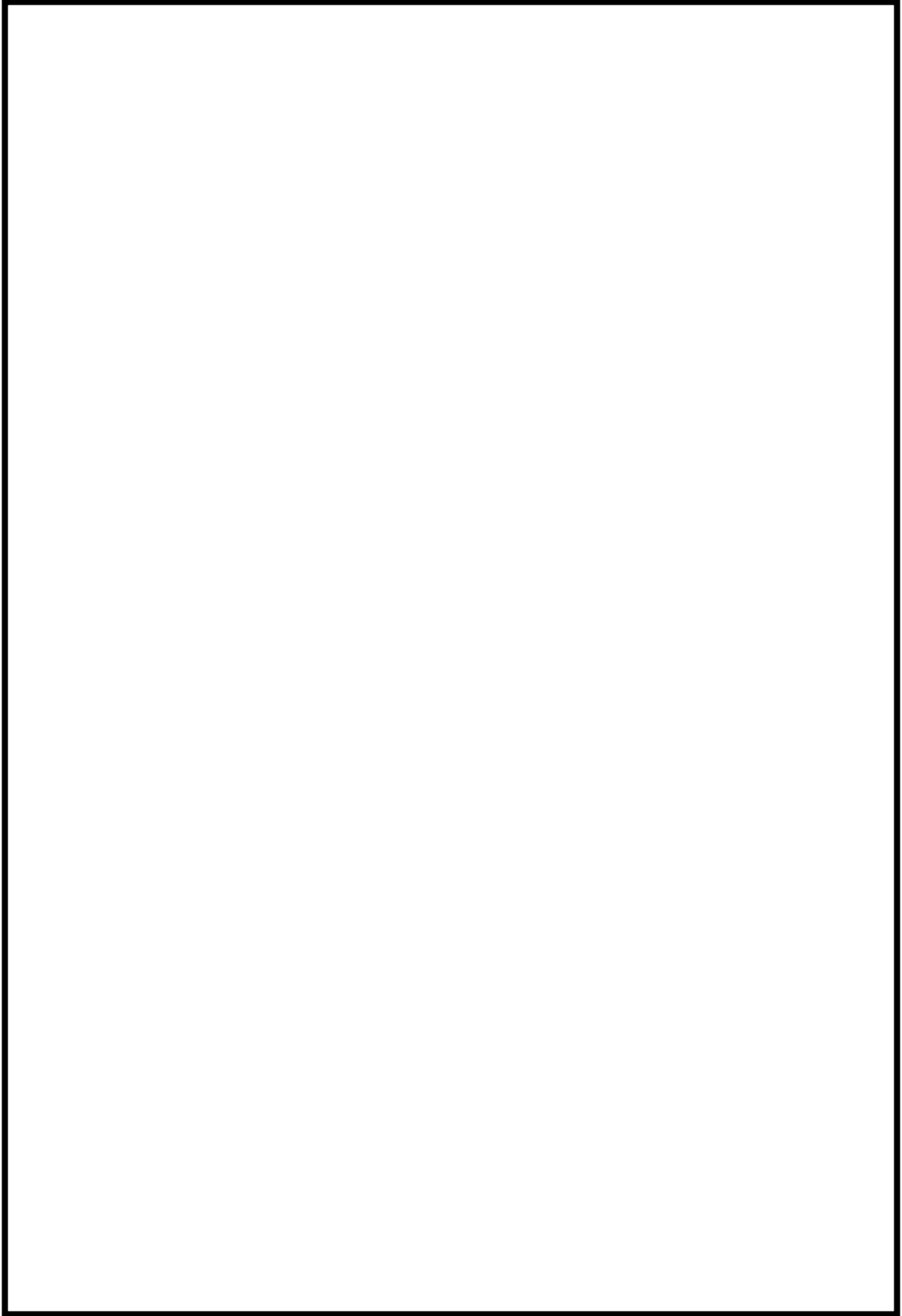


図 48-6-7 代替原子炉補機冷却系 運転性能検査 (6号炉B系)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

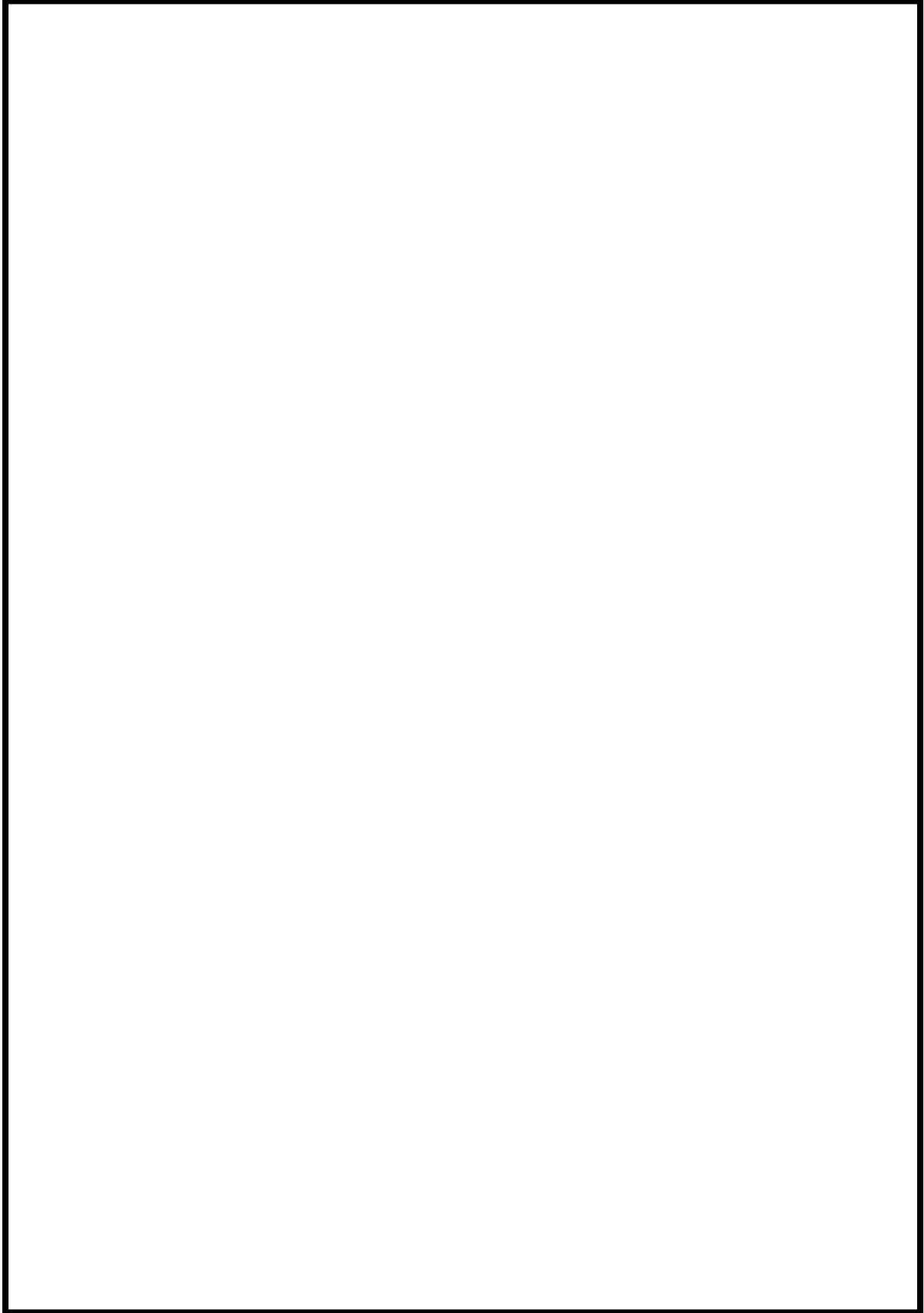


図 48-6-8 代替原子炉補機冷却系 運転性能検査 (7号炉 A系)

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

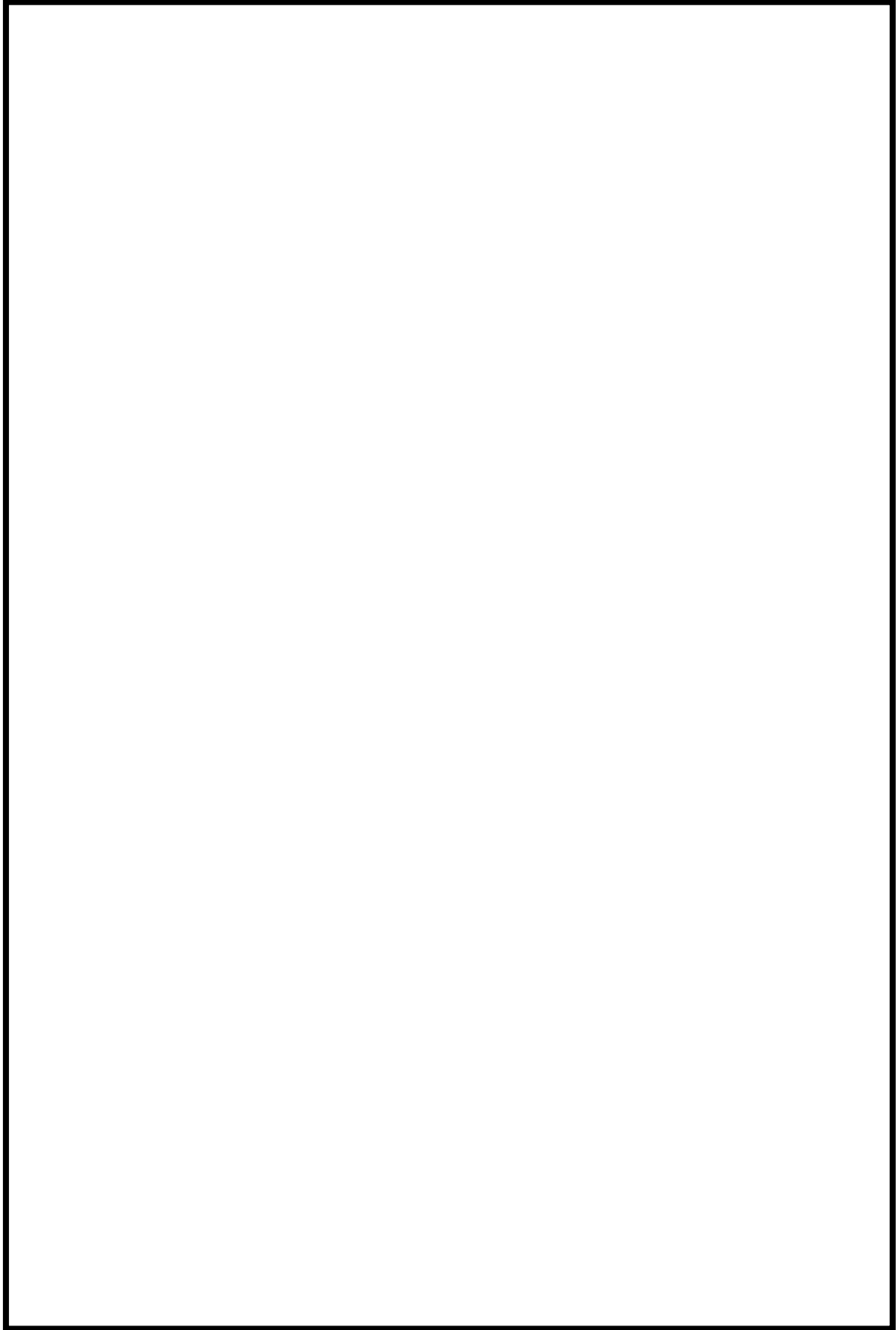


図 48-6-9 代替原子炉補機冷却系 運転性能検査 (7号炉B系)

【耐圧強化ベント系】

プラント停止中に点検及び検査をすることとしており,表 48-6-1 のとおりである。

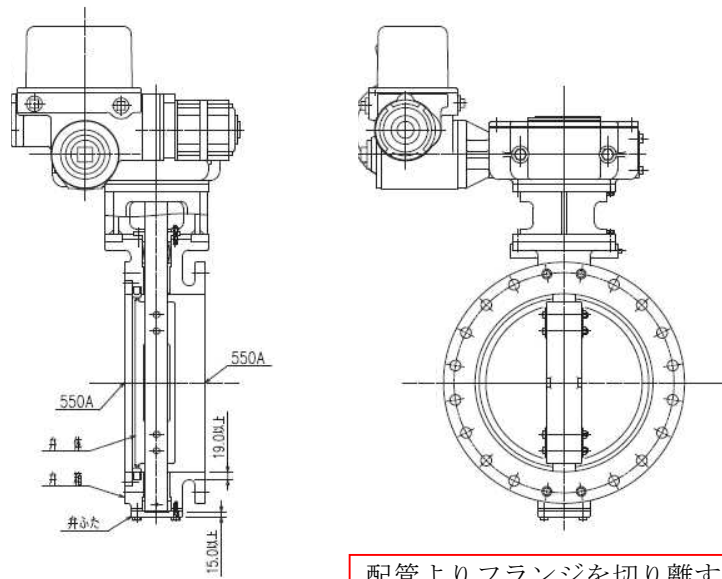
表 48-6-1 機械設備の試験・検査内容

対象機器	点検項目	点検内容	
		本格点検	簡易点検
配管	1. 本体	a. 外観点検 b. フランジ部点検手入れ	—
	2. 機能確認	a. 漏えい確認	a. 窒素封入圧力確認 ^{※1} b. 弁開閉試験時漏えい確認 ^{※2}
弁	1. 本体	a. 弁箱内面点検手入れ b. 弁体, 弁座, 弁棒の点検手入れ c. パッキン類取替 d. 外観点検	—
	2. 機能確認	a. 漏えい確認 b. 動作試験	a. 窒素封入圧力確認 ^{※1} b. 弁開閉試験時漏えい確認 ^{※2} c. 動作試験(駆動部付弁)

※1 窒素封入圧力及びスクラバ水位は, 簡易点検の他にパトロール時等において定期的に確認を実施する。

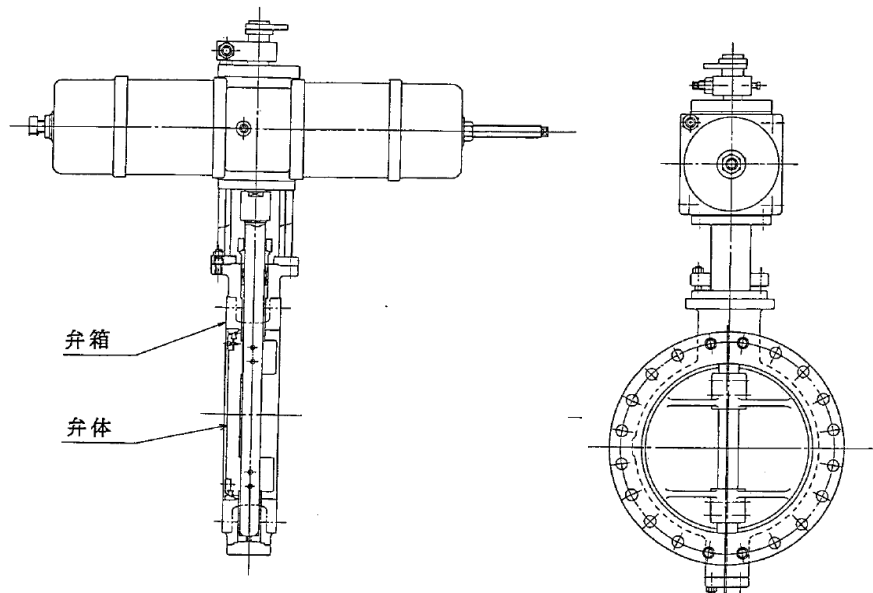
※2 空気駆動弁の電磁弁排気ポートへの駆動空気供給による弁開閉試験時に, 空気駆動弁『開』保持状態(駆動空気を供給している状態)において, 駆動空気供給系の漏えい確認を行う。

※3 点検周期の単位はサイクル。



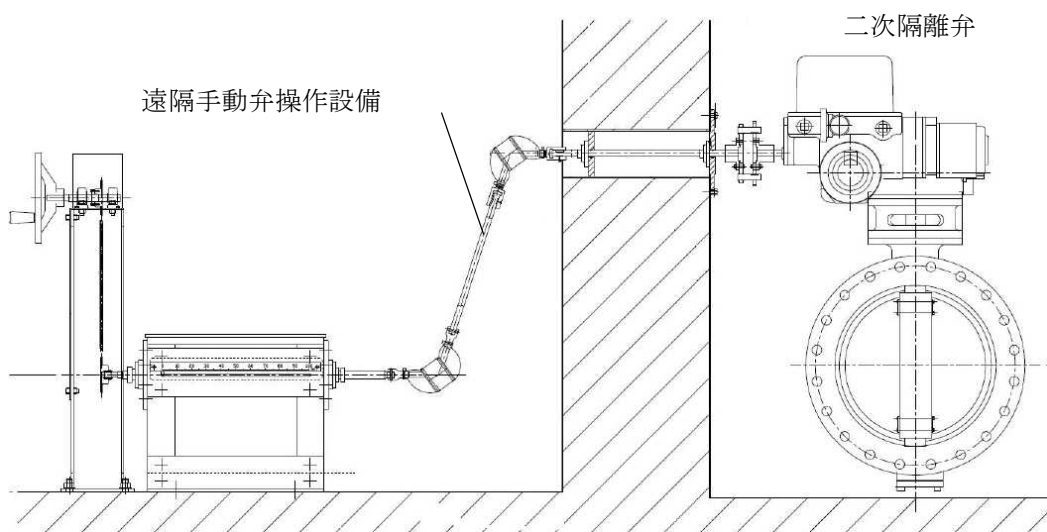
配管よりフランジを切り離すことにより、弁の分解点検が可能

図 48-6-10 電動駆動弁構造図



配管よりフランジを切り離すことにより、弁の分解点検が可能

図 48-6-11 空気駆動弁構造図



遠隔操作機構を構成する機器については分解点検を行うことが可能な構造とする

図 48-6-12 遠隔手動弁操作設備構造図 (例：7号炉 二次隔離弁)

48-7
容量設定根拠

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名 称		熱交換器ユニット（その1）
個数	式	3
容量（設計熱交換量）	MW/式	約 23
最高使用圧力	MPa [gage]	淡水側 1.37 / 海水側 1.4
最高使用温度	℃	淡水側 70 または 90 / 海水側 80 または 50
伝熱面積	m ² /式	
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】

熱交換器ユニット（その1）は、重大事故等時の原子炉補機冷却水系統機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

熱交換器ユニット（その1）は1式設置し、熱交換器ユニット内に熱交換器2基を設置する。

1. 個数，容量の設定根拠

熱交換器ユニット（その1）の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止48時間経過後の崩壊熱（約23MW）を2基の熱交換器で除去する容量として、約23MW/式とする。

なお、熱交換器ユニット（その1）の容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」のシナリオで、事故発生20時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図48-7-1に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」のサブプレッション・チェンバ水温を示すように、代替原子炉補機冷却系を使用したサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

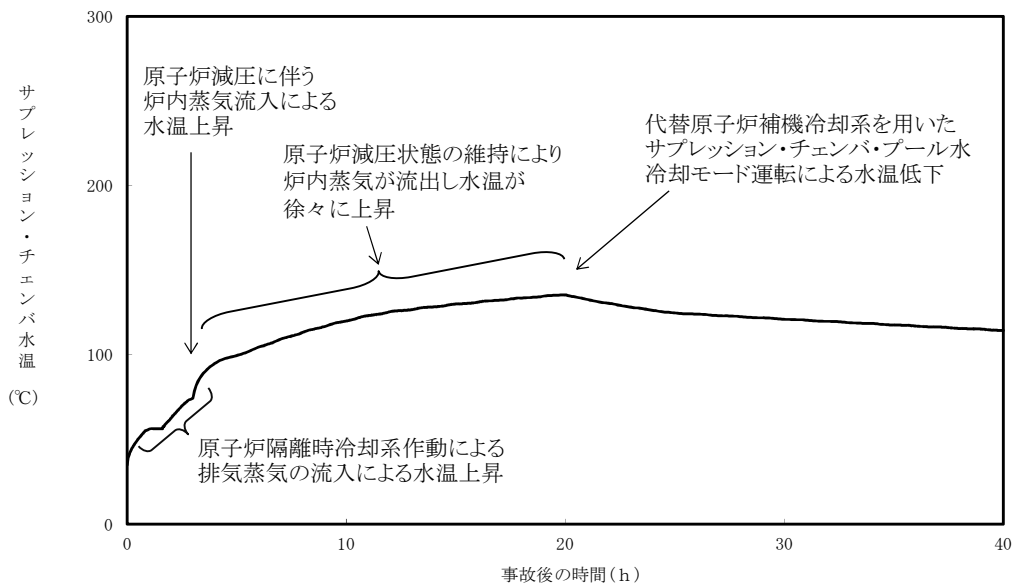


図 48-7-1 サプレッション・チェンバ水温の推移

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 淡水側

熱交換器ユニット（その1）の淡水側の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa[gage]とする。

2.2 海水側

熱交換器ユニット（その1）の海水側の最高使用圧力は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の締切揚程を考慮し、1.4MPa[gage]とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 淡水側

熱交換器ユニット（その1）出口の最高使用温度は、冷却水の供給温度を考慮し、70℃とする。熱交換器ユニット（その1）入口の最高使用温度は冷却水の戻り温度を考慮し、90℃とする。

3.2 海水側

熱交換器ユニット（その1）出口の最高使用温度は、海水の戻り温度を考慮し、80℃とする。熱交換器ユニット（その1）入口の最高使用温度は、原子炉補機冷却海水系に合わせ、50℃とする。

4. 伝熱面積の設定根拠

熱交換器ユニット（その1）に設置される熱交換器1基当たりの必要伝熱面積は、下記のように求める。

4.1 交換熱量

$$Q = C_1 \cdot W_a \cdot \rho_1 \cdot (T_{a1} - T_{a2})$$

$$\therefore T_{a1} = 65.3$$

$$Q = C_2 \cdot W_b \cdot \rho_2 \cdot (T_{b1} - T_{b2})$$

$$\therefore T_{b1} = 54.0$$

Q	: 熱交換器ユニット除熱能力	=23.0MW (82,800,000 kJ/h)
W _a	: 淡水側流量	=600m ³ /h
W _b	: 海水側流量	=840m ³ /h
T _{a1}	: 熱交換器ユニット淡水側入口温度	
T _{a2}	: 熱交換器ユニット淡水側出口温度	=32.0℃
T _{b2}	: 熱交換器ユニット海水側入口温度	=30.0℃
T _{b1}	: 熱交換器ユニット海水側出口温度	
ρ ₁	: 密度 (淡水)	=990.1kg/m ³
ρ ₂	: 密度 (海水)	=1017kg/m ³
C ₁	: 比熱 (淡水)	=4.18kJ/kg・K
C ₂	: 比熱 (海水)	=4.03kJ/kg・K

4.2 対数平均温度差

$$\Delta t = \{(Ta1-Tb2)-(Ta2-Tb1)\} / \ln\{(Ta1-Tb2) / (Ta2-Tb1)\}$$
$$= 5.38K$$

Δt : 対数平均温度差

4.3 伝熱係数

$$Uc = \boxed{} \text{ kW}/(\text{m}^2 \cdot \text{K})$$

4.4 必要伝熱面積

$$A_r = Q / \Delta t / Uc$$
$$= 23000 / 5.38 / \boxed{} / 2 = \boxed{} \text{ m}^2 \div \boxed{} \text{ m}^2$$

A_r : 熱交換器の必要伝熱面積

$$\text{熱交換器 2 基の必要伝熱面積は, } \boxed{} \times 2 = \boxed{} \text{ m}^2$$

以上より、熱交換器ユニット（その1）の伝熱面積は、約 $\boxed{}$ m^2 /式とする。

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名 称		熱交換器ユニット (その2)
個数	式	1
容量 (設計熱交換量)	MW/式	約 23
最高使用圧力	MPa [gage]	淡水側 1.37 / 海水側 1.4
最高使用温度	°C	淡水側 70 または 90 / 海水側 80 または 40
伝熱面積	m ² /式	
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】

