

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA設-C-1 改53
提出年月日	平成29年9月20日

東海第二発電所

重大事故等対処設備について

平成29年9月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

- 1 重大事故等対処設備
- 2 基本設計の方針
 - 2.1 耐震性・耐津波性
 - 2.1.1 発電用原子炉施設の位置
 - 2.1.2 耐震設計の基本方針 【39 条】
 - 2.1.3 耐津波設計の基本方針 【40 条】
 - 2.2 火災による損傷の防止
 - 2.3 重大事故等対処設備の基本設計方針 【43 条】
 - 2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について
 - 2.3.2 容量等
 - 2.3.3 環境条件等
 - 2.3.4 操作性及び試験・検査性について
- 3 個別設備の設計方針
 - 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 【44 条】
 - 3.2 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 【45 条】
 - 3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 【46 条】
 - 3.4 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 【47 条】
 - 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 【48 条】
 - 3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備 【49 条】
 - 3.7 原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備 【50 条】
 - 3.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備 【51 条】

- 3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 【52 条】
- 3.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備 【53 条】
- 3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 【54 条】
- 3.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備 【55 条】
- 3.13 重大事故等の収束に必要な水の水の供給設備 【56 条】
- 3.14 電源設備 【57 条】
- 3.15 計装設備 【58 条】
- 3.16 原子炉制御室 【59 条】
- 3.17