熱交換器ユニット (その2) は、重大事故等時の原子炉補機冷却水系統機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

熱交換器ユニット (その2) は1式設置し、熱交換器ユニット内に熱交換器2基を設置する。

1. 個数, 容量の設定根拠

熱交換器ユニット (その2) の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱 (約 23MW) を2基の熱交換器で除去する容量として、約 23MW/式とする。

なお、熱交換器ユニット (その2) の容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)」のシナリオで、事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転で冷却効果が確認されている。

具体的には、図 48-7-2 に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)」のサブプレッション・チェンバ水温を示すように、代替原子炉補機冷却系を使用したサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

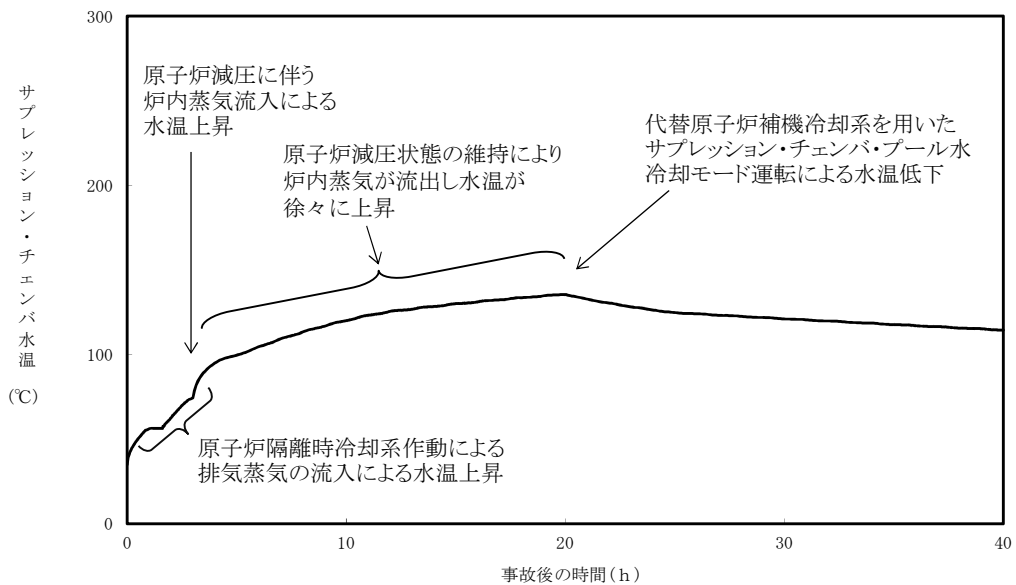


図 48-7-2 サプレッション・チェンバ水温の推移

2. 最高使用圧力の設定根拠

2.1 淡水側

熱交換器ユニット（その2）の淡水側の最高使用圧力は、原子炉補機冷却水系の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa[gage]とする。

2.2 海水側

熱交換器ユニット（その2）の海水側の最高使用圧力は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の最高使用圧力以上とし、1.4MPa[gage]とする。

3. 最高使用温度の設定根拠

3.1 淡水側

熱交換器ユニット（その2）出口の最高使用温度は、冷却水の供給温度を考慮し、70℃とする。熱交換器ユニット（その2）入口の最高使用温度は冷却水の戻り温度を考慮し、90℃とする。

3.2 海水側

熱交換器ユニット（その2）出口及び入口の最高使用温度は、海水の戻り温度及び海水の供給温度を考慮し、出口80℃、入口40℃とする。

4. 伝熱面積の設定根拠

(1) 必要伝熱面積

熱交換器ユニット（その2）に設置される熱交換器1基当たりの必要伝熱面積は、設計熱交換量11.61MW/基を満足するための性能計算で求められる m²/基とする。

必要伝熱面積は、設計熱交換量、伝熱板熱通過率及び高温側と低温側の温度差の平均値である対数平均温度差を用いて下記のように求める。

$$\begin{aligned} \text{必要伝熱面積} &= \frac{Q}{K_o \times \Delta T} = \frac{11.602 \times 10^6}{\text{} \times 8.60} \\ &= \text{} \text{ m}^2/\text{基} \end{aligned}$$

Q : 設計熱交換量 (W) = 11.602 × 10⁶ (=11.61MW)

K_o : 伝熱板熱通過率 (W/(m²·K)) =

ΔT : 対数平均温度差 (K) = 8.60

(引用文献:「伝熱工学資料 改訂第4版」(1986年 日本機械学会))

熱交換器2基の必要伝熱面積は、 × 2 = m²

以上より、熱交換器ユニット（その2）の伝熱面積は、約 m²/式とする。

なお、設計基準事故対処設備である残留熱除去系，原子炉補機冷却水系，原子炉補機冷却海水系を使用した場合の，残留熱除去系熱交換器における交換熱量については，以下の条件において，約 8.2MW である。

- ・管側（サプレッション・プール水）流量 : 954m³/h（残留熱除去系定格流量）
- ・胴側（原子炉補機冷却水）流量 : 1200m³/h
- ・管側（サプレッション・プール水）入口温度 : 52℃
- ・海水温度 : 30℃
- ・（参考）原子炉補機冷却水系熱交換器伝熱面積 : m²

上記で示した設計基準事故対処設備の交換熱量に対し，重大事故等対処設備である代替原子炉補機冷却系を使用した場合の，残留熱除去系熱交換器における交換熱量については，以下の条件において，約 6.5MW である。

- ・管側（サプレッション・プール水）流量 : 954m³/h（残留熱除去系定格流量）
- ・胴側（代替原子炉補機冷却水）流量 : 約 600m³/h
- ・管側（サプレッション・プール水）入口温度 : 52℃
- ・海水温度 : 30℃
- ・（参考）熱交換器ユニット伝熱面積 : m²

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名 称		代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）
個数	台	2
容量	m ³ /h/台	300 以上（注1）（300（注2））
全揚程	m	<input type="text"/> 以上（注1）（75（注2））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.37
最高使用温度	℃	70
原動機出力	kW/台	<input type="text"/> 以上（注1）（110（注2））
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）は、重大事故等時の原子炉補機冷却水系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）は2台設置する。

1. 個数、容量の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプ（その1）の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱（約 23MW）を除去するために必要な流量を 600m³/h とし、容量 300 m³/h のポンプを 2 台設置する。

なお、代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」のシナリオで、事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転で冷却効果が確認されている。具体的には、図 48-7-1 に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」のサブプレッション・チェンバ水温を示すように、代替原子炉補機冷却系を使用したサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

2. 揚程の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプ（その1）の揚程は、本系統が閉ループとなっていることから下記を考慮する。

【6号炉のケース】

配管・機器圧力損失 : 約 m

上記から、代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の揚程は 75m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の最高使用圧力は、熱交換器ユニット（その1）の最高使用圧力 1.37MPa[gage] とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の最高使用温度は、冷却水の戻り温度を考慮し、70℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）（容量 300m³/h）の必要軸動力は、以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((300/3,600) \times 75) / \text{} / 100 \\ &= \text{} \text{ kW} \\ &\approx \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

- P : 必要軸動力 (kW)
ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000
g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
Q : ポンプ容量 (m³/h) = 300
H : ポンプ揚程 (m) = 75 (図 48-7-3 参照)
η : ポンプ効率 (%) = (図 48-7-3 参照)
(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

以上より、代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）の原動機出力は 110kW/台とする。

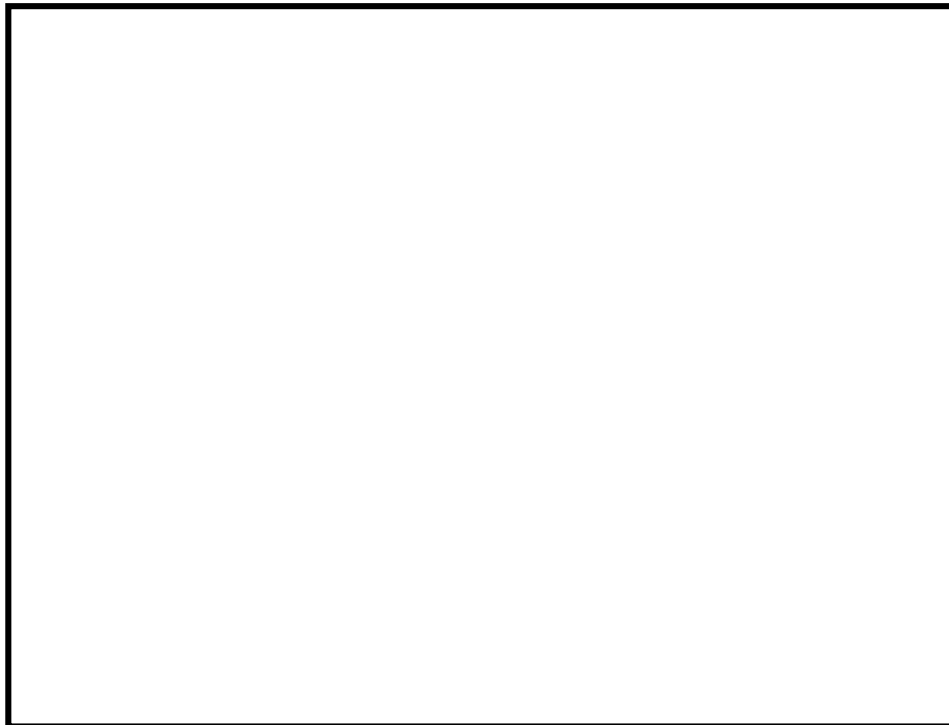


図 48-7-3 代替原子炉補機冷却水ポンプ（その1）性能曲線

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名 称		代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）
個数	台	1
容量	m ³ /h/台	600 以上（注1）（600（注2））
全揚程	m	<input type="text"/> 以上（注1）（75（注2））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.37
最高使用温度	℃	70
原動機出力	kW/台	<input type="text"/> 以上（注1）（200（注2））
機器仕様に関する注記		注1：要求値を示す 注2：公称値を示す

【設定根拠】

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）は、重大事故等時の原子炉補機冷却水系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）は1台設置する。

1. 個数，容量の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプ（その2）の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱（約 23MW）を除去するために必要な流量を 600m³/h とし、容量 600 m³/h のポンプを 1 台設置する。

なお、代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）の容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」のシナリオで、事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系によるサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転で冷却効果が確認されている。具体的には、図 48-7-2 に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」のサブプレッション・チェンバ水温を示すように、代替原子炉補機冷却系を使用したサブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

2. 揚程の設定根拠

代替原子炉補機冷却系水ポンプ（その2）の揚程は、本系統が閉ループとなっていることから下記を考慮する。

【6号炉のケース】

配管・機器圧力損失 : 約 m

上記から、代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）の揚程は 75m とする。

3. 最高使用圧力の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）の最高使用圧力は、熱交換器ユニット（その2）の最高使用圧力に合わせ、1.37MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）の最高使用温度は、熱交換器ユニット（その2）出口の最高使用温度に合わせて、70℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）（容量600m³/h）の必要軸動力は、以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((600/3,600) \times 75) / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} \\ &\doteq \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 600

H : ポンプ揚程 (m) = 75 (図 48-7-4 参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 48-7-4 参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

以上より、代替原子炉補機冷却水ポンプの原動機出力は200kW/台とする。

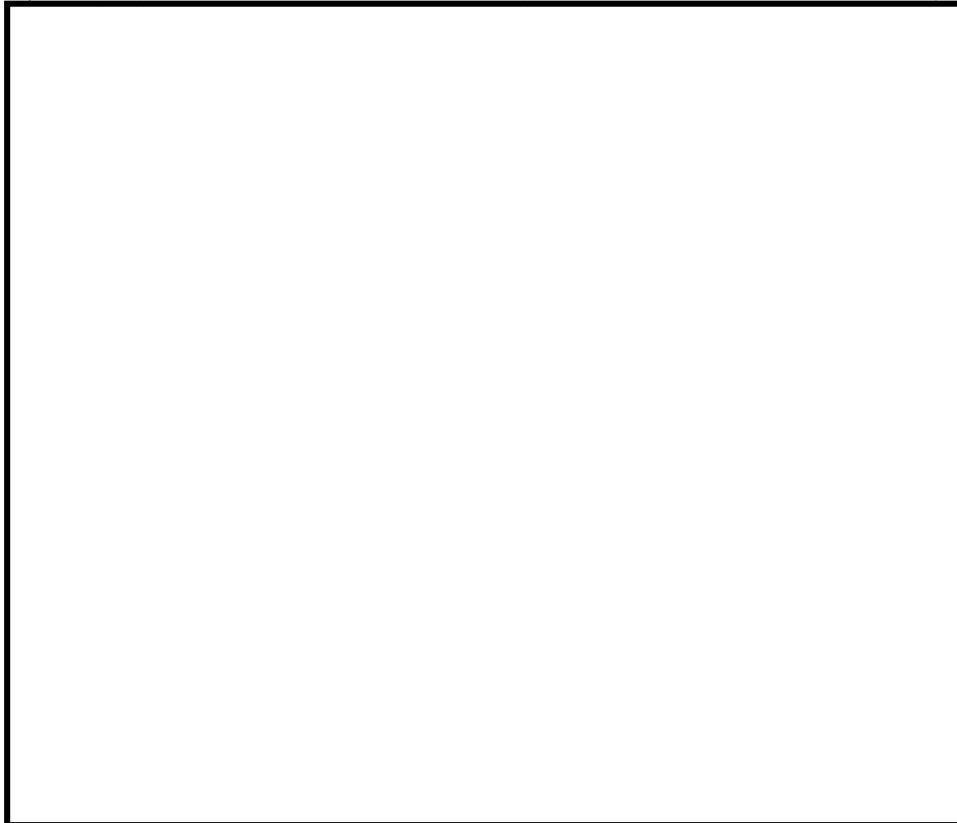


図 48-7-4 代替原子炉補機冷却水ポンプ（その2）性能曲線

名 称		大容量送水車（熱交換器ユニット用）
容量	m ³ /h	840 以上（注 1）（900（注 2））
吐出圧力	MPa[gage]	0.47 以上（注 1）（1.25（注 2））
最高使用圧力	MPa[gage]	1.3
最高使用温度	℃	60
原動機出力	kW/個	□
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】

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、重大事故等時の原子炉補機冷却水系機能喪失時に、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うため設置する。

1. 容量の設定根拠

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量は、保守性を有した評価による原子炉停止 48 時間経過後の崩壊熱（約 23MW）を除去するために必要な流量を 840m³/h とし、900m³/h とする。

なお、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の容量を上記のように設定することで、代替原子炉補機冷却系を使用する有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」のシナリオで、事故発生 20 時間後に代替原子炉補機冷却系を用いた残留熱除去系によるサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転で冷却効果が確認されている。具体的には、図 48-7-1 に有効性評価シナリオ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）」のサプレッション・チェンバ水温を示すように、代替原子炉補機冷却系を使用したサプレッション・チェンバ・プール水冷却モード運転を開始した後に、温度上昇が抑制されていることが確認できている。

2. 吐出圧力の設定根拠

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の吐出圧力は、下記を考慮する。

（6 号炉）

①熱交換器ユニット内の圧力損失	：	約		MPa
②ホース直接敷設の圧損	：	約		MPa
③ホース湾曲の影響	：	約		MPa
④機器類の圧力損失	：	約		MPa
①～④の合計	：	約		MPa

（7 号炉）

①熱交換器ユニット内の圧力損失	：	約		MPa
②ホース直接敷設の圧損	：	約		MPa
③ホース湾曲の影響	：	約		MPa
④機器類の圧力損失	：	約		MPa
①～④の合計	：	約		MPa

上記から、大容量送水車（熱交換器ユニット用）の必要吐出圧力は 0.47MPa[gage] 以上とし、1.25MPa[gage]とする。



図 48-7-5 大容量送水車（熱交換器ユニット用）性能曲線

上記の必要吐出圧力の確認に加え、使用条件下においてポンプがキャビテーションを起こさないことを確認した。

〈大容量送水車の NPSH 評価〉

大容量送水車（熱交換器ユニット用）は、取水路に投入した取水ポンプにより、取水される海水を送水ポンプを用いて送水する構造となっている。取水ポンプは、送水ポンプ設置高さより約 17.6m 下の取水路から取水し、吐出揚程 20m 以上で送水ポンプに送水可能であり、送水ポンプは十分に吸込み揚程を確保可能であることからキャビテーションが発生する恐れはない。

〈取水ポンプの NPSH 評価〉

取水ポンプは空気を吸い込まない水位まで投入して水を押し上げる構造の水中ポンプであり、必要 NPSH の代替として、運転必要最低水位を確保するように投入することで、キャビテーションを防止する設計となっている。取水ポンプの運転必要最低水位は水面から-0.5m であり、海水取水時には水面から-1.0m 程度の位置まで取水ポンプを吊り下げることからキャビテーションが発生する恐れはない。

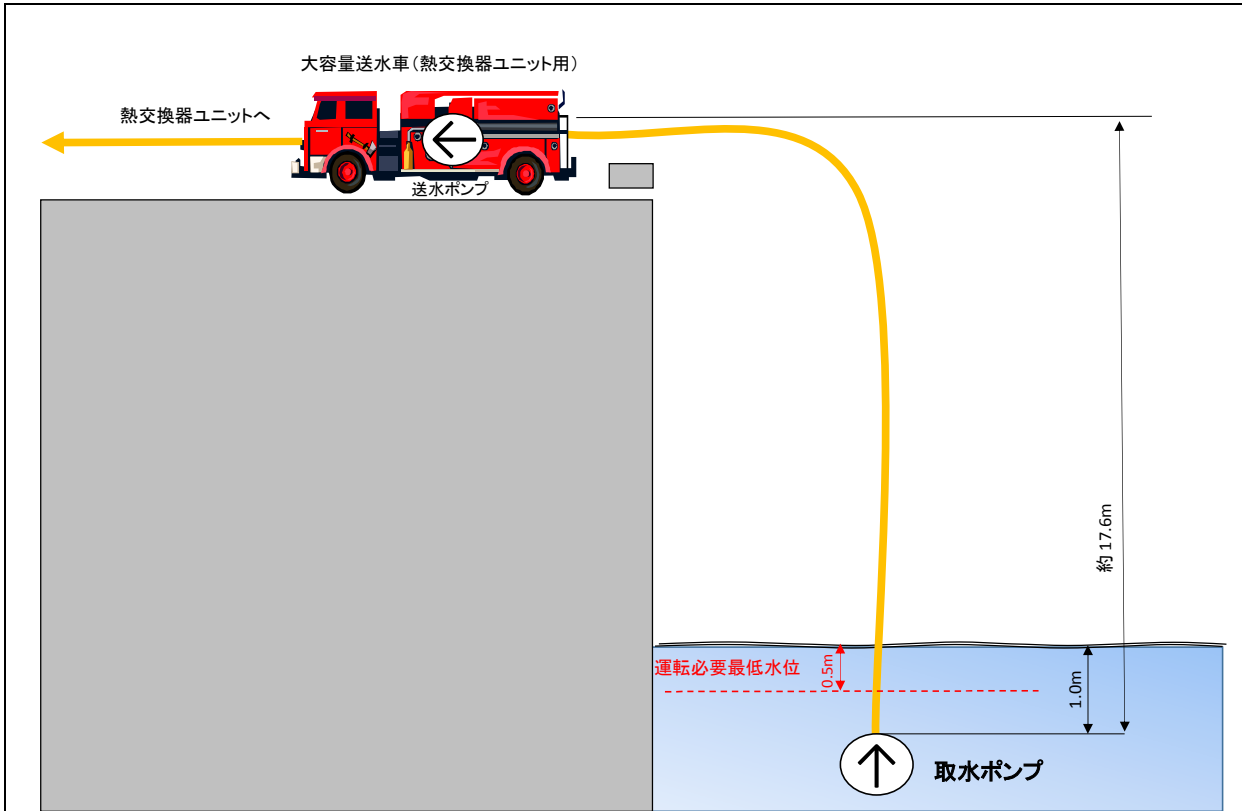


図 48-7-6 大容量送水車（熱交換器ユニット用）概要図

3. 最高使用圧力の設定根拠

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の最高使用圧力は、ホースの最高使用圧力と同等の 1.3MPa[gage]とする。

4. 最高使用温度の設定根拠

大容量送水車（熱交換器ユニット用）の最高使用温度は、海水温度 30℃の余裕を考慮し、60℃とする。

5. 原動機出力の設定根拠

原動機出力は、定格流量点（）での軸動力を考慮し、 kW とする。

ホースの湾曲による圧力損失に対する考え方について

消防用ホースの圧力損失の評価については、実際に配備するホースのメーカーが様々であること、また、今後のホース調達先や年式等の種別による個体差等を考慮し、最も一般的な仕様である、『新・消防機器便覧「消防水力学」(東京消防庁監修, 東京消防機器研究会編著)』における理論値を使用する。

消防用ホースの湾曲による圧力損失への影響について

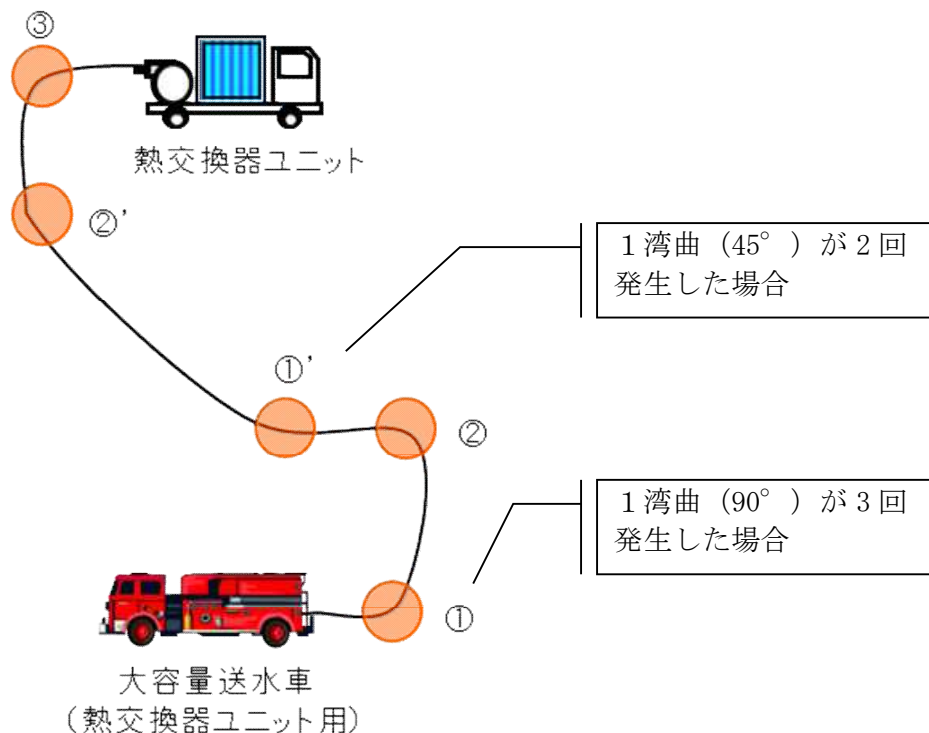


図 48-7-7 想定される消防ホースの引き回しパターン (イメージ)

< 1湾曲 (90°) あたりの圧力損失 h_c >

$$h_c = f_c \times v^2 / (2g)$$

○損失ヘッド f_c

ホースの湾曲による損失ヘッドは新・消防便覧に記載されている曲率半径1000mmにおける90°湾曲時の損失ヘッドである

$$f_c = 0.068 \cdots \text{ [MPa] } (i)$$

を引用する。

○流速 v

$$v=Q/A$$

・ Q =流量について

大容量送水車流量は， $840\text{m}^3/\text{h}$ である。

・ A =管路の断面積について

$A=\pi r^2$ であることから， r =管内径/2 となり，管内径 0.295m より， $r=0.1475$ 。よって， $A=0.06834[\text{m}^2]$

・ 流速 $v=Q/A$ より

$$\begin{aligned} v &= 204.8581 [\text{m}/\text{min}] \\ &= \underline{3.415 [\text{m}/\text{s}]} \cdots (\text{ii}) \end{aligned}$$

○上記(i)(ii)より，1湾曲 (90°) あたりの圧力損失を求める。

$h_c = f_c \times v^2 / (2g)$ より，重力加速度 $9.8[\text{m}/\text{s}^2]$ を用いて

$$\begin{aligned} h_c &= 0.068 \times (3.415^2 / (2 \times 9.8)) \\ &= \underline{0.04046 [\text{m}]} \end{aligned}$$

名 称		耐圧強化ベント系 (系統容量)
最高使用圧力	kPa [gage]	620
最高使用温度	°C	171
設計流量	kg/s	15.8

(1) 最高使用圧力

格納容器の最高使用圧力の2倍である620kPa [gage]とする。

炉心損傷前の格納容器ベントは、格納容器圧力が最高使用圧力である310kPa [gage]に到達後、実施することとなる。そのため、実際にベントが開始できるまでの格納容器の圧力上昇を考慮しても十分に余裕がある620kPa [gage]を、耐圧強化ベント系の最高使用圧力とする。

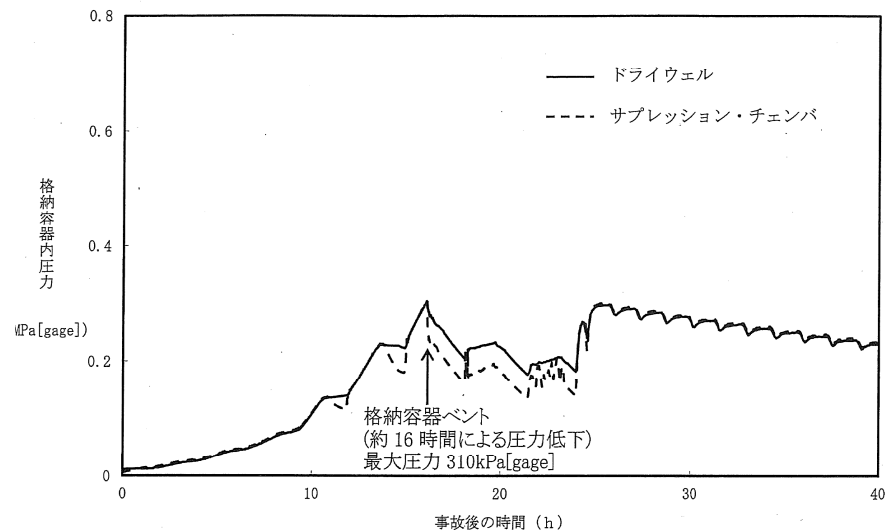


図 48-7-8 格納容器圧力推移 (全交流電源喪失)

(2) 最高使用温度

格納容器の最高使用圧力である171°Cとする。

なお、有効性評価における炉心損傷前ベントシナリオである全交流電源喪失において、ベント後の格納容器内雰囲気温度は171°C以下となることを確認している(図7参照)。そのため、格納容器に接続される耐圧強化ベント系の温度も171°C以下となる。

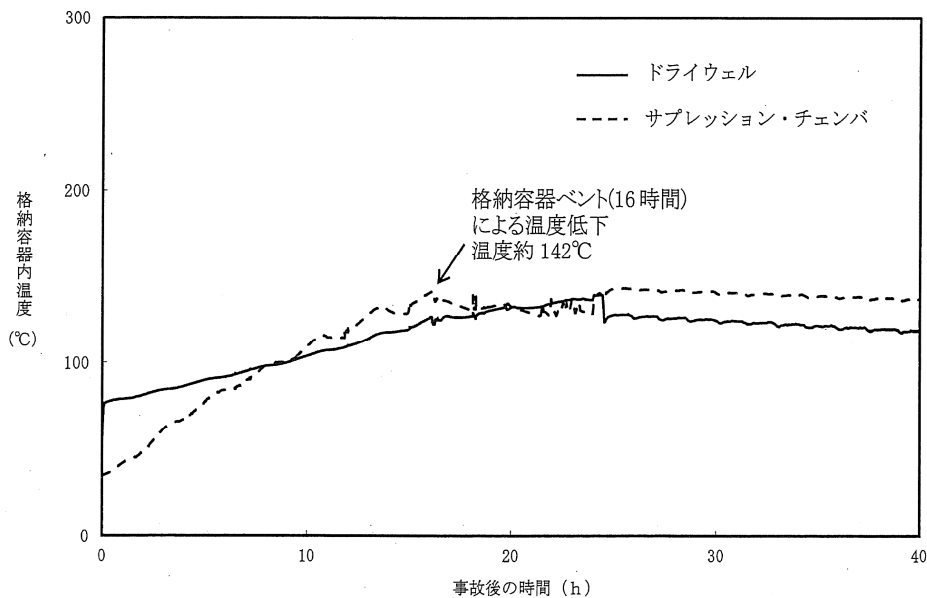


図 48-7-9 格納容器温度推移 (全交流電源喪失)

(3) 設計流量 (ベントガス流量)

原子炉格納容器圧力が最高使用圧力にてベントを実施した際に、原子炉の定格熱出力の1%に相当する発生蒸気量 15.8kg/s を排出可能な設計とする。

なお、炉心の崩壊熱が定格熱出力の1%となるのは、原子炉停止から2~3時間後であり、その際の原子炉格納容器内における発生蒸気量は 15.8kg/s となる。

一方、有効性評価シナリオである全交流電源喪失シナリオにおけるベント開始時間は、原子炉停止から約16時間後となっている。そのため、ベント開始時における格納容器内の発生蒸気量は、耐圧強化ベント系の設計流量よりも小さな値となる。

よって、耐圧強化ベント系を用いて、炉心の崩壊熱を最終ヒートシンクである大気へ輸送することは可能である。

48-8
接続図

枠囲みの内容は核物質防護上の機密事項に属しますので公開できません。

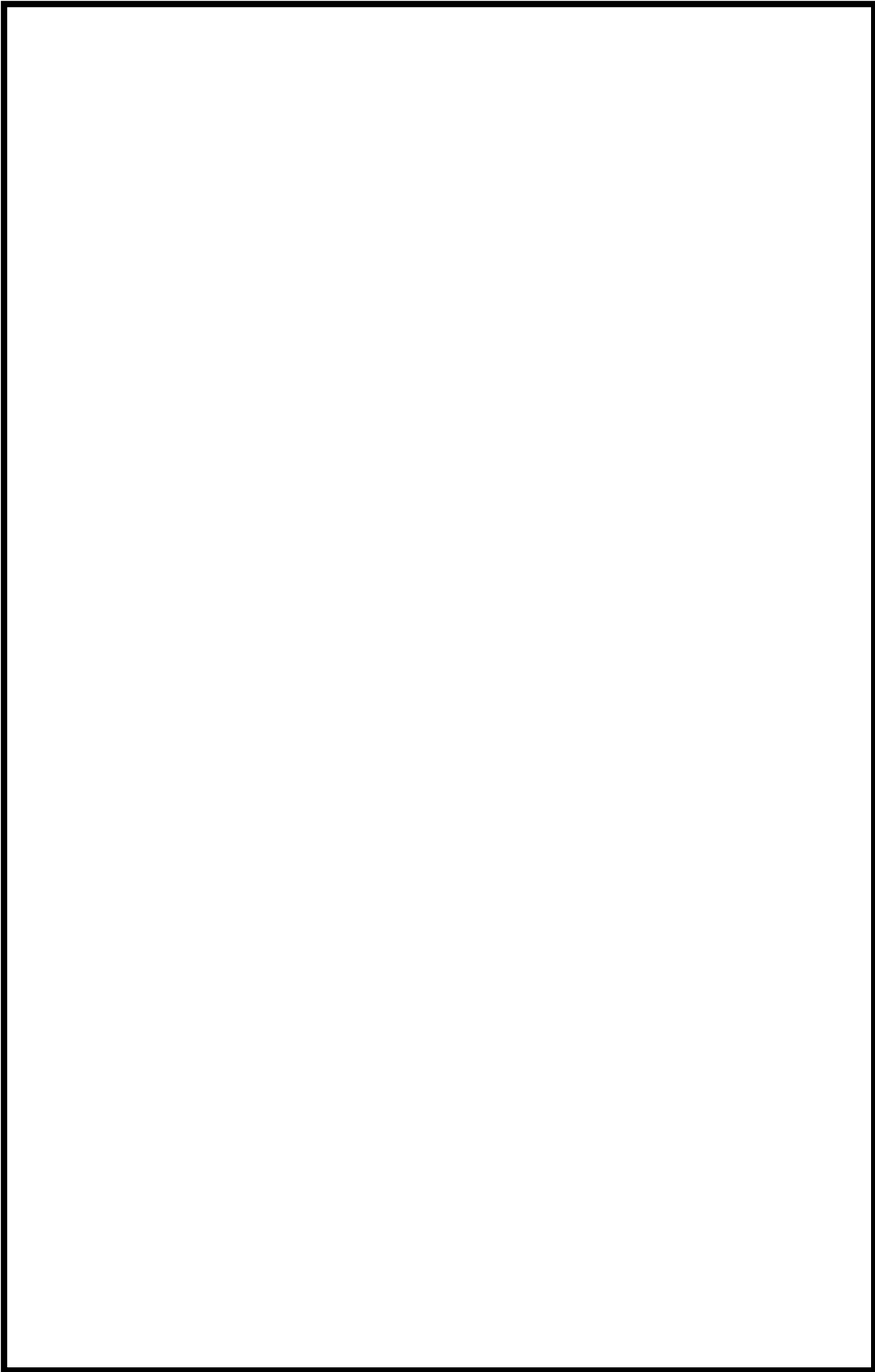


図 48-8-1 代替原子炉補機冷却系（可搬設備）配置図

48-9
保管場所図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

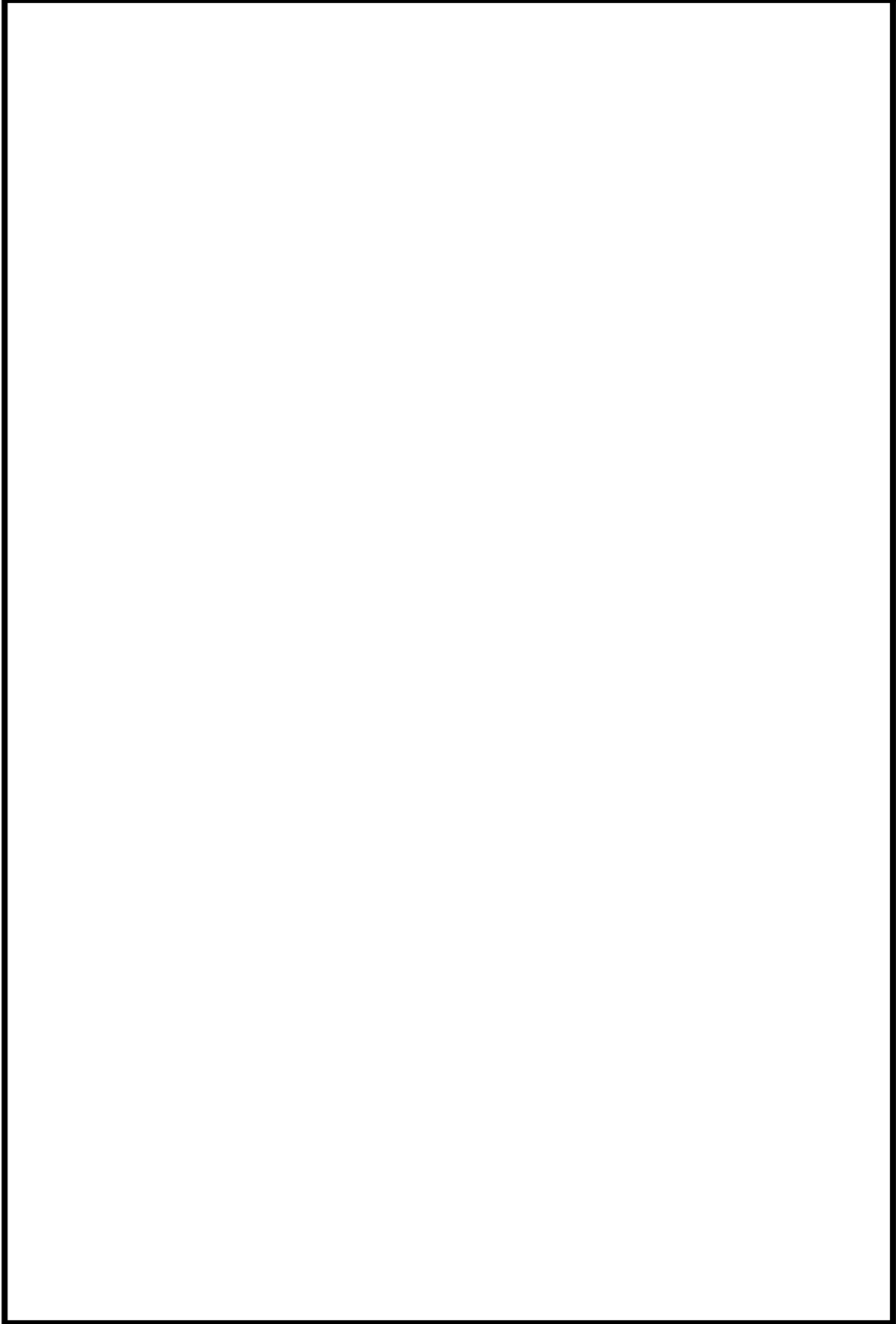


図 48-9-1 屋外保管場所配置図（代替原子炉補機冷却系）

48-10
アクセスルート図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉『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



図 48-10-1 保管場所およびアクセスルート図



図 48-10-2 地震・津波発生時のアクセスルート図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。



図 48-10-3 森林火災発生時のアクセスルート図

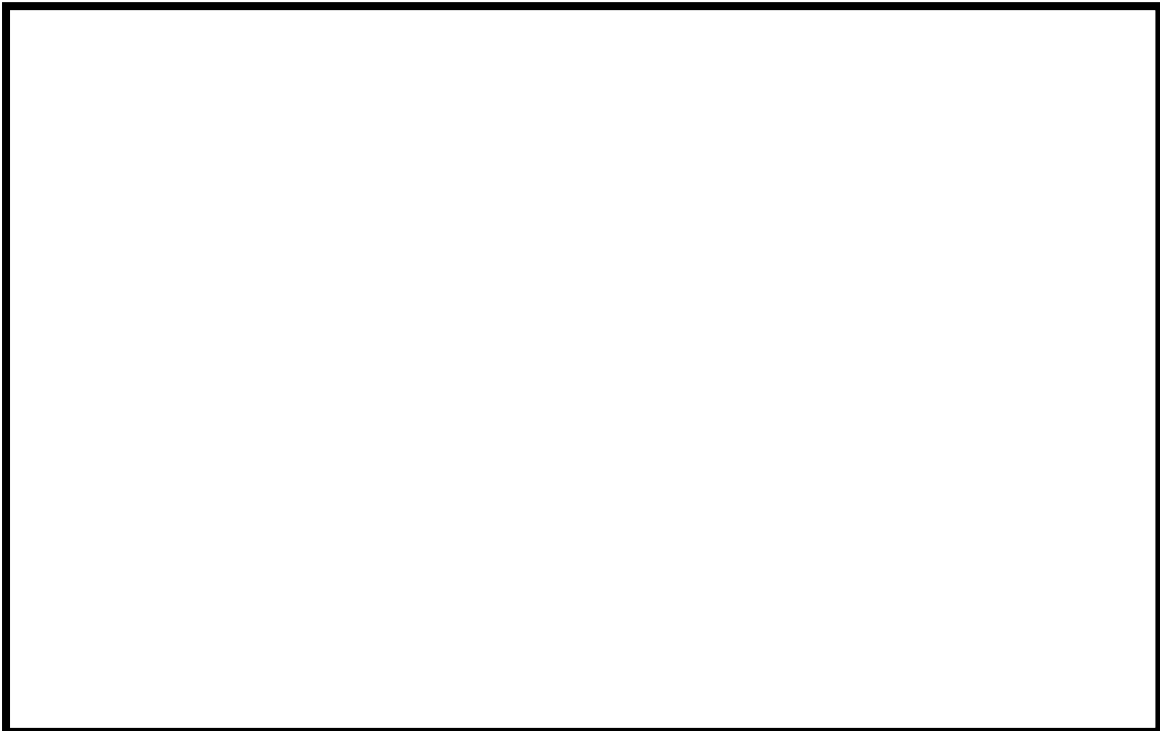


図 48-10-4 中央交差点が通行不能時のアクセスルート図

48-11
その他設備

【自主対策設備】

1. 大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却系海水ポンプによる残留熱除去系除熱手段の整備について

大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプによる残留熱除去系除熱手段は、代替原子炉補機冷却系熱交換器ユニットが機能喪失した際に、大容量送水車（熱交換器ユニット用）又は代替原子炉補機冷却海水ポンプにより海水を、外部接続口を通じて原子炉補機冷却系に注水し、残留熱除去系熱交換器の冷却を行うものであり、残留熱除去系を海水で直接冷却して除熱する手段を確保する。

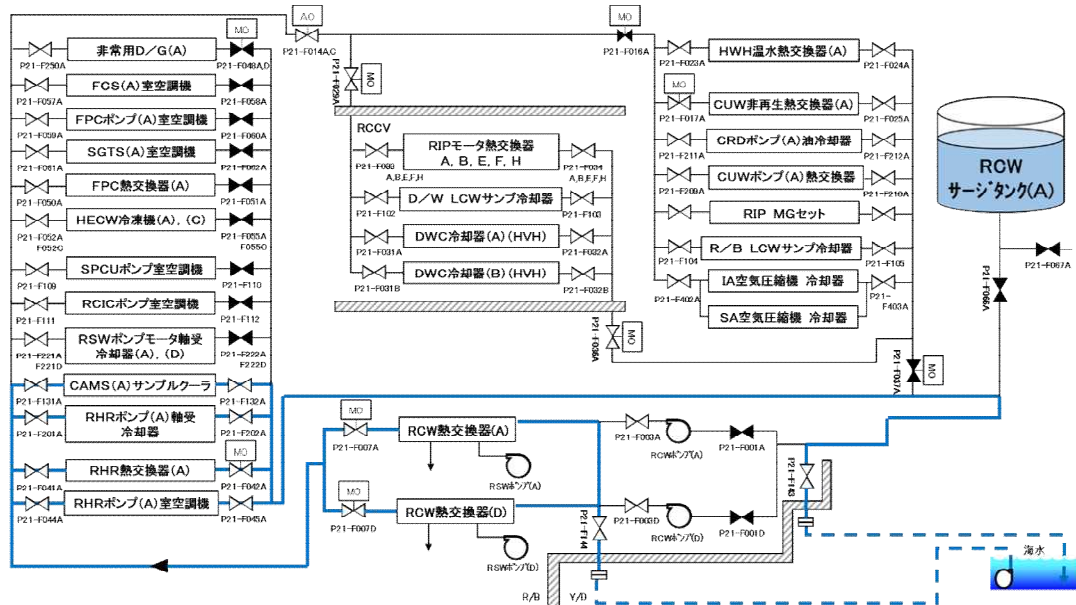


図 48-11-1 代替原子炉補機冷却海水ポンプによる除熱（A系の例） 概略系統図

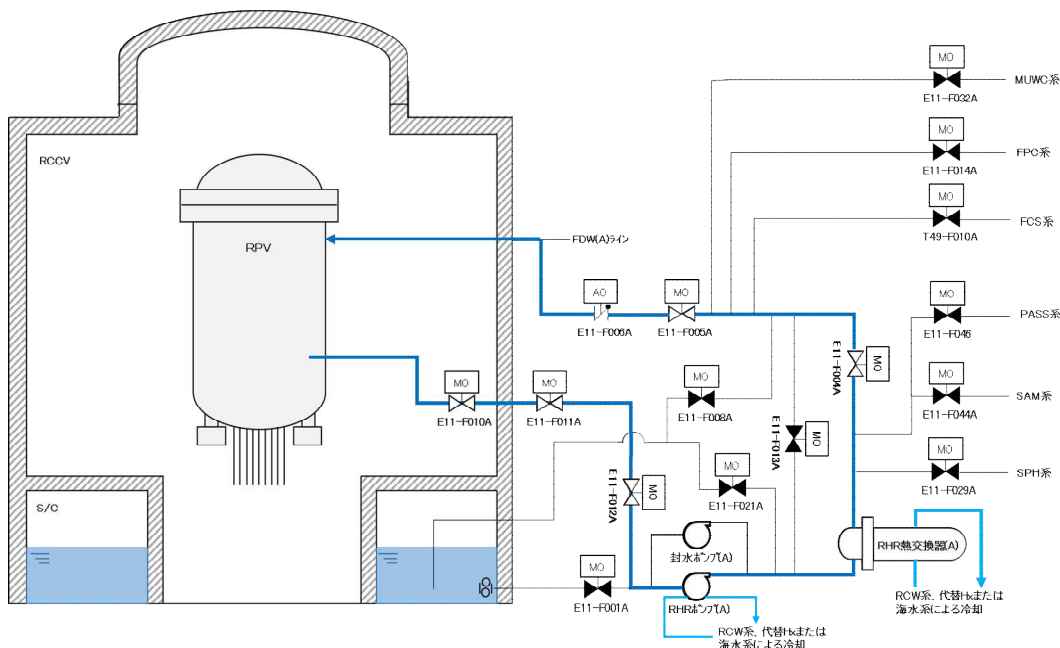


図 48-11-2 残留熱除去系（A）による原子炉除熱 概略系統図

熱交換器ユニットの構造について

代替原子炉補機冷却系（図 48-11-3）の熱交換器ユニットは、図 48-11-4 で示す通りポンプ 2 台、熱交換器 2 基、ストレーナ 2 基で構成される。熱交換器は、大容量送水車（熱交換器ユニット用）により通水した海水により冷却される。

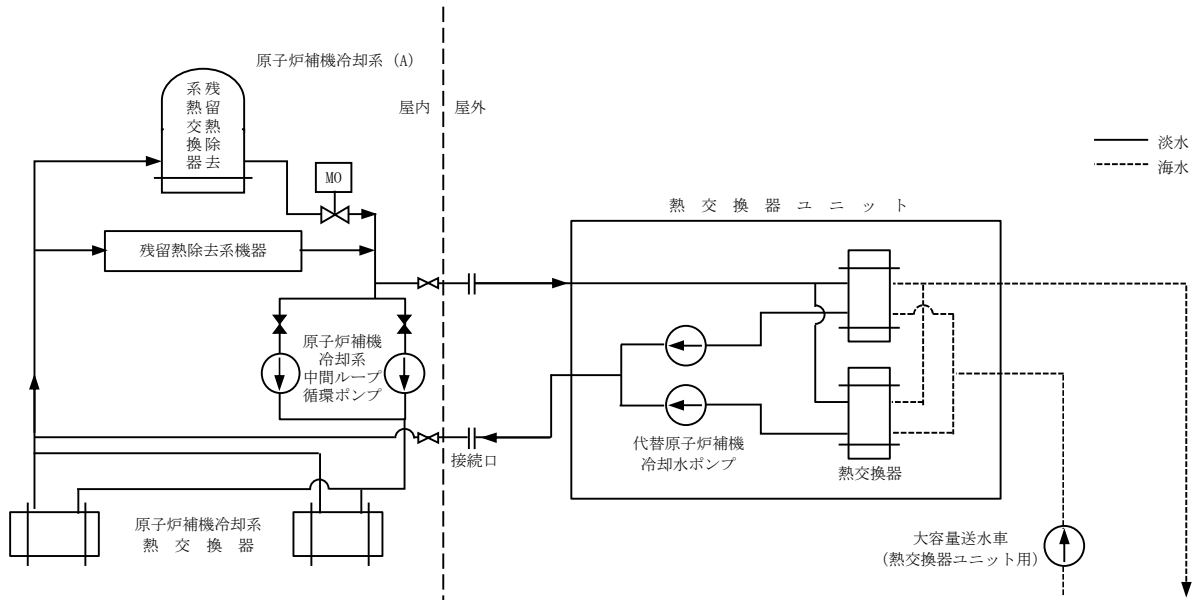


図 48-11-3 代替原子炉補機冷却系 系統概要図

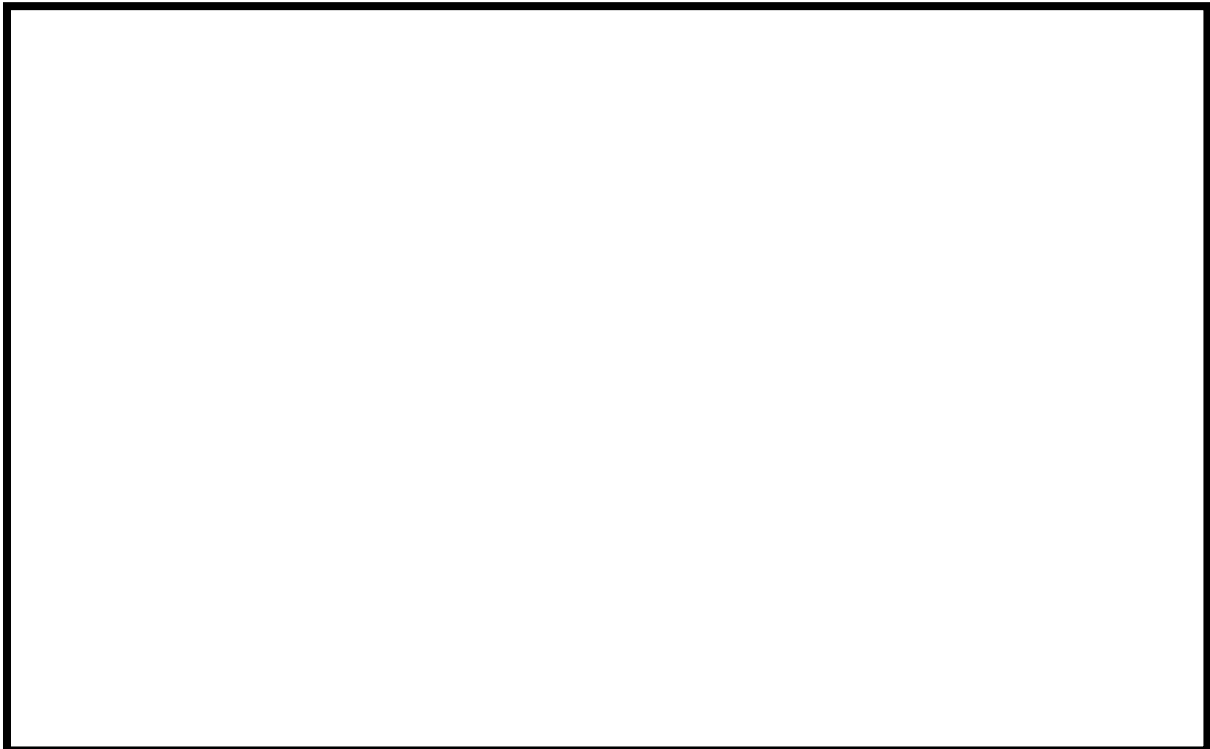


図 48-11-4 熱交換器ユニット 概要図

2. 格納容器圧力逃がし装置，耐圧強化ベント系の空気駆動弁駆動用ポンベの整備

格納容器圧力逃がし装置並びに耐圧強化ベント系に設置される空気駆動弁（一次隔離弁（サブプレッション・チェンバ側，ドライウェル側），フィルタ装置入口弁，耐圧強化ベント弁）については，遠隔手動弁操作設備を設置し，人力による駆動が可能な設計としているが，駆動源の多様化により操作の信頼性を向上させる目的で，これらの空気駆動弁を駆動させるための高圧窒素ガスを供給する空気駆動弁駆動用ポンベを設置する。

なお，空気駆動弁の駆動部に高圧窒素ガスを供給するラインは，図 48-11-5 のに示す通り，駆動空気切替用電磁弁の排気ポートからも，高圧窒素ガスを供給できる構成となっている。これにより，電源喪失等により電磁弁に開信号を印可することができない場合においても，電磁弁の排気ポート側から空気駆動弁駆動部に高圧窒素ガスを供給し，空気駆動弁を操作することができる設計となっている。

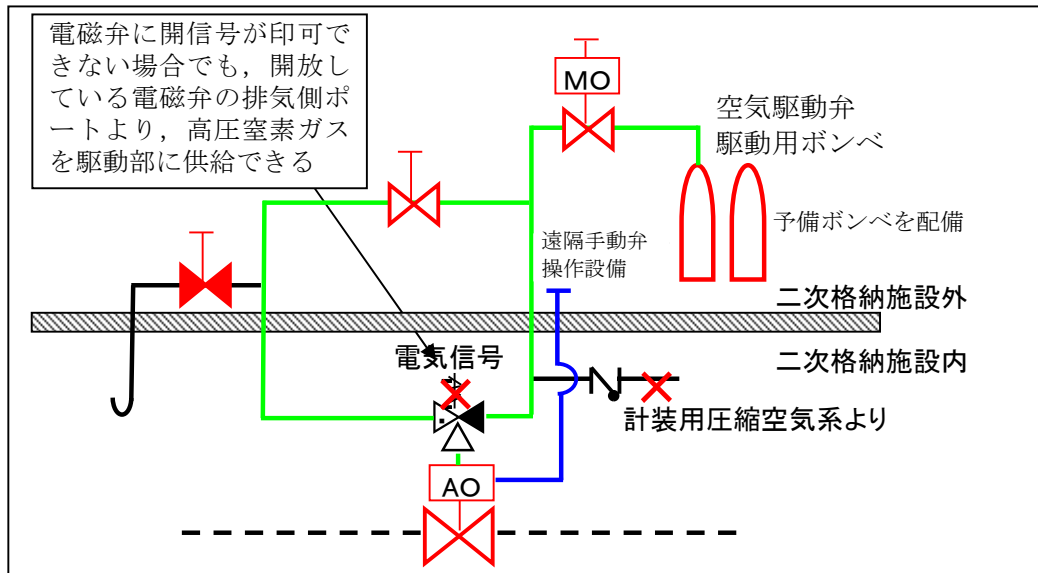


図 48-11-5 空気駆動弁駆動用高圧窒素ガス供給ライン

48-12

機器名称覧に記載の弁名称と，各号炉の弁名称・弁番号の関係について

条文適合性資料本文中の機器名称覧に記載の弁名称については、説明資料の構成上、略称等が用いられている場合がある。これらの記載名称と各号炉に設置されている弁の正式名称及び弁番号の関係について、下表の通り整理する。

【代替原子炉補機冷却系】

表 48-12-1 機器名称覧に記載の弁名称と、正式名称・弁番号の関係について

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
48条	代替冷却水供給止め弁(A)	代替冷却系供給ライン北側接続口隔離弁(A)	P21-F266	代替冷却水供給止め弁(A)	P21-F144
	代替冷却水戻り止め弁(A)	代替冷却系戻りライン北側接続口隔離弁(A)	P21-F267	代替冷却水戻り止め弁(A)	P21-F143
	代替冷却系供給ライン西側接続口隔離弁(A)	代替冷却系供給ライン西側接続口隔離弁(A)	P21-F262	-	-
	代替冷却系戻りライン西側接続口隔離弁(A)	代替冷却系戻りライン西側接続口隔離弁(A)	P21-F265	-	-
	熱交換器ユニット流量調整弁	熱交換器ユニット流量調整弁	P27-F102	熱交換器ユニット流量調整弁	P27-F102
	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水出口弁	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水出口弁	P21-MO-F013A	残留熱除去系熱交換器(A)冷却水出口弁	P21-MO-F042A
	常用冷却水供給側分離弁(A)	常用冷却水供給側分離弁(A)	P21-MO-F074A	常用冷却水供給側分離弁(A)	P21-MO-F016A
	常用冷却水戻り側分離弁(A)	常用冷却水戻り側分離弁(A)	P21-MO-F082A	常用冷却水戻り側分離弁(A)	P21-MO-F037A
	可燃性ガス濃度制御系室空調機(A)出口弁	可燃性ガス濃度制御系(A)室空調機冷却水出口弁	P21-F038A	可燃性ガス濃度制御系室空調機(A)出口弁	P21-F058A
	格納容器雰囲気モニタラック(A)出口弁	格納容器内雰囲気モニタ系冷却器(A)冷却水出口弁	P21-F034A	格納容器雰囲気モニタラック(A)出口弁	P21-F132A
	格納容器内雰囲気モニタ系(A)室空調機冷却水出口弁	格納容器内雰囲気モニタ系(A)室空調機冷却水出口弁	P21-F058A	-	-
	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A)出口弁	燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)室空調機冷却水出口弁	P21-F032A	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(A)出口弁	P21-F060A
	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)冷却水出口弁	P21-F030A	燃料プール冷却浄化系熱交換器(A)出口弁	P21-F051A
	燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)軸受冷却器冷却水出口弁	燃料プール冷却浄化系ポンプ(A)軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F116A	-	-
	非常用ガス処理系室空調機(A)出口弁	非常用ガス処理系室(A)空調機冷却水出口弁	P21-F036A	非常用ガス処理系室空調機(A)出口弁	P21-F062A
	残留熱除去系ポンプ室空調機(A)出口弁	残留熱除去系ポンプ(A)室空調機冷却水出口弁	P21-F040A	残留熱除去系ポンプ室空調機(A)出口弁	P21-F045A
	残留熱除去系ポンプ(A)冷却水出口弁	残留熱除去系ポンプ(A)モータ軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F042A	残留熱除去系ポンプ(A)冷却水出口弁	P21-F202A
	残留熱除去系ポンプ(A)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁	残留熱除去系ポンプ(A)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁	P21-F044A	-	-
	サブプレッションプール浄化系ポンプ室空調機出口弁	サブプレッションプール浄化系ポンプ室空調機冷却水出口弁	P21-F070A	サブプレッションプール浄化系ポンプ室空調機出口弁	P21-F110
	サブプレッションプール浄化系ポンプ軸受冷却器冷却水出口弁	サブプレッションプール浄化系ポンプ軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F114	-	-
原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機出口弁	原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機冷却水出口弁	P21-F046	原子炉隔離時冷却系ポンプ室空調機出口弁	P21-F112	

(次頁に続く)

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
48条	原子炉補機冷却水系ポンプ(A)吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(A)吸込弁	P21-F015A	原子炉補機冷却水系ポンプ(A)吸込弁	P21-F001A
	原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁	P21-F015D	原子炉補機冷却水系ポンプ(D)吸込弁	P21-F001D
	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)冷却水温度調節弁後弁	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)冷却水出口弁	P21-F028A	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(A)冷却水温度調節弁後弁	P21-F055A
	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)冷却水温度調節弁後弁	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)冷却水出口弁	P21-F028C	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(C)冷却水温度調節弁後弁	P21-F055C
	原子炉補機冷却海水ポンプ(A)電動機軸受出口弁	-	-	原子炉補機冷却海水ポンプ(A)電動機軸受出口弁	P21-F222A
	原子炉補機冷却海水ポンプ(D)電動機軸受出口弁	-	-	原子炉補機冷却海水ポンプ(D)電動機軸受出口弁	P21-F222D
	サージタンク(A)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	換気空調補機非常用冷却水系降水管(A)タイライン止め弁	P21-F053A	サージタンク(A)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	P21-F067A
	代替冷却水供給第二止め弁(B)	代替冷却系供給ライン隔離弁(B)	P21-F268	代替冷却水供給第二止め弁(B)	P21-F148
	代替冷却水戻り第二止め弁(B)	代替冷却系戻りライン隔離弁(B)	P21-F269	代替冷却水戻り第二止め弁(B)	P21-F147
	残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	P21-M0-F013B	残留熱除去系熱交換器(B)冷却水出口弁	P21-M0-F042B
	常用冷却水供給側分離弁(B)	常用冷却水供給側分離弁(B)	P21-M0-F074B	常用冷却水供給側分離弁(B)	P21-M0-F016B
	常用冷却水戻り側分離弁(B)	常用冷却水戻り側分離弁(B)	P21-M0-F082B	常用冷却水戻り側分離弁(B)	P21-M0-F037B
	可燃性ガス濃度制御系室空調機(B)出口弁	可燃性ガス濃度制御系(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F038B	可燃性ガス濃度制御系室空調機(B)出口弁	P21-F058B
	格納容器雰囲気モニタ系ラック(B)出口弁	格納容器内雰囲気モニタ系冷却器(B)冷却水出口弁	P21-F034B	格納容器雰囲気モニタ系ラック(B)出口弁	P21-F132B
	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(B)出口弁	燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F032B	燃料プール冷却浄化系ポンプ室空調機(B)出口弁	P21-F060B
	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)冷却水出口弁	P21-F030B	燃料プール冷却浄化系熱交換器(B)出口弁	P21-F051B
	燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)軸受冷却器冷却水出口弁	燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F116B	-	-
	非常用ガス処理系室空調機(B)出口弁	非常用ガス処理系室(B)空調機冷却水出口弁	P21-F036B	非常用ガス処理系室空調機(B)出口弁	P21-F062B
	残留熱除去系ポンプ室空調機(B)出口弁	残留熱除去系ポンプ(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F040B	残留熱除去系ポンプ室空調機(B)出口弁	P21-F045B
	高压炉心注水系ポンプ(B)冷却器冷却水出口弁	高压炉心注水系ポンプ(B)モータ軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F050B	高压炉心注水系ポンプ(B)冷却器冷却水出口弁	P21-F206B
	高压炉心注水系ポンプ室空調機(B)出口弁	高压炉心注水系ポンプ(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F048B	高压炉心注水系ポンプ室空調機(B)出口弁	P21-F047B
	原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁	P21-F015B	原子炉補機冷却水系ポンプ(B)吸込弁	P21-F001B
	原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	P21-F015E	原子炉補機冷却水系ポンプ(E)吸込弁	P21-F001E
	原子炉補機冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁	-	-	原子炉補機冷却海水ポンプ(B)電動機軸受出口弁	P21-F222B

(次頁に続く)

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
48条	原子炉補機冷却海水ポンプ(E)電動機軸受出口弁	-	-	原子炉補機冷却海水ポンプ(E)電動機軸受出口弁	P21-F222E
	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水出口弁	P21-F028B	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(B)冷却水温度調節弁後弁	P21-F055B
	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水出口弁	P21-F028D	換気空調補機非常用冷却水系冷凍機(D)冷却水温度調節弁後弁	P21-F055D
	格納容器内雰囲気モニタ系(B)室空調機冷却水出口弁	格納容器内雰囲気モニタ系(B)室空調機冷却水出口弁	P21-F058B	-	-
	残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器冷却水出口弁	残留熱除去系ポンプ(B)モータ軸受冷却器冷却水出口弁	P21-F042B	-	-
	残留熱除去系ポンプ(B)冷却水出口弁	残留熱除去系ポンプ(B)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁	P21-F044B	残留熱除去系ポンプ(B)冷却水出口弁	P21-F202B
	高圧炉心注水系ポンプ(B)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁	高圧炉心注水系ポンプ(B)メカニカルシール冷却器冷却水出口弁	P21-F052B	-	-
	サージタンク(B)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	換気空調補機非常用冷却水系降水管(B)タイライン止め弁	P21-F053B	サージタンク(B)換気空調補機非常用冷却水系側出口弁	P21-F067B

【格納容器圧力逃がし装置，及び耐圧強化ベント系】

表 48-12-2 機器名称一覧に記載の弁名称と，正式名称・弁番号の関係について

条文	統一名称	6号炉		7号炉	
		弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
48条	一次隔離弁（サブプレッショ ン・チェンバ側）	S/Cベント用出口隔離弁	T31-F022	AC S/Cベント用出口隔離弁	T31-F022
	一次隔離弁（ドライウエル 側）	D/Wベント用出口隔離弁	T31-F019	AC D/Wベント用出口隔離弁	T31-F019
	二次隔離弁	PCV耐圧強化ベント用連絡配管 隔離弁	T31-F070	AC PCV耐圧強化ベント用連絡 配管隔離弁	T31-F070
	二次隔離弁バイパス弁	PCV耐圧強化ベント用連絡配管 隔離弁バイパス弁	T31-F072	PCV耐圧強化ベント用連絡配管 隔離弁バイパス弁	T31-F072
	フィルタ装置入口弁	耐圧強化ベント系PCVベントラ インフィルタベント側隔離弁	T61-F001	耐圧強化ベント系PCVベントラ インフィルタベント側隔離弁	T61-F001
	耐圧強化ベント弁	耐圧強化ベント系PCVベントラ イン排気筒側隔離弁	T61-F002	耐圧強化ベント系PCVベントラ イン排気筒側隔離弁	T61-F002
	非常用ガス処理系 フィルタ装 置出口隔離弁 A	SGTSフィルタ装置出口弁(A)	T22-F004A	SGTS フィルタ装置出口弁(A)	T22-F004A
	非常用ガス処理系 フィルタ装 置出口隔離弁 B	SGTSフィルタ装置出口弁(B)	T22-F004B	SGTS フィルタ装置出口弁(B)	T22-F004B
	非常用ガス処理系 第一隔離弁	SGTS側PCVベント用隔離弁	T31-F020	AC SGTS側PCVベント用隔離弁	T31-F020
	非常用ガス処理系 第二隔離弁	SGTS側PCVベント用隔離弁後弁	T22-F040	SGTS側PCVベント用隔離弁後弁	T22-F040
	換気空調系 第一隔離弁	HVAC側PCVベント用隔離弁	T31-F021	AC HVAC側PCVベント用隔離弁	T31-F021
	換気空調系 第二隔離弁	HVAC側PCVベント用隔離弁後弁	U41-F050	HVAC側PCVベント用隔離弁後弁	U41-F050
非常用ガス処理系 Uシール隔 離弁	SGTS出口ドレン弁	T22-F511	SGTS 出口Uシール元弁	T22-F511	

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 その他設備

49-8 各号炉の弁名称及び弁番号

49-1

SA 設備基準適合性一覽表

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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				復水移送ポンプ	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	原子炉建屋の二次格納施設外及びその他の建屋内	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	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)	—
				関連資料	49-3 配置図, 49-4 系統図	
		第2号	操作性	中央制御室操作, 現場操作		A, Bb, Bf
			関連資料	49-3 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	49-5 試験及び検査		
		第4号	切り替え性	本来の用途以外の用途として使用するため, 切替操作が必要		A
			関連資料	49-4 系統図		
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	49-3 配置図, 49-4 系統図	
	第6号	設置場所	中央制御室操作, 現場操作		Aa, B	
		関連資料	49-3 配置図			
	第2項	第1号	常設 SA の容量	DB施設の系統及び機器の容量等が十分		B
			関連資料	49-6 容量設定根拠		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)		対象外
			関連資料	—		
第3号		共通要因故障防止	環境条件、自然現象、 外部人為事象、溢水、 火災	防止設備-対象(代替対象DB設備有り)-屋内		A a
			サポート系故障	対象(サポート系有り)-異なる駆動源又は冷却源		C a
			関連資料	本文		

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 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（格納容器スプレイ冷却モード）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	二次格納施設内	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		本来の用途として使用一切替必要	B a	
		関連資料		—			
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	A d	
	その他(飛散物)			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		DB施設の系統及び機器の容量等が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B	
			関連資料		—		
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外	
			関連資料		—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、 外部人為事象、溢水、 火災		(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			—			

柏崎刈羽原子力発電所 6号及び7号炉 SA設備基準適合性 一覧表 (常設)

第49条：原子炉格納容器内の冷却等のための設備		残留熱除去系（サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード）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	二次格納施設内	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		本来の用途として使用一切替必要	B a	
		関連資料		—			
	第5号	悪影響防止	系統設計		DB施設と同じ系統構成	A d	
	その他(飛散物)			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		DB施設の系統及び機器の容量等が十分 (DB施設と同仕様の容量で設計)	B	
			関連資料		—		
		第2号	共用の禁止		(共用しない設備)	対象外	
			関連資料		—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災		(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			—			

49-2
単線結線図

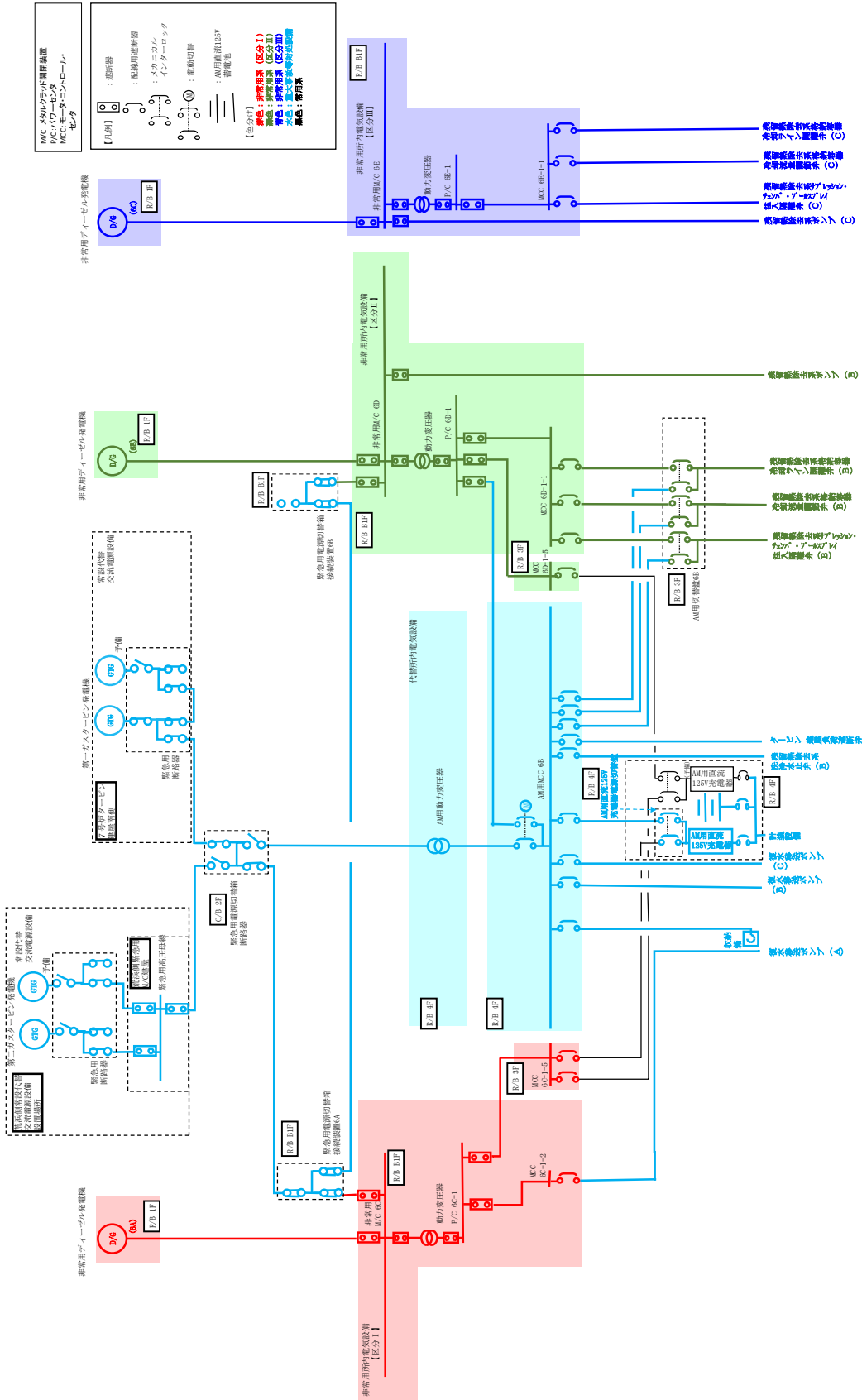


図1 単線結線図 (6号炉)

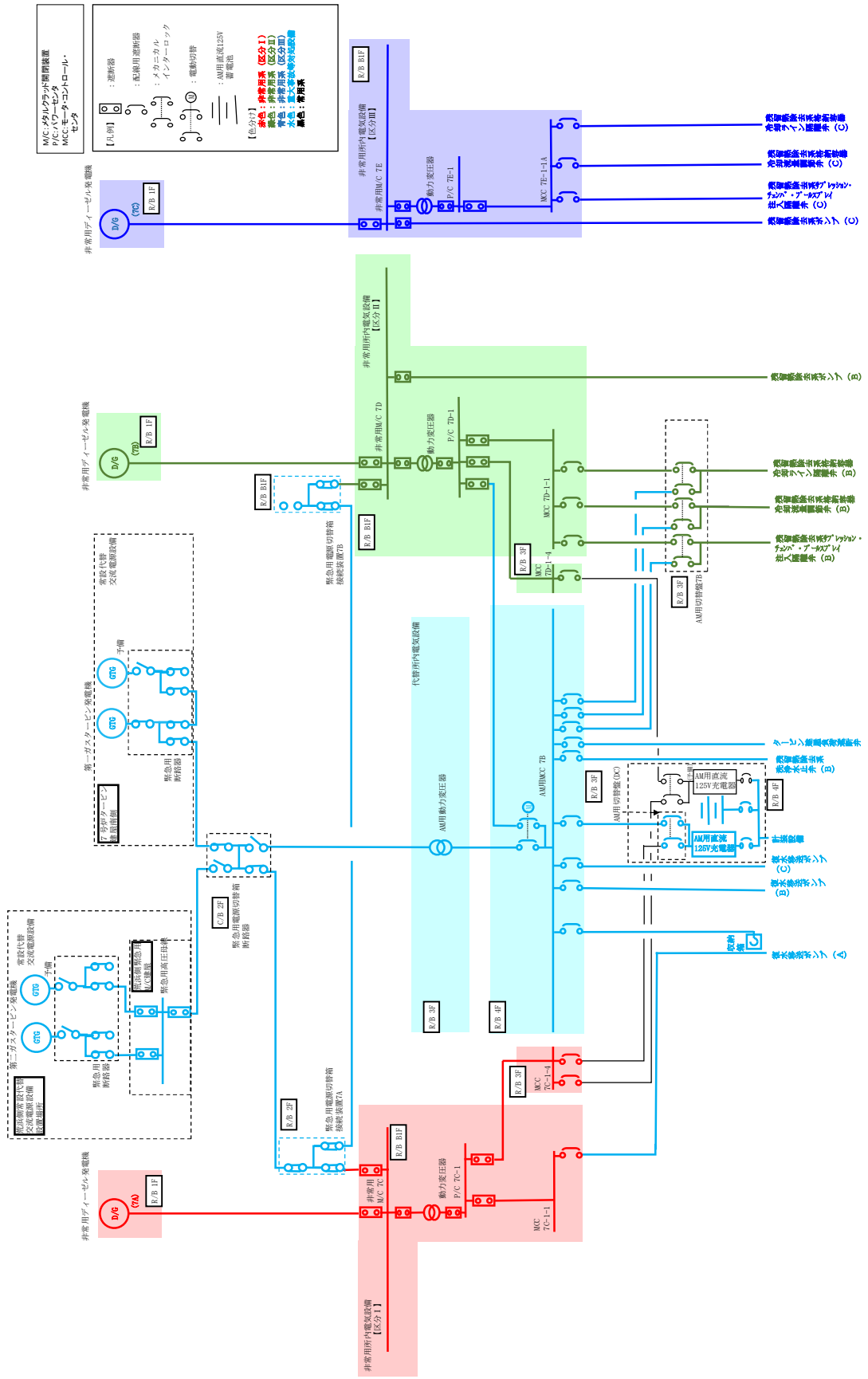




図2 単線結線図 (7号炉)

49-3
配置図

 : 設計基準対象施設
 : 重大事故等対処設備を示す

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

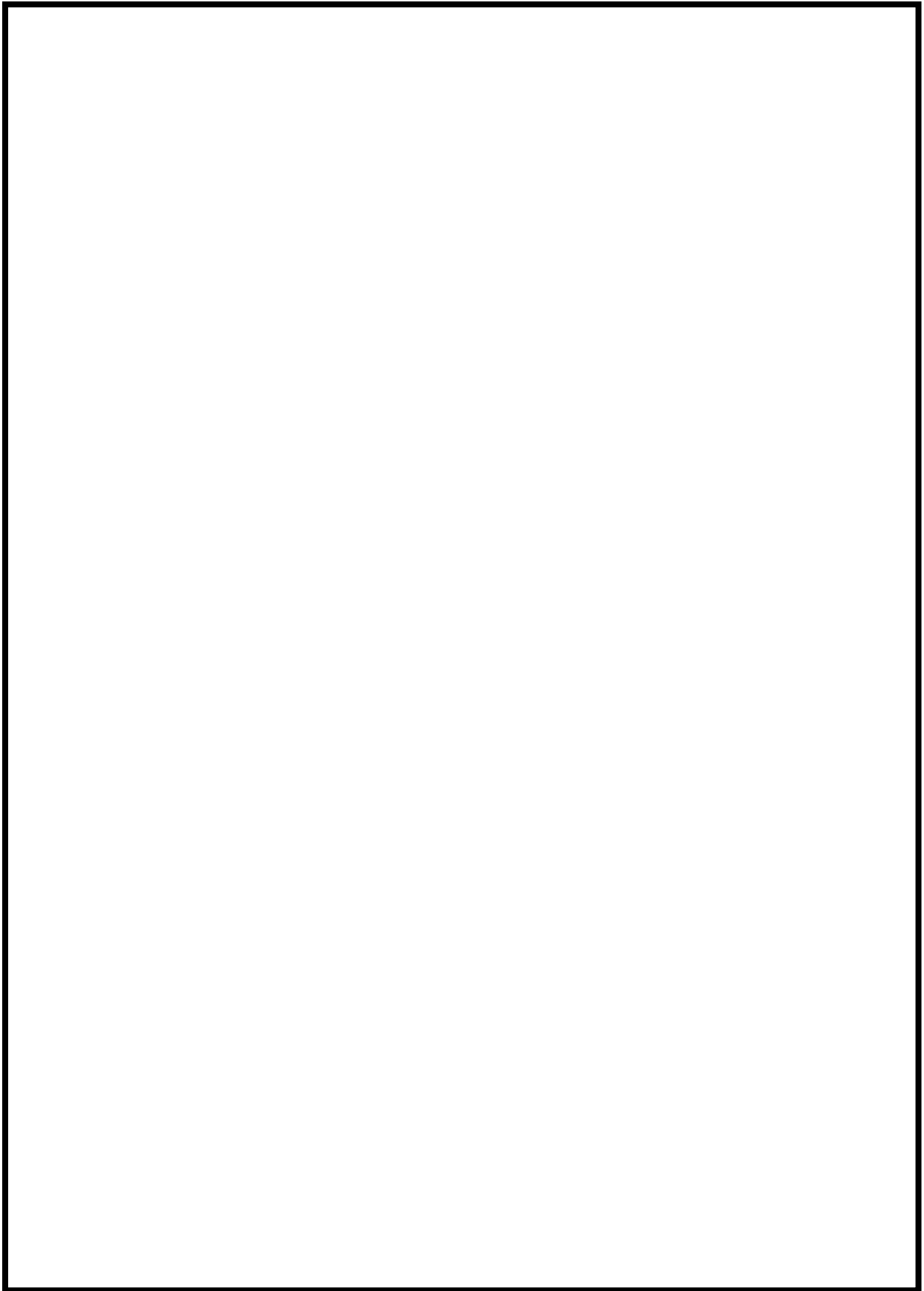


図1 配置図 (6 / 7号炉 コントロール建屋地上2階)

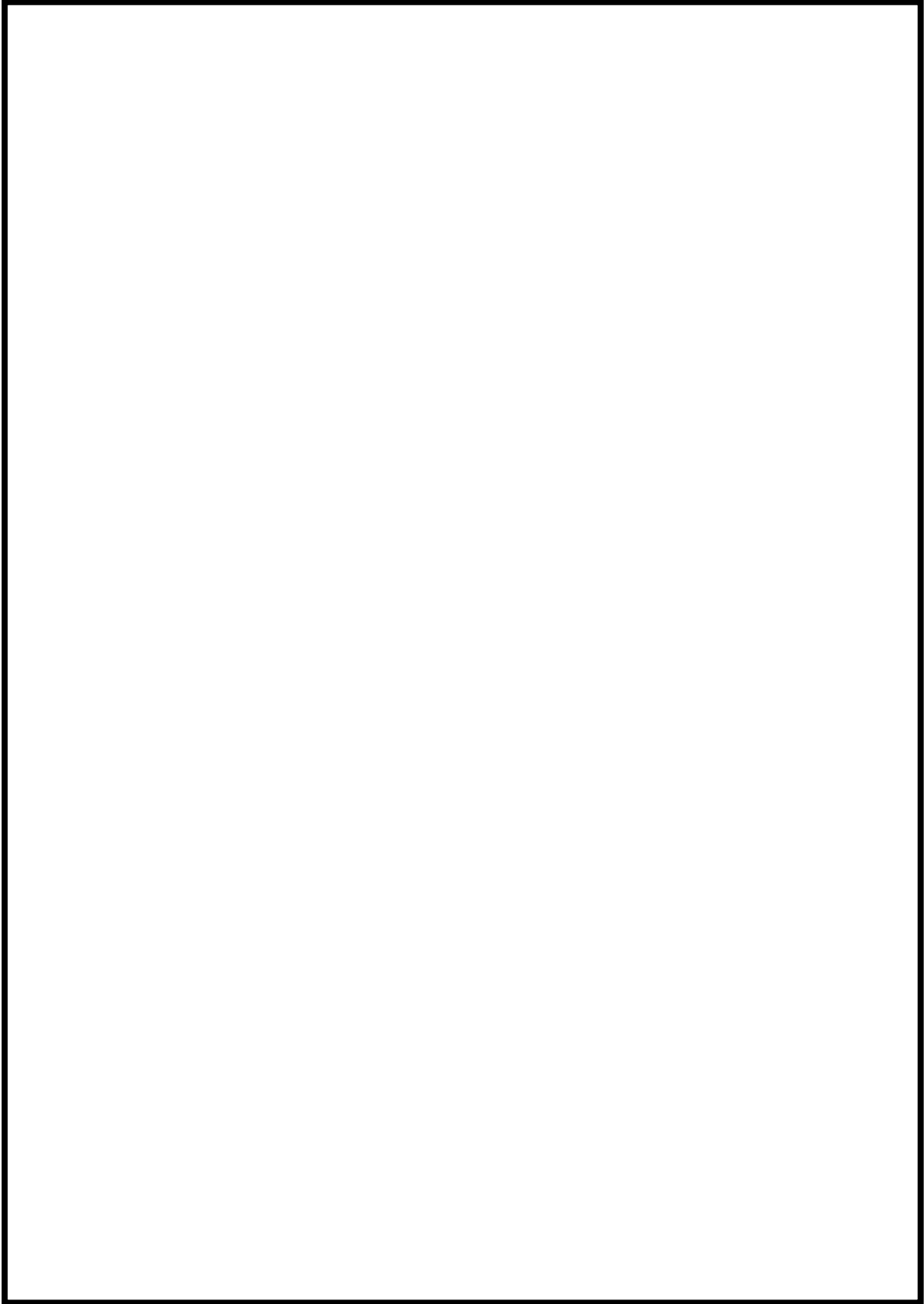


図 2 配置図 (6/7 号炉 廃棄物処理建屋地下 3 階)

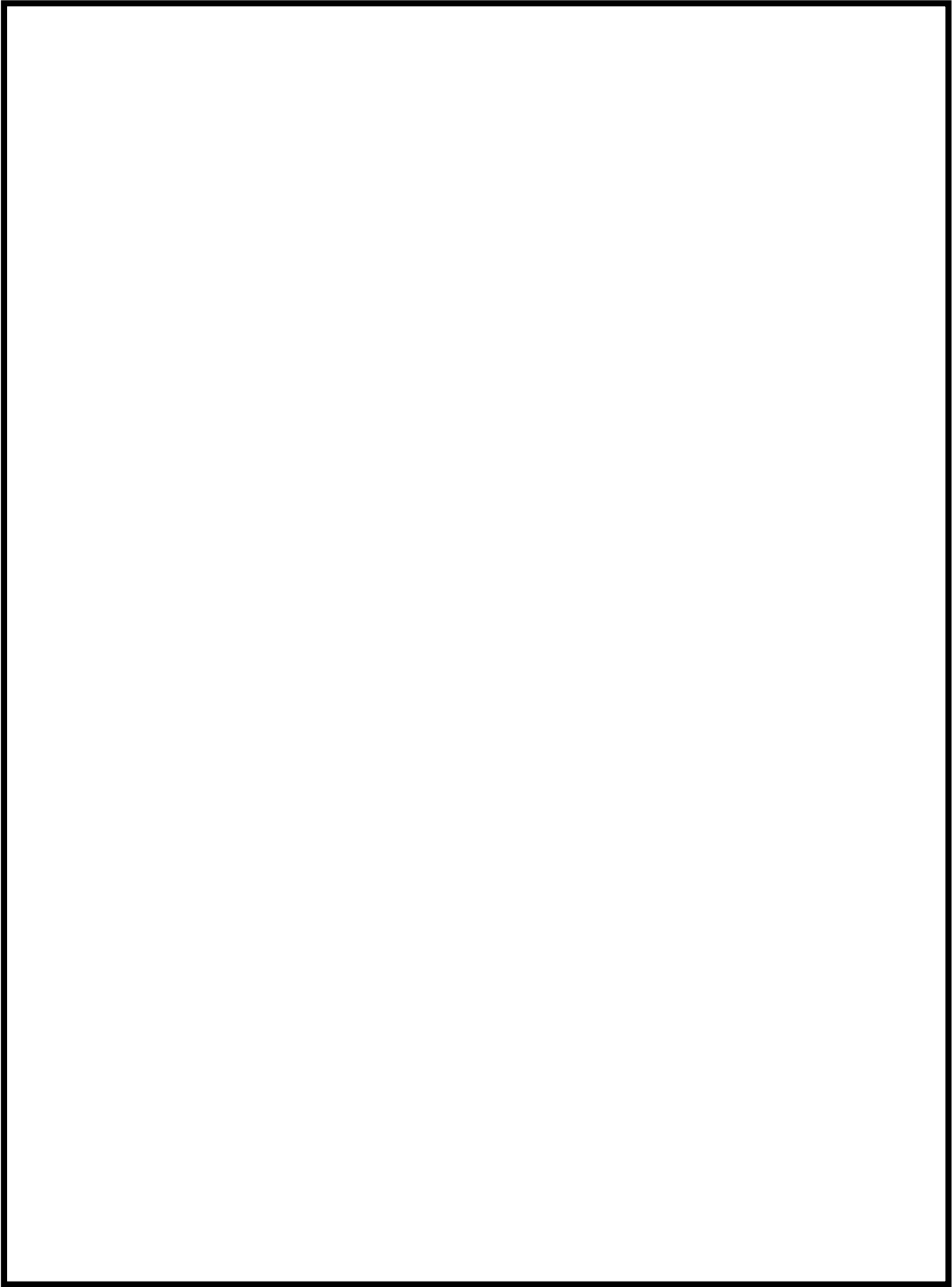


图 3 配置图（6号炉 原子炉建屋地下3階）

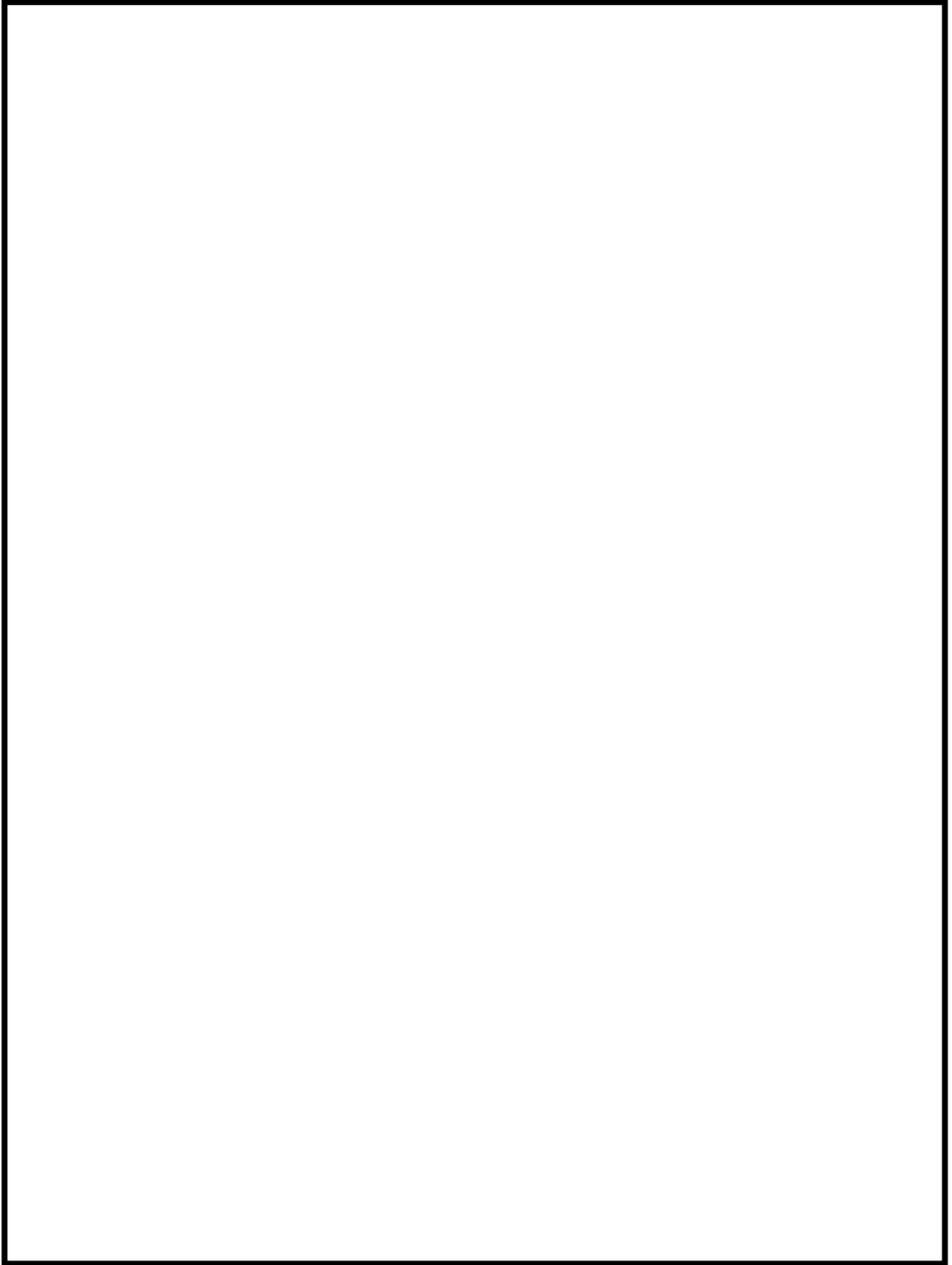


图 4 配置图（7号炉 原子炉建屋地下3階）

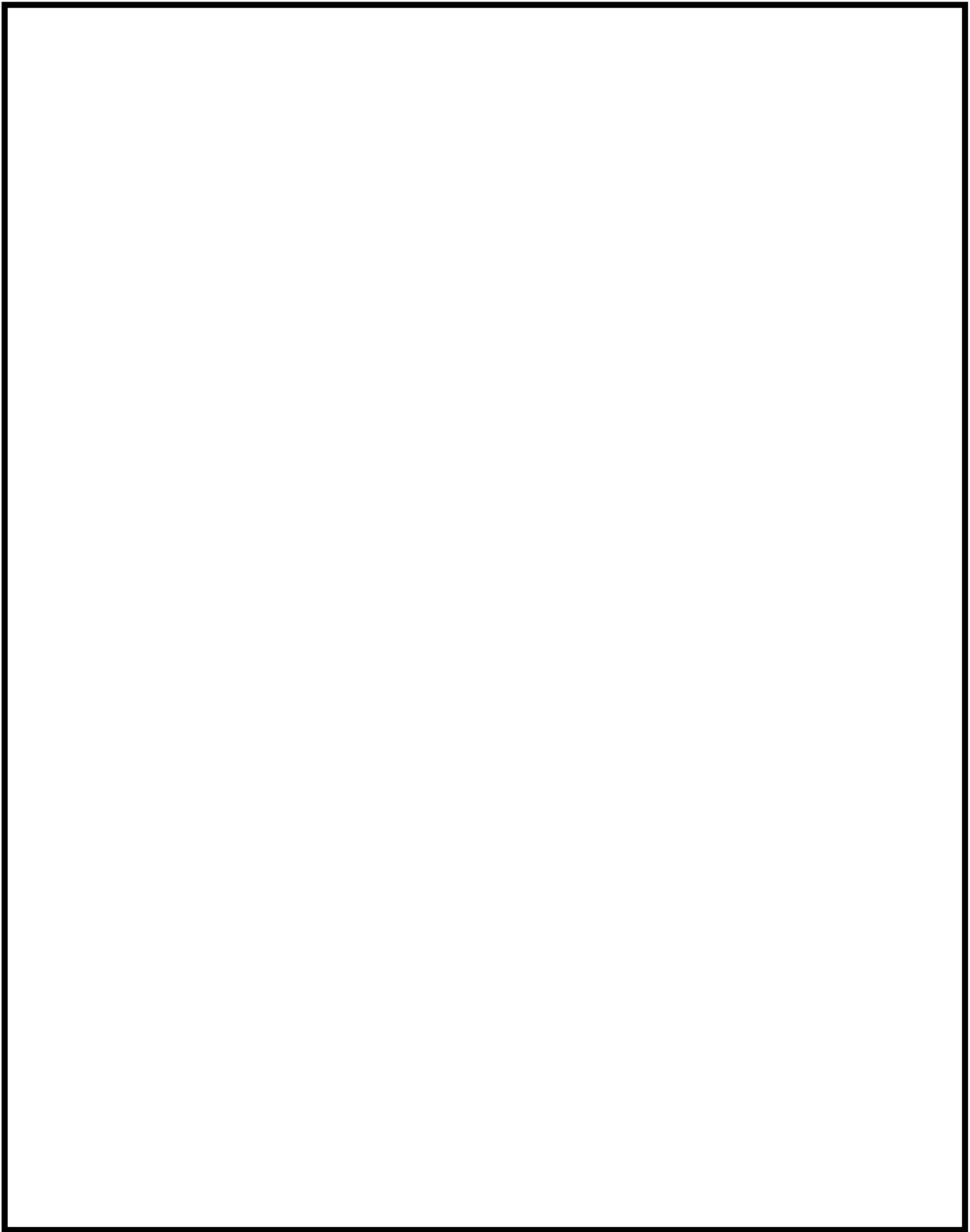


图 5 配置图 (6 号炉 原子炉建屋地下 2 階)

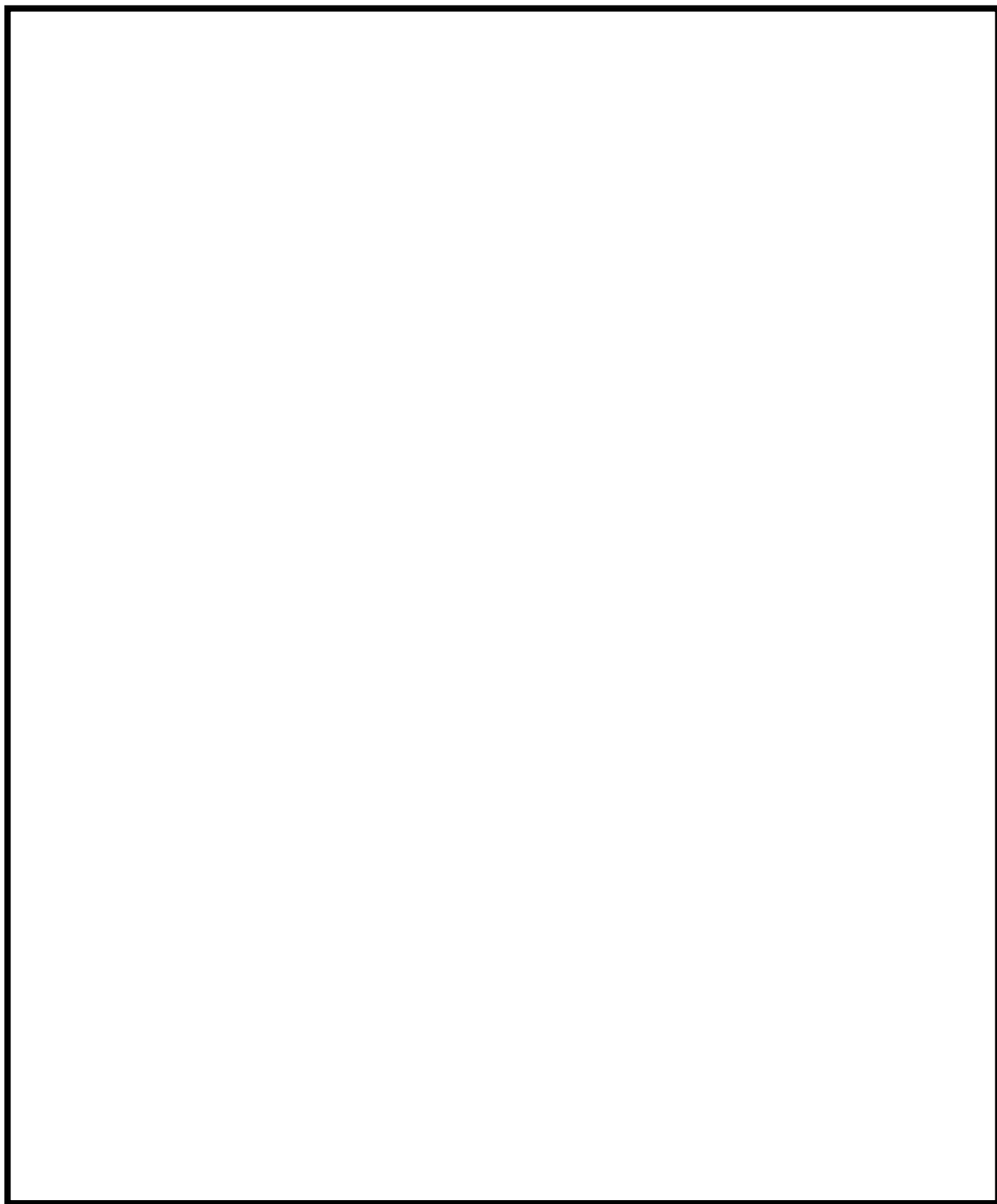


图 6 配置图 (6 号炉 原子炉建屋地下 1 階)

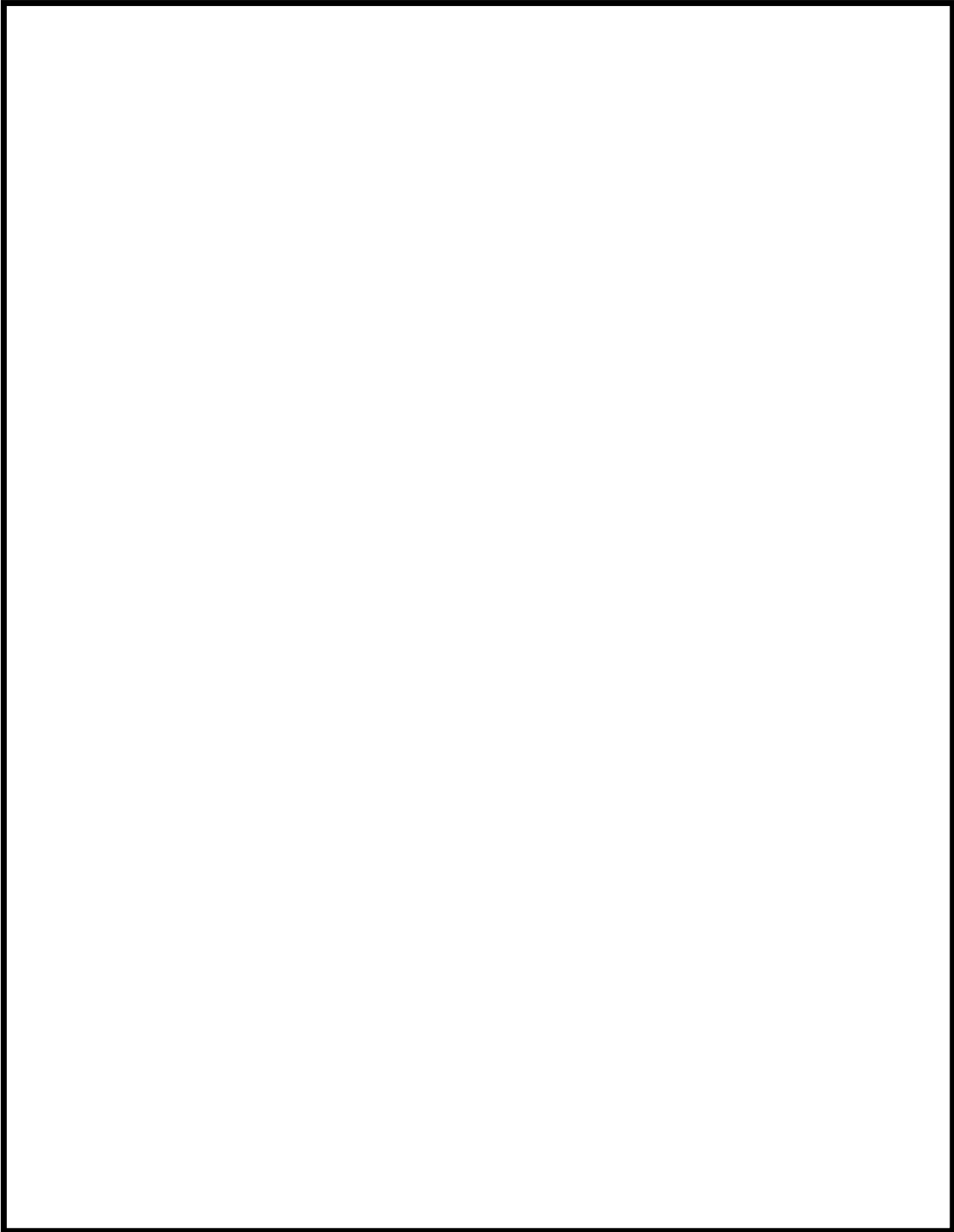


图 7 配置图（7号炉 原子炉建屋地下1階）

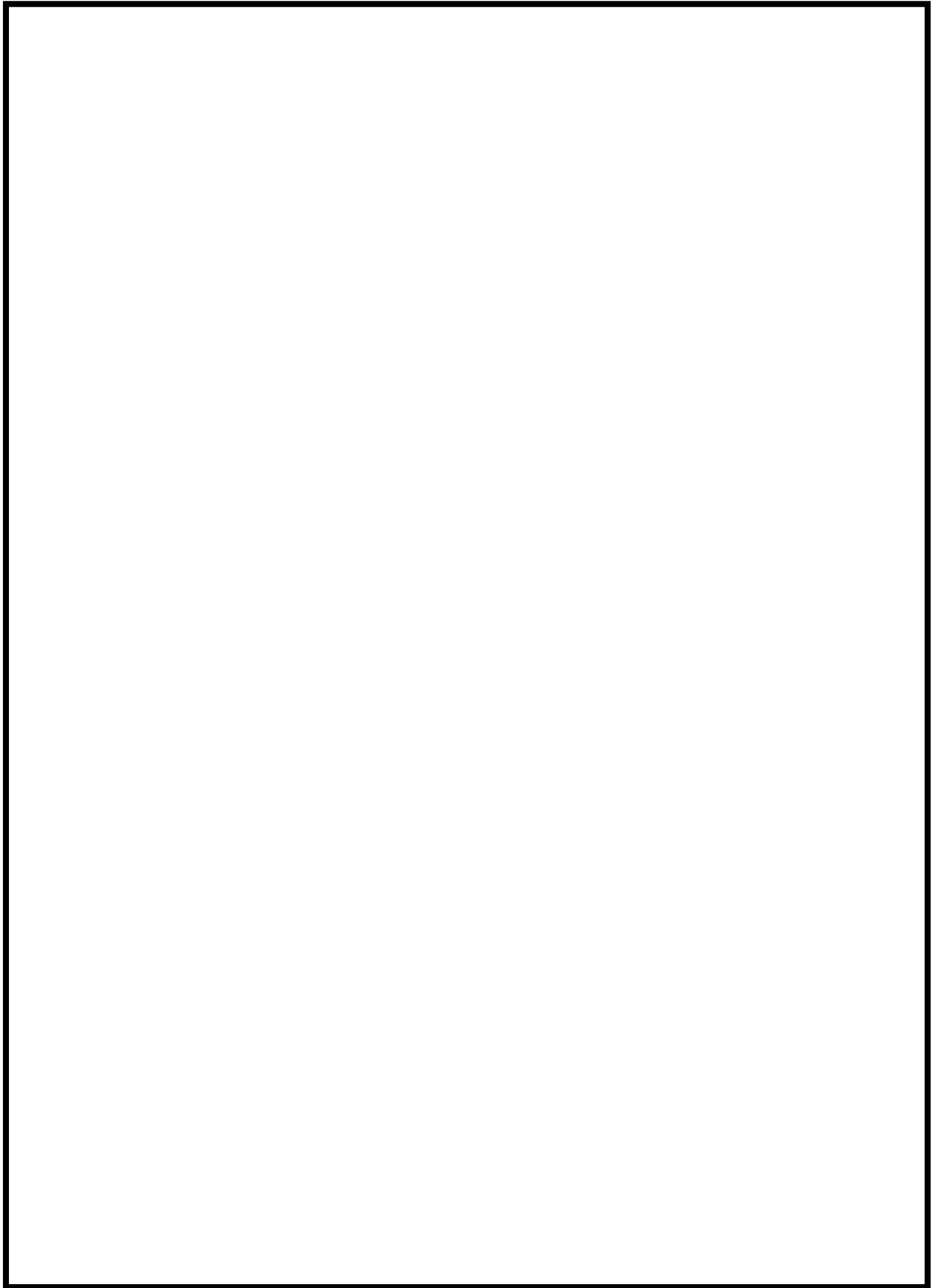


图 8 配置图 (6 号炉 原子炉建屋地上 1 階)

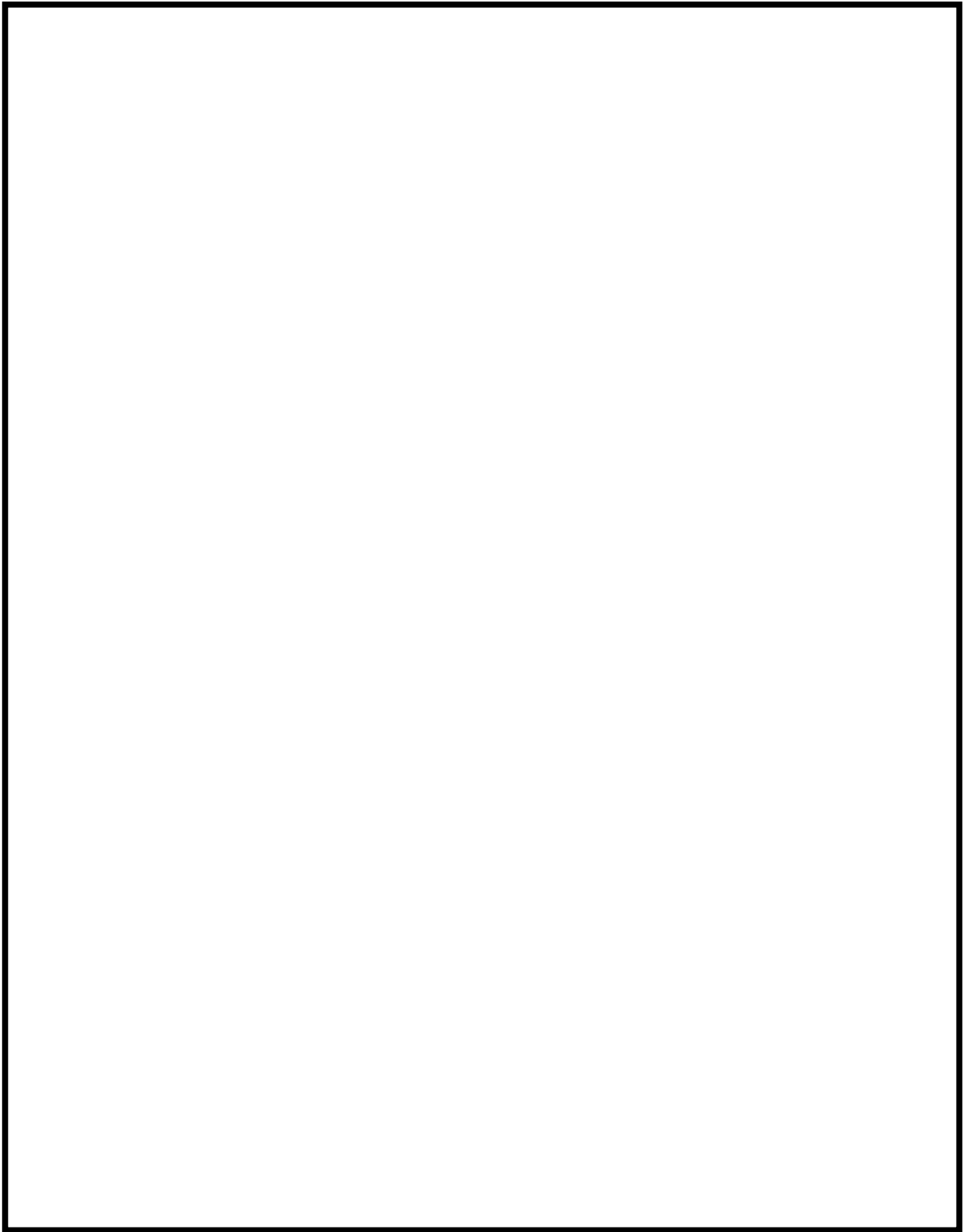


図 9 配置図（7号炉 原子炉建屋地上1階）

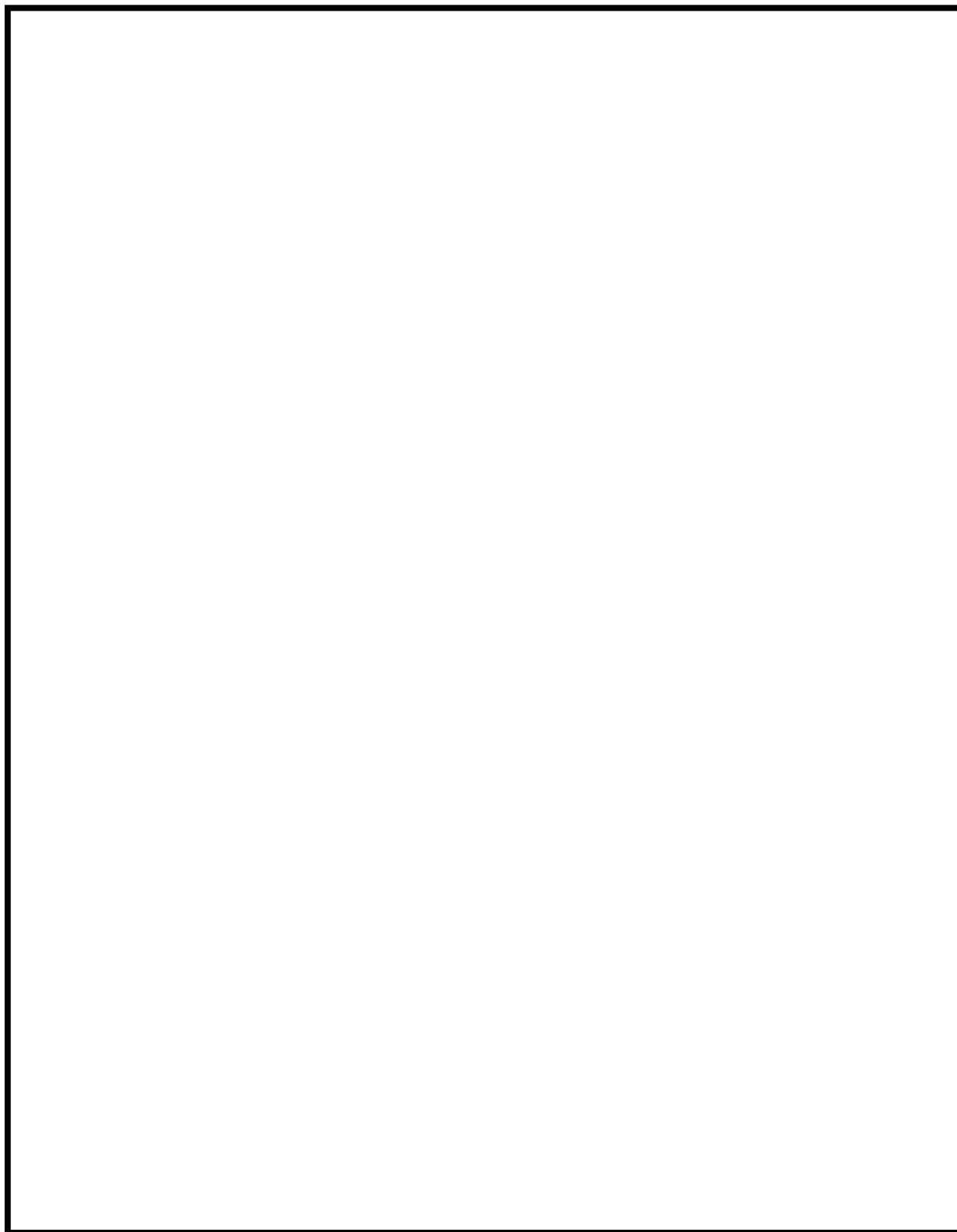


图 10 配置图（6号炉 原子炉建屋地上3階）

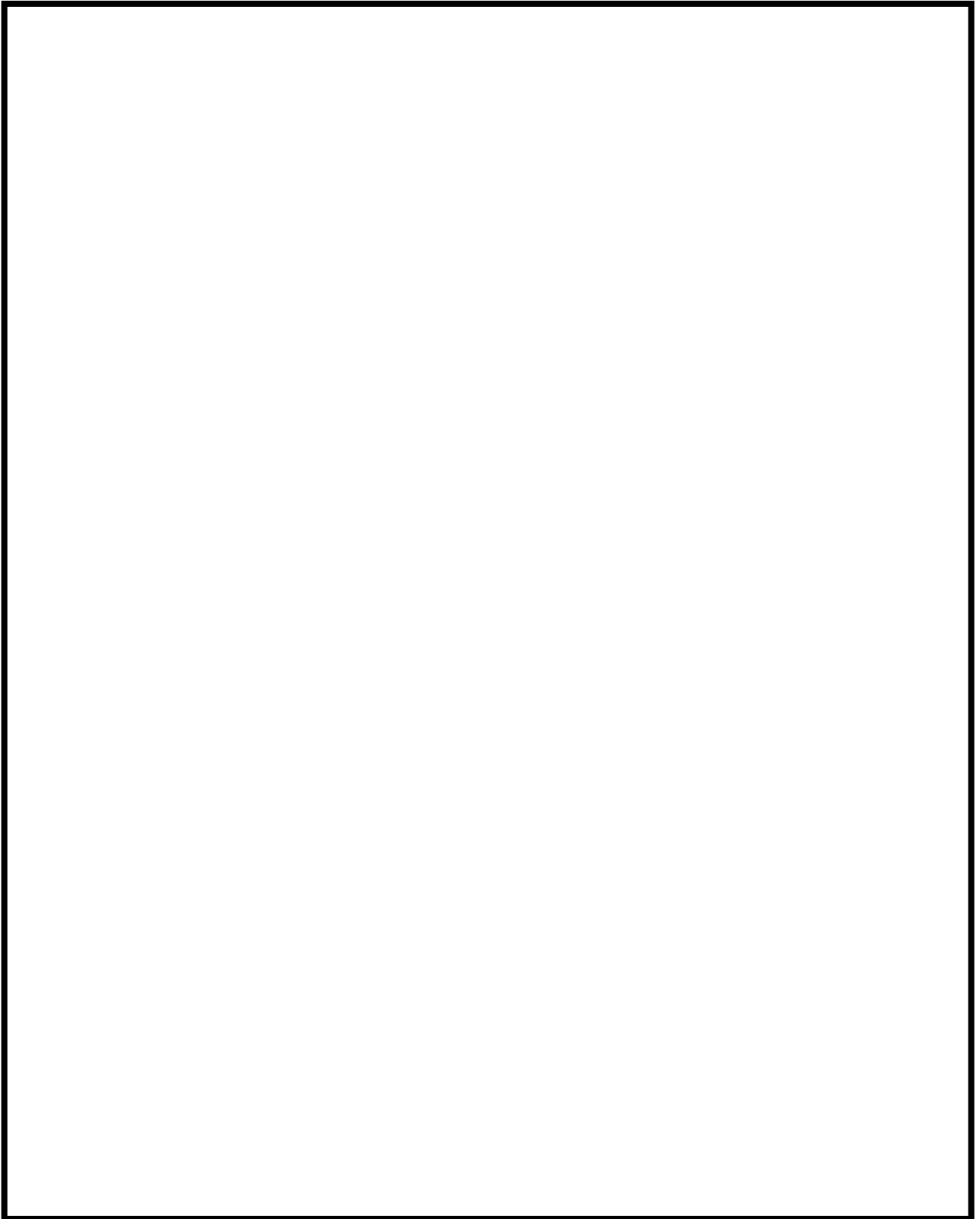


图 11 配置图（7号炉 原子炉建屋地上3階）

49-4
系統図

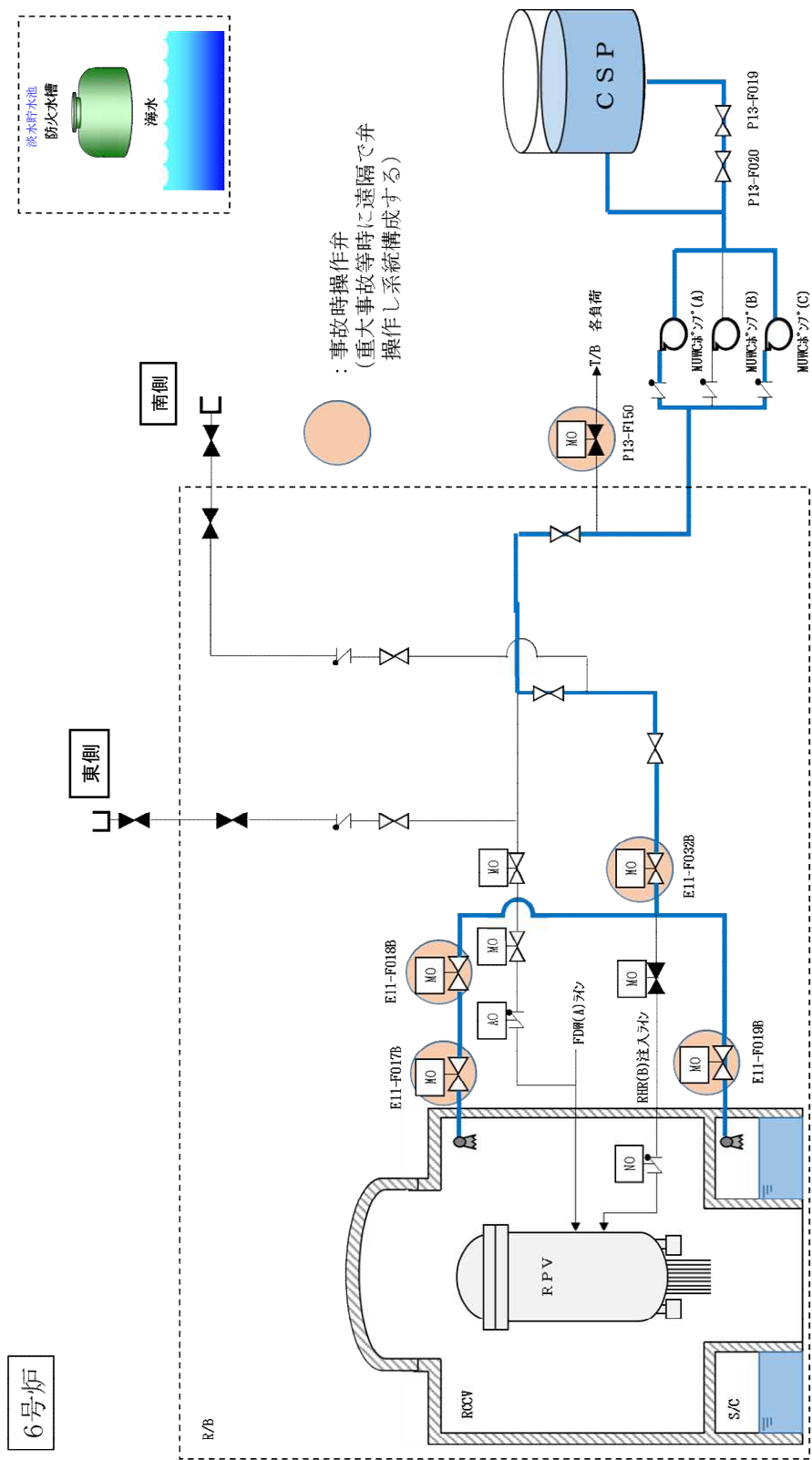


図1 代替格納容器スプレイ冷却系 系統概要図 (6号炉)

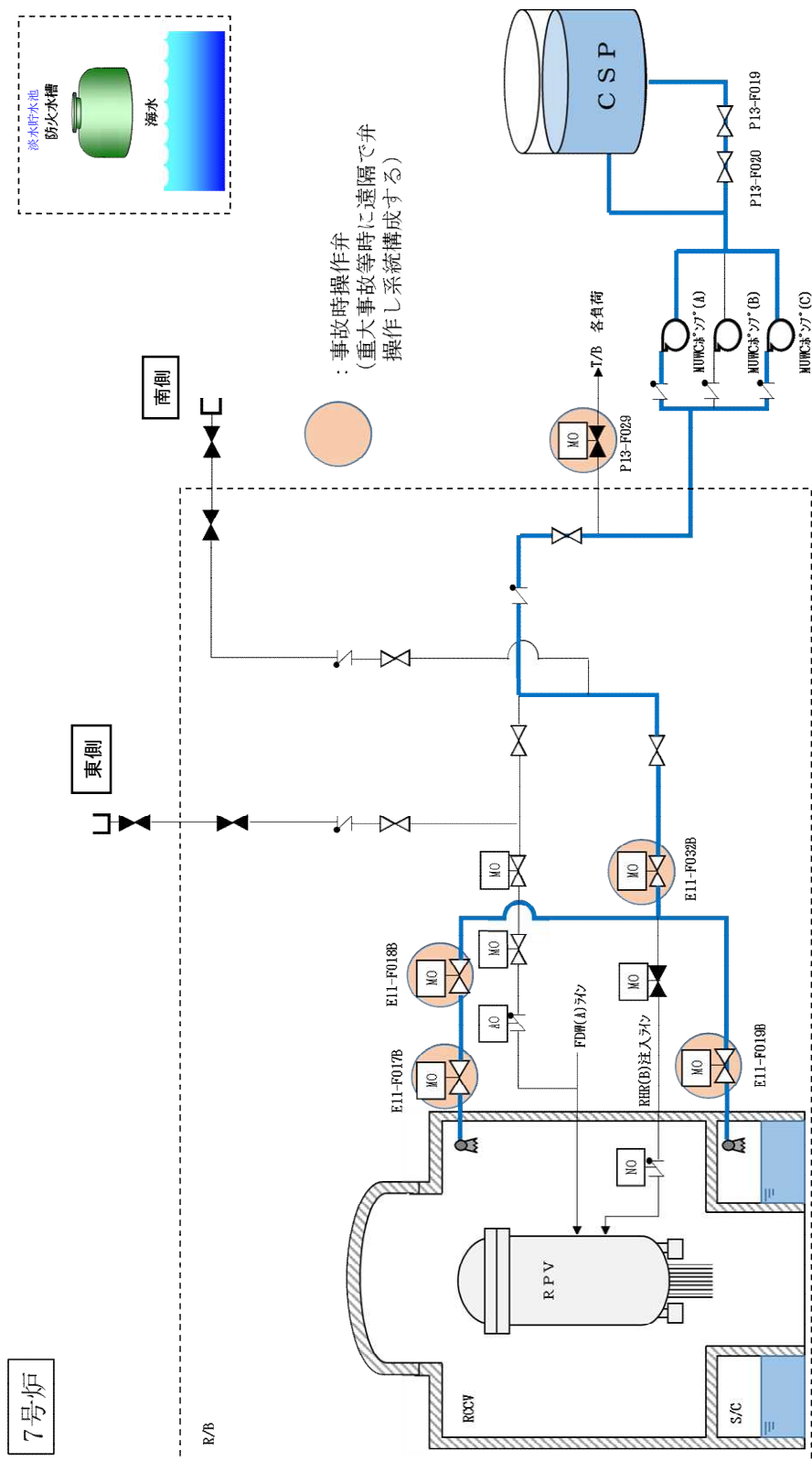


図2 代替格納容器スプレイ冷却系 系統概要図 (7号炉)

49-5
試験及び検査

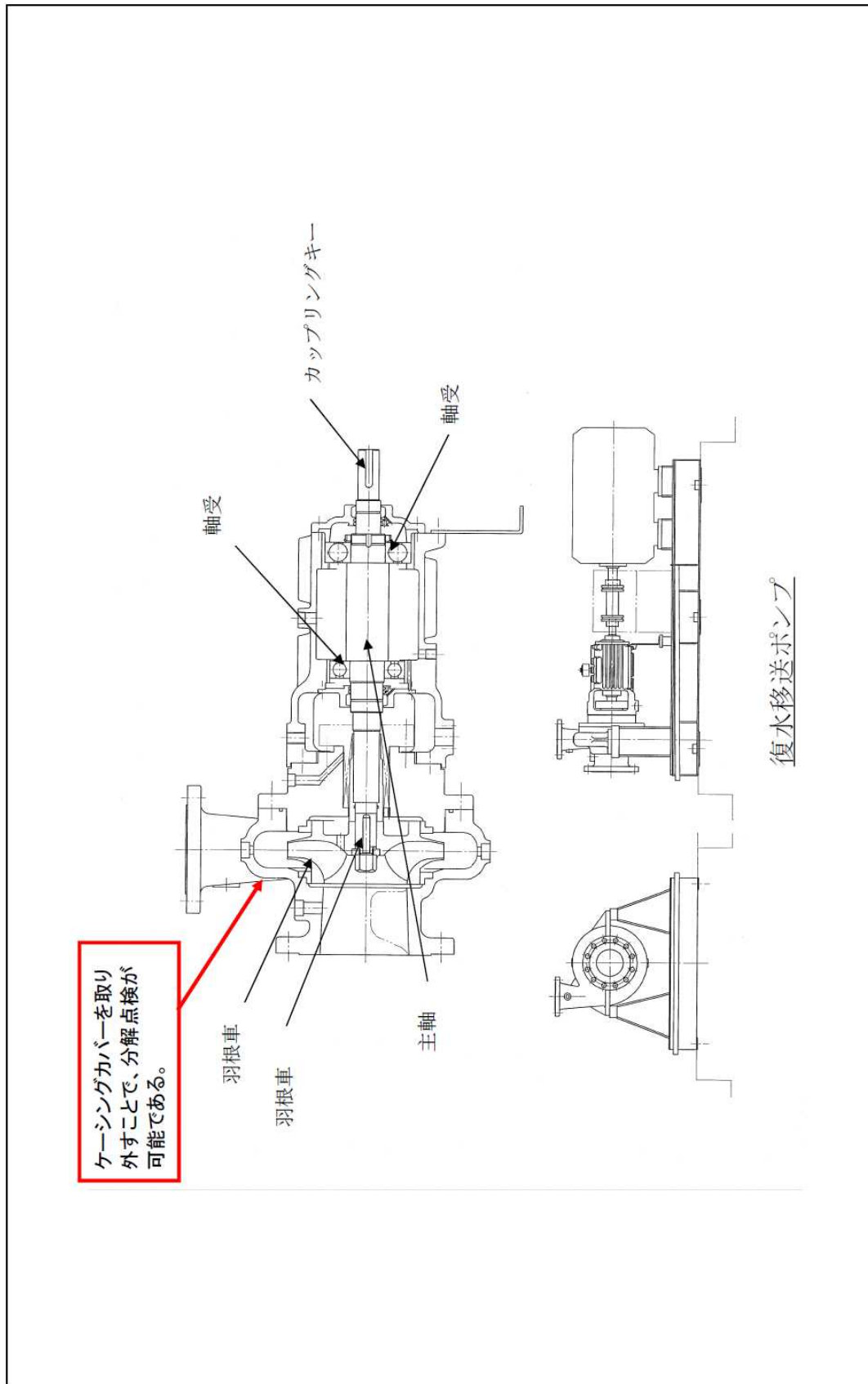


図1 復水移送ポンプ 構造図

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

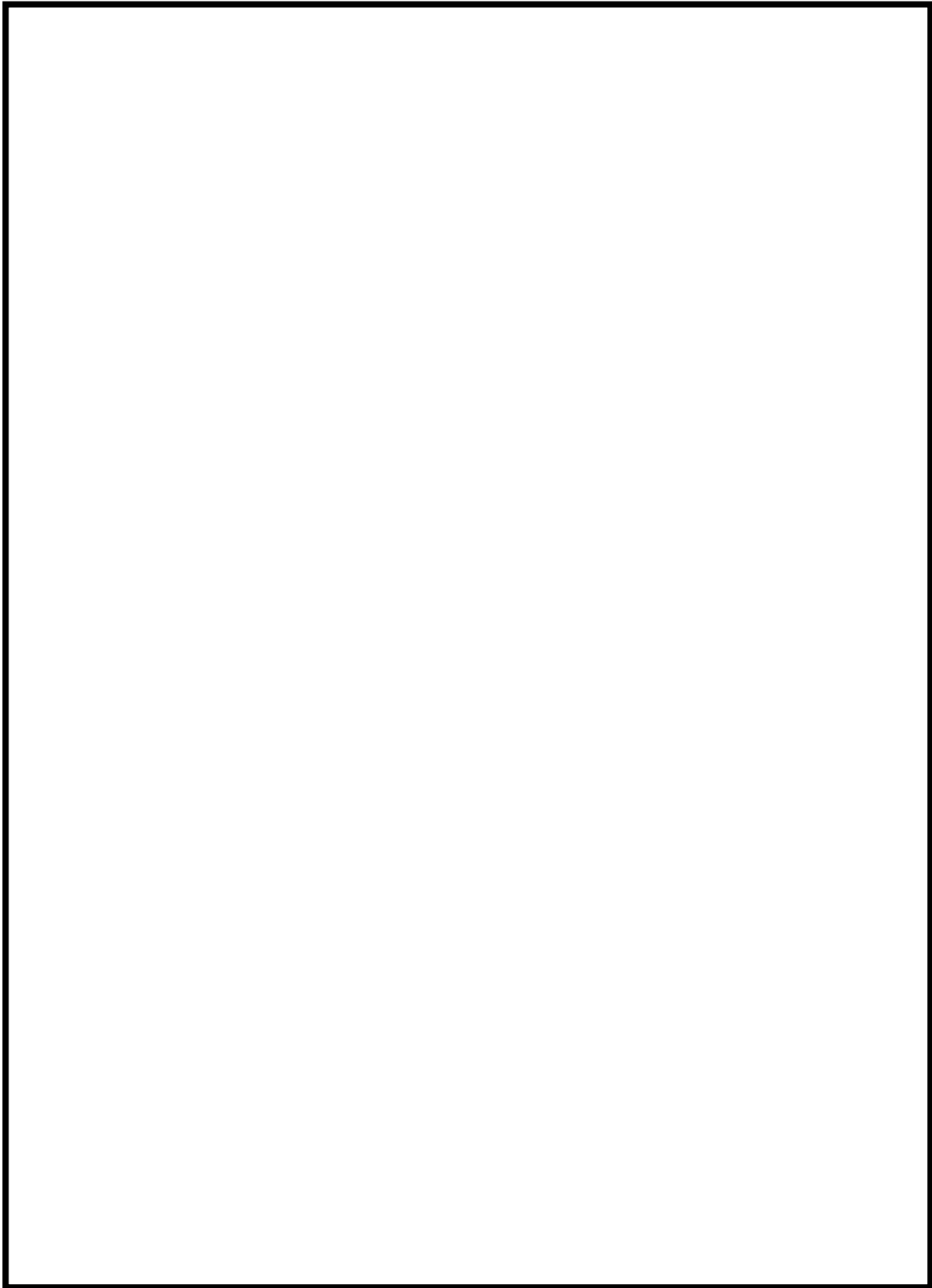


図2 代替格納容スプレイ冷却系運転性能検査系統図（6号炉）

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

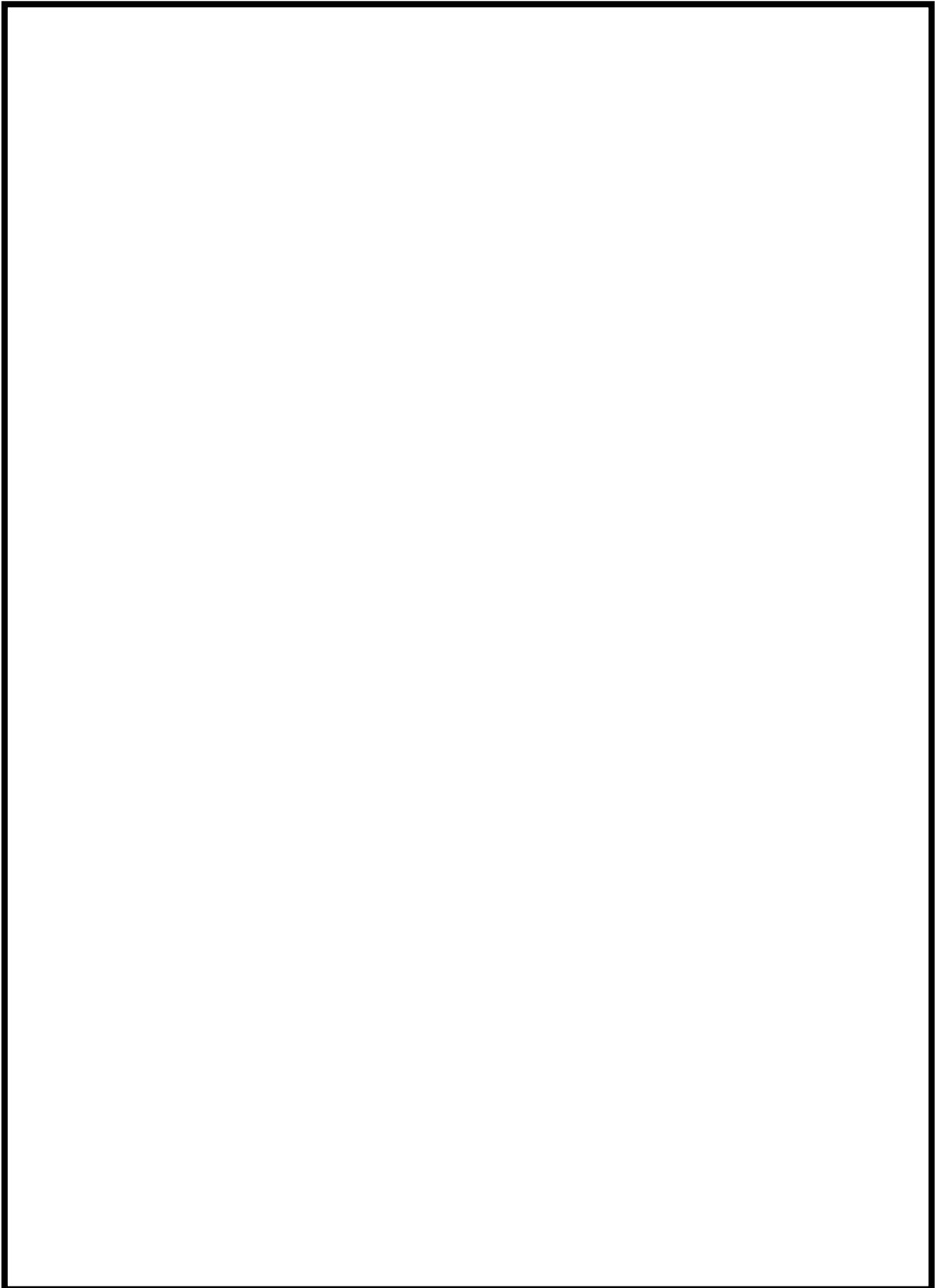


図3 代替格納容スプレイ冷却系運転性能検査系統図（7号炉）

49-6
容量設定根拠

枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

名 称		復水移送ポンプ (代替格納容器スプレイ冷却系時)
容量	m ³ /h/台	70 (注 1), (125 (注 2))
全揚程	m	6 号炉:96 以上, 7 号炉:93 以上 (注 1) (85 (注 2))
最高使用圧力	MPa	1.37
最高使用温度	℃	66
原動機出力	kW/台	6 号炉: <input type="checkbox"/> 以上, 7 号炉: <input type="checkbox"/> 以上 (注 1) (55 (注 2))
機器仕様に関する注記		注 1: 要求値を示す 注 2: 公称値を示す
<p>【設 定 根 拠】 復水移送ポンプは重大事故等時に以下の機能を有する。</p> <p>代替格納容器スプレイ系として使用する復水移送ポンプは、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させ炉心の著しい損傷を防止するため使用する。</p> <p>また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉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。</p> <p>これらの系統構成は、復水貯蔵槽を水源とした復水移送ポンプより、残留熱除去系統を経由して、原子炉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原子炉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原子炉格納容器の破損を防止する設計とする。</p> <p>なお、重大事故防止設備の代替格納容器スプレイ系として使用する復水移送ポンプは、1 基あたり 3 台設置しており、このうち必要台数は最大で 2 台であり、1 台を予備として確保する。</p>		

1. 容量 約 125m³/h/台 (約 70m³/h/台)

原子炉格納容器内にスプレイする場合の復水移送ポンプの容量は、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（取水機能喪失、RHR 機能喪失）、中小 LOCA+ECCS 機能喪失や、格納容器破損防止の重要事故シーケンスのうち、過温・過圧破損、水素燃焼において、復水貯蔵槽から、復水、淡水又は海水を原子炉格納容器内にスプレイし、原子炉格納容器内の圧力を、原子炉格納容器の最高使用圧力近傍で維持するために必要な容量を基に設定する。

復水移送ポンプの容量は、上記に示す炉心損傷防止の重要事故シーケンスにおいて 140m³/h(復水移送ポンプ 2 台)の流量にて評価した結果、代替最終ヒートシンクによる格納容器の除熱手段確立までの間、原子炉格納容器内の圧力を原子炉格納容器の最高使用圧力近傍で維持することが可能であることから、1 台あたり約 70m³/h とする。

2. 揚程 約 85m (6 号炉 96m, 7 号炉 93m)

原子炉格納容器内にスプレイする場合の復水移送ポンプの揚程は、原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源と移送先の圧力差(大気開放である復水貯蔵槽と原子炉格納容器の圧力 MPa の圧力差)、静水頭、機器圧損、配管・及び弁類圧損を基に設定する。

【6 号炉】

・移送先の圧力約 0.62Pa の場合

水源と移送先の圧力差	約	<input type="text"/>	m
静水頭	約	<input type="text"/>	m
機器及び配管・弁類圧損	約	<input type="text"/>	m

合計 約 96 m

・移送先の圧力約 0.18MPa の場合

水源と移送先の圧力差	約	<input type="text"/>	m
静水頭	約	<input type="text"/>	m
機器及び配管・弁類圧損	約	<input type="text"/>	m

合計 約 51m

【7号炉】

- ・移送先の圧力約 0.62MPa の場合

水源と移送先の圧力差 約 [] m
静水頭 約 [] m
機器及び配管・弁類圧損 約 [] m

合計 約 93 m

- ・移送先の圧力約 0.18MPa の場合

水源と移送先の圧力差 約 [] m
静水頭 約 [] m
機器及び配管・弁類圧損 約 [] m

合計 約 48 m

以上より、代替格納容器スプレイ冷却系として使用する場合の復水移送ポンプの揚程は6号炉で96m、7号炉で93mである。

また、代替格納容器スプレイ冷却系は、格納容器下部注水系と同時に使用する可能性があるため、同時使用時に各々の必要流量が確保できることを添付(1)「格納容器下部注水系と代替格納容器スプレイ冷却の同時使用について」で示す。

3. 最高使用圧力 1.37MPa

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用圧力は、ポンプ締め切り運転時の揚程約 [] に静水頭約 [] を加えた約 [] を上回る圧力として 1.37MPa としており、重大事故時に代替格納容器スプレイ冷却系として原子炉に注入する場合の圧力もこれと同等である。

4. 最高使用温度 66℃

設計基準対象施設として使用する復水移送ポンプの最高使用温度は、水源の復水貯蔵槽の最高使用温度に合わせ 66℃としており、重大事故等時に代替格納容器スプレイ冷却系として原子炉に注入する場合の温度もこれと同様である。

5. 原動機出力 55kW/台

(6号炉)

代替格納容器スプレイ冷却系として使用する復水移送ポンプの容量 70m³/h, 揚程 98m, のときの必要軸動力は, 以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((70/3,600) \times 98) / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} \doteq \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

Q : ポンプ容量 (m³/h) = 70

H : ポンプ揚程 (m) = 98 (図 49-6-1 参照)

η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 49-6-1 参照)

(参考文献:「ターボポンプ用語」(JIS B 0131-2002))

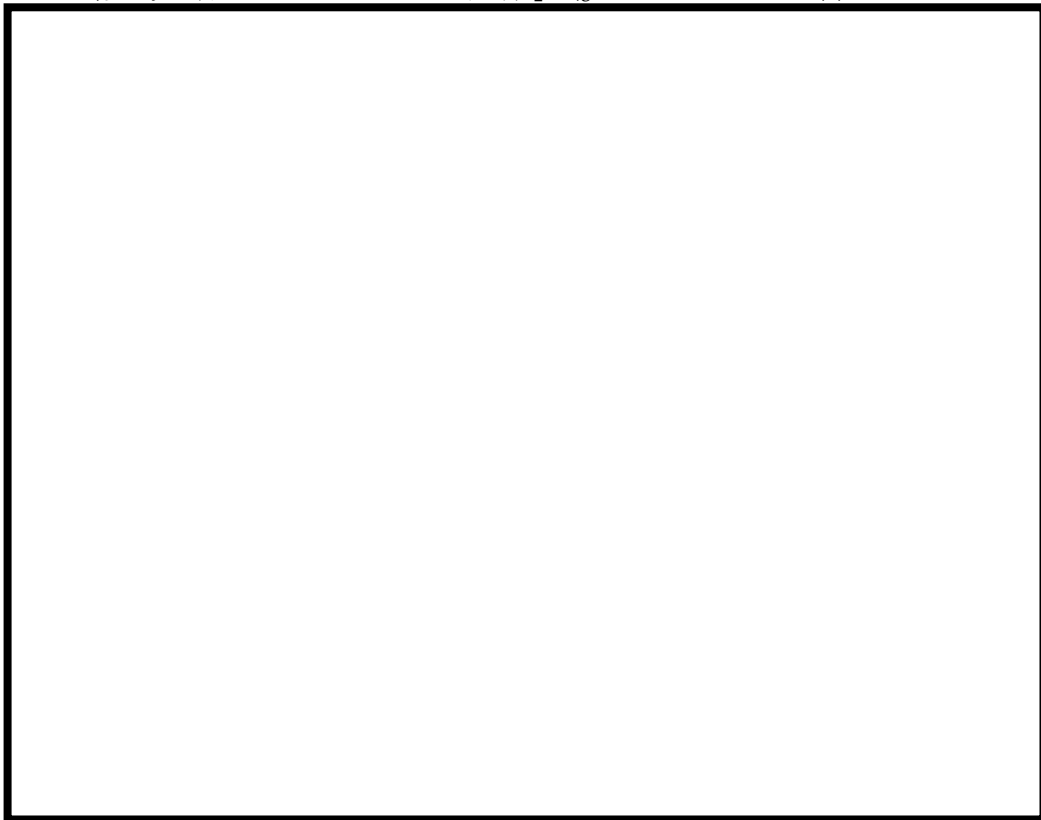


図 49-6-1 復水移送ポンプ性能曲線 (6号炉)

(7号炉)

代替格納容器スプレイ冷却系として使用する復水移送ポンプの容量 70m³/h, 揚程 95m, のときの必要軸動力は, 以下のとおり約 kW となる。

$$\begin{aligned} P &= 10^{(-3)} \times \rho \times g \times ((Q/3,600) \times H) / (\eta / 100) \\ &= 10^{(-3)} \times 1,000 \times 9.80665 \times ((70/3,600) \times 95) / (\text{} / 100) \\ &= \text{} \text{ kW} \doteq \text{} \text{ kW} \end{aligned}$$

- P : 必要軸動力 (kW)
ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000
g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665
Q : ポンプ容量 (m³/h) = 70
H : ポンプ揚程 (m) = 95 (図 49-6-2 参照)
η : ポンプ効率 (%) = 約 (図 49-6-2 参照)
(参考文献: 「ターボポンプ用語」 (JIS B 0131-2002))



図 49-6-2 復水移送ポンプ性能曲線 (7号炉)

以上より, 設計基準対処施設として使用する復水移送ポンプの原動機出力の公称値は 55kW/台であり, 代替格納容器スプレイ冷却系として使用する復水移送ポンプの揚程はこの内数であることから同様の 55kW/台とする。

格納容器下部注水と代替格納容器スプレイ冷却の同時使用について

格納容器下部注水は、代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイと同時に行われることを想定している。格納容器下部注水を行う場合において、原子炉压力容器の破損前は、格納容器下部注水系により $90\text{m}^3/\text{h}$ で格納容器下部に注水し水位 2m の水張りを実施し、同時に代替格納容器スプレイ冷却系により $70\text{m}^3/\text{h}$ で原子炉格納容器内にスプレイすることで原子炉格納容器温度の上昇を抑制できることが評価結果より確認されている。

また、原子炉压力容器の破損後は、格納容器下部注水系（常設）により崩壊熱相当（注水開始時期を考慮すると最大 $50\text{m}^3/\text{h}$ ）の注水を行い、原子炉格納容器圧力が $465\text{kPa}[\text{gage}]$ に到達した時点で代替格納容器スプレイ冷却系の流量を $130\text{m}^3/\text{h}$ 以上にすることにより、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制できることが評価結果より確認されている。

従って、格納容器下部注水系と代替格納容器スプレイは表 1 の通り同時に注水することを考慮している。注水系統図を図 1~2 に示すが、いずれの系統も復水移送ポンプを用いるため、表 1 で示す通りに格納容器下部注水系と代替格納容器スプレイを同時に注水する能力があることを評価により確認する。評価にあたっては、格納容器圧力が高く注水特性評価が保守的となる原子炉压力容器の破損後のケースを用いる。従って、格納容器下部注水 $50\text{m}^3/\text{h}$ と代替格納容器スプレイ $130\text{m}^3/\text{h}$ の同時注水の成立性を確認するために、復水移送ポンプ特性と格納容器下部注水系及び代替格納容器スプレイ系の系統圧力損失を考慮して注水特性評価を実施した。注水特性評価結果は図 3 の通りであり、格納容器下部注水が $50\text{m}^3/\text{h}$ である場合、原子炉格納容器圧力が 2Pd ($620\text{kPa}[\text{gage}]$) 時においても、代替格納容器スプレイは $130\text{m}^3/\text{h}$ でスプレイできることが確認できた。

よって、格納容器下部注水時に必要となる格納容器下部注水系と代替格納容器スプレイ系の同時注水について、各々の必要流量が確保可能であることを確認した。

表 1 格納容器下部注水、代替格納容器スプレイの同時注水時の必要流量

系統	格納容器下部注水	代替格納容器スプレイ
原子炉压力容器の破損前	$90\text{m}^3/\text{h}$	$70\text{m}^3/\text{h}$
原子炉压力容器の破損後	崩壊熱相当 (最大 $50\text{m}^3/\text{h}$)	$130\text{m}^3/\text{h}$

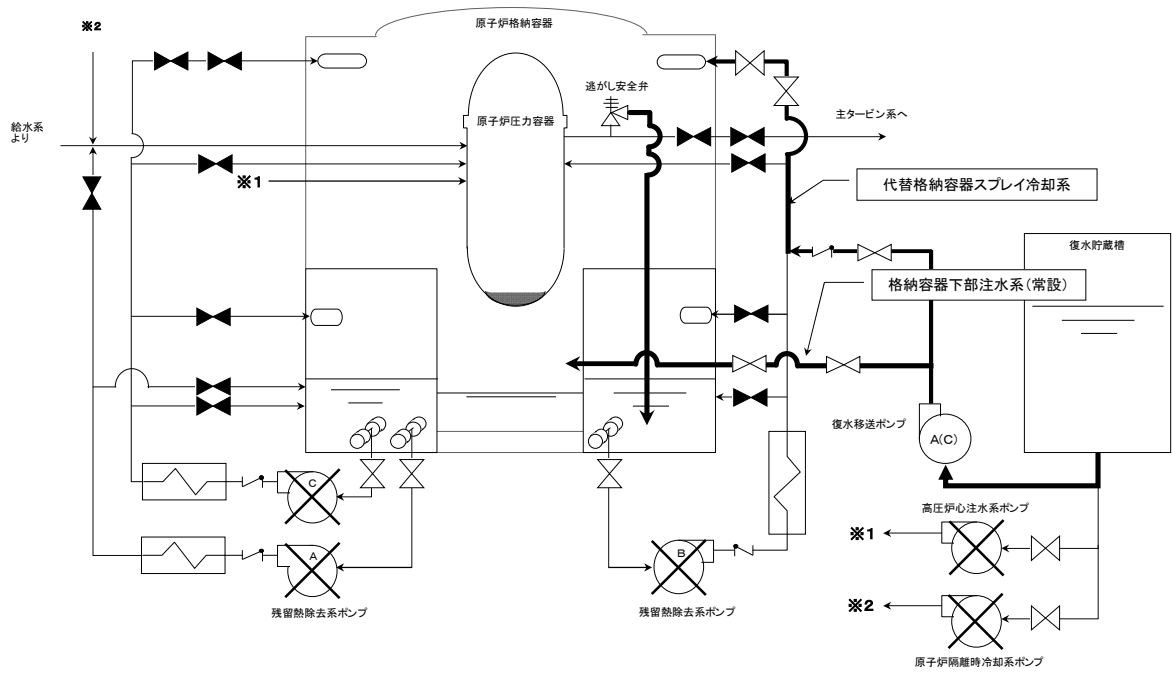


図1 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の
重大事故等対処設備の概略系統図
(原子炉压力容器破損前の原子炉減圧，原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水)

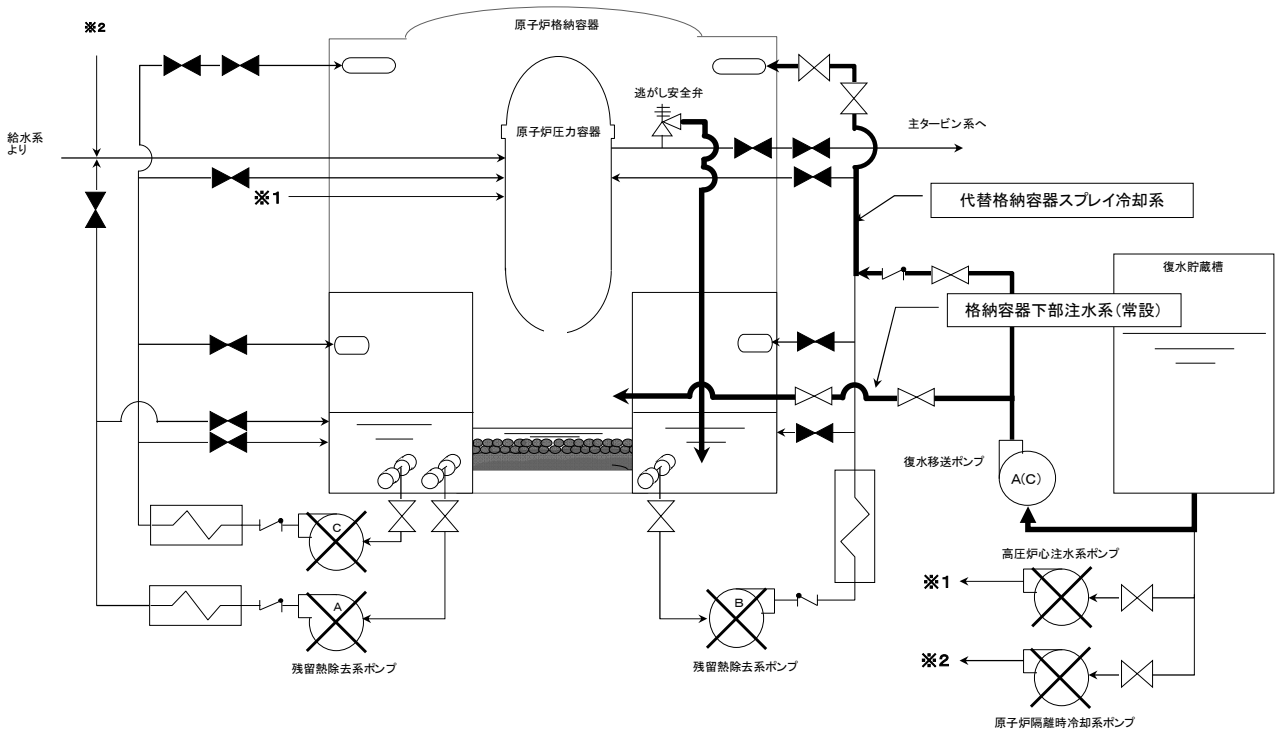


図2 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」時の
重大事故等対処設備の概略系統図
(原子炉压力容器破損後の原子炉減圧，原子炉格納容器冷却及び格納容器下部注水)

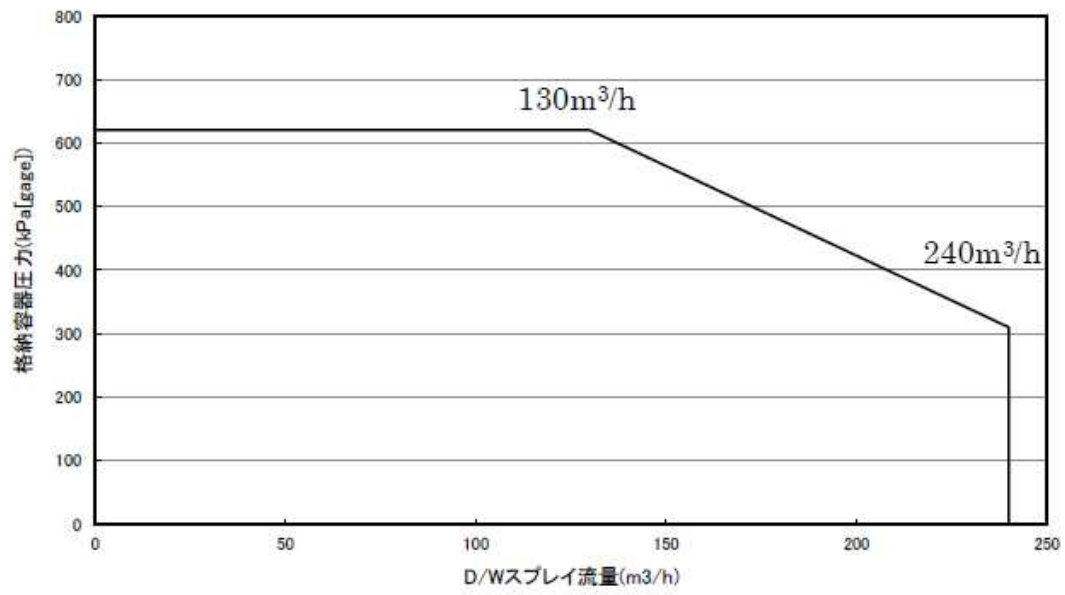


図3 D/W スプレイ注水特性 (ペDESTAL 50m³/h 同時注水時)

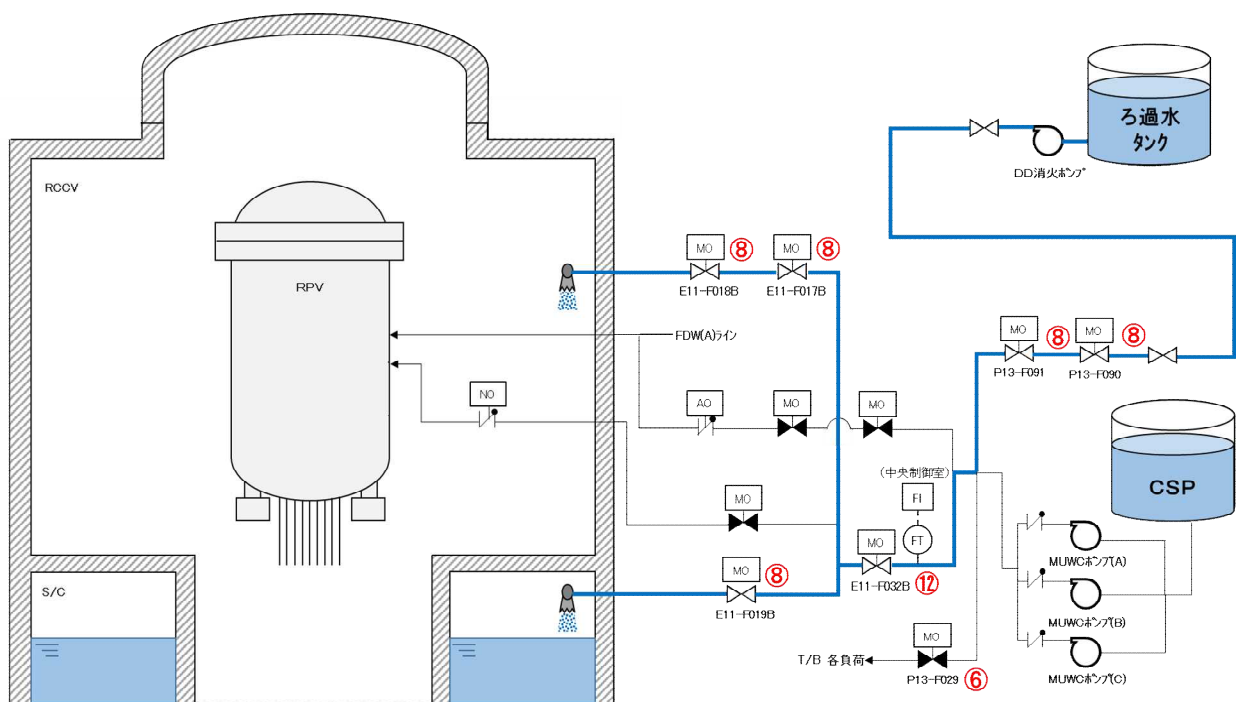
49-7
その他設備

原子炉格納容器内を冷却するための自主対策設備として、以下を整備する。

① 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モード）、復水移送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、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モード）、代替格納容器スプレイ冷却系とは異なるろ過水タンクを水源として消火系、復水補給水系、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。



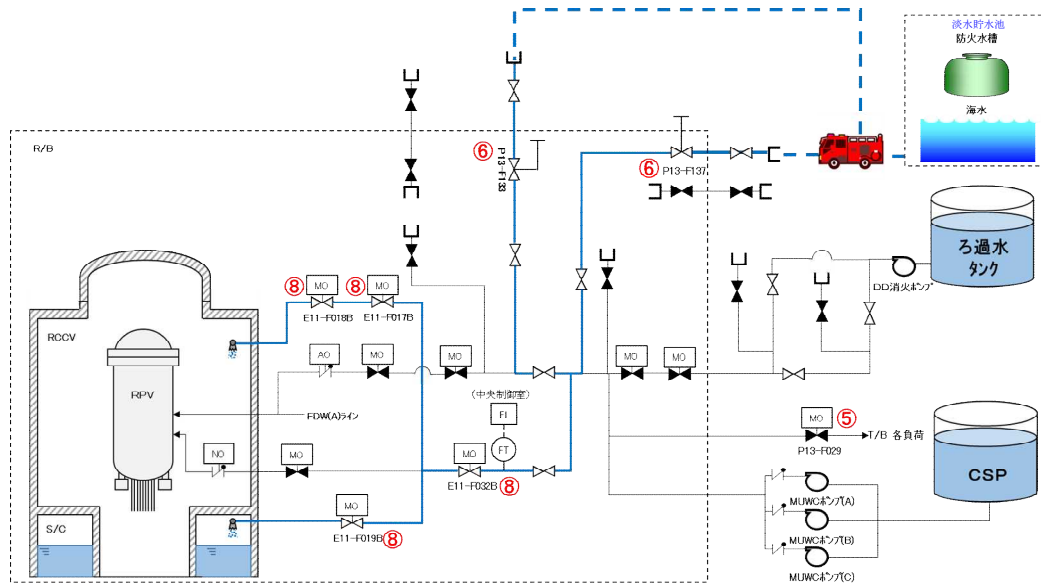
操作手順	弁番号	弁名称	操作場所
⑥	P13-MO-F029	復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁	中央制御室
⑧	P13-MO-F090	復水補給水系消火系第一連絡弁	中央制御室
⑧	P13-MO-F091	復水補給水系消火系第二連絡弁	中央制御室
⑧	E11-MO-F017B	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	中央制御室
⑧	E11-MO-F018B	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	中央制御室
⑧	E11-MO-F019B	残留熱除去系S/スプレイ注入隔離弁(B)	中央制御室
⑫	E11-MO-F032B	残留熱除去系注入ライン洗浄水止め弁(B)	中央制御室

図1 消火系による格納容器スプレイ 手順の概要図

② 可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）による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）、復水移送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可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いた格納容器スプレイ手段を整備している。

可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用いた格納容器スプレイ手段については、可搬型代替注水ポンプ（A-2 級）を用い、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、代替格納容器スプレイ冷却系とは異なる防火水槽又は淡水貯水池を水源として復水補給水系、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。



操作手順	弁番号	弁名称	操作場所
⑤	P13-MO-F029	復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁	中央制御室
⑥	P13-F137	注水弁(弁名称未定)	原子炉建屋1階(管理区域)
⑥	P13-F133	注水弁(弁名称未定)	原子炉建屋2階(管理区域)
⑧	E11-MO-F032B	残留熱除去系注入ライン洗浄水止め弁(B)	中央制御室
⑧	E11-MO-F017B	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁(B)	中央制御室
⑧	E11-MO-F018B	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁(B)	中央制御室
⑧	E11-MO-F019B	残留熱除去系S/スプレイ注入隔離弁(B)	中央制御室

図2 消防車による格納容器スプレイ 手順の概要図

③ドライウェル冷却系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海水ポンプの電源を復旧し、原子炉格納容器内へ冷却水を通水後、ドライウェル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、原子炉格納容器内への冷却水の通水を継続することで、ドライウェル冷却系冷却器コイル表面で、原子炉格納容器内部の蒸気を凝縮し、原子炉格納容器の圧力上昇を緩和することができる。

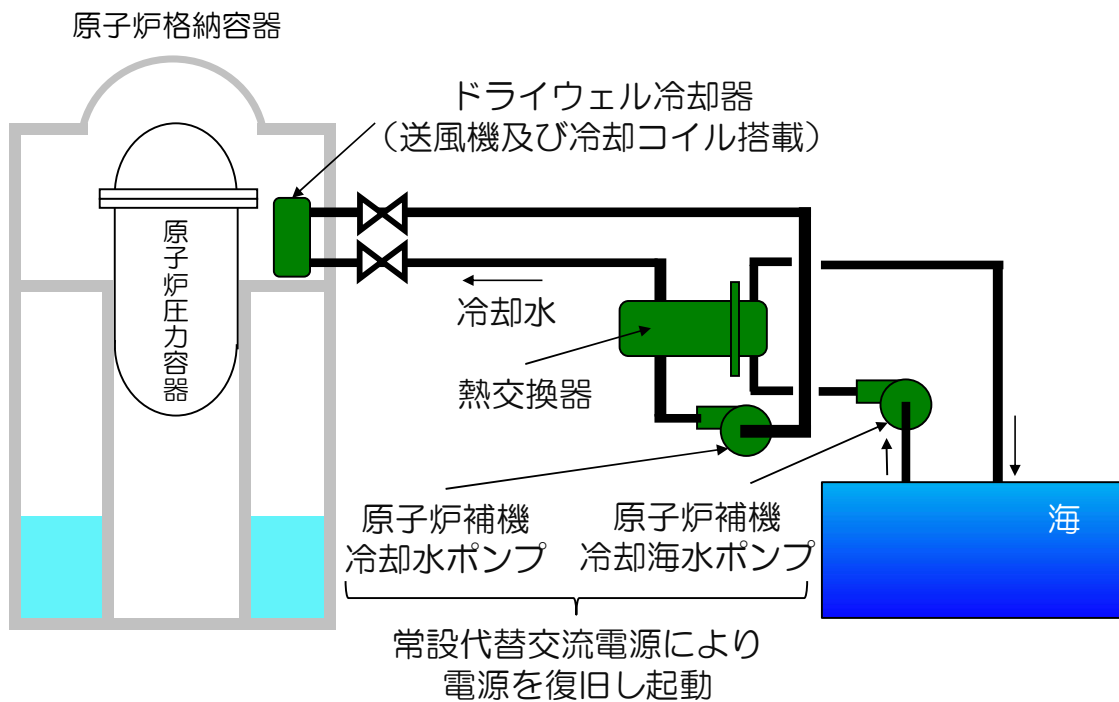


図3 ドライウェル冷却系による原子炉格納容器からの除熱 概略図

49-8

各号炉の弁名称及び弁番号

条文適合性資料本文中に記載の弁名称については、説明資料の構成上、略称等が用いられている場合がある。これらの記載名称と各号炉に設置されている弁の正式名称及び弁番号の関係について、下表の通り整理する。

表 1 各号炉の弁名称及び弁番号

統一名称	6号機		7号機	
	弁名称	弁番号	弁名称	弁番号
残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁 (B)	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁 (B)	E11-MO-F017B	残留熱除去系格納容器冷却流量調節弁 (B)	E11-MO-F017B
残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (B)	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (B)	E11-MO-F018B	残留熱除去系格納容器冷却ライン隔離弁 (B)	E11-MO-F018B
残留熱除去系洗浄弁 (B)	残留熱除去系低圧注水モード注入ライン洗浄弁 (B)	E11-MO-F032B	残留熱除去系注入ライン洗浄水止め弁 (B)	E11-MO-F032B
復水補給水系 常/非常用連絡1次止め弁	復水貯蔵槽常用, 非常用給水管連絡ライン第一止め弁	P13-F011	復水補給水系 常/非常用連絡管1次止め弁	P13-F019
復水補給水系 常/非常用連絡2次止め弁	復水貯蔵槽常用, 非常用給水管連絡ライン第二止め弁	P13-F012	復水補給水系 常/非常用連絡管2次止め弁	P13-F020
タービン建屋負荷遮断弁	タービン建屋負荷遮断弁	P13-MO-F150	復水補給水系タービン建屋負荷遮断弁	P13-MO-F029
残留熱除去系サブプレッション・チェンバ・プールのスプレイ注入隔離弁 (B)	残留熱除去系 S/P スプレイ注入隔離弁 (B)	E11-MO-F019B	残留熱除去系 S/P スプレイ注入隔離弁 (B)	E11-MO-F019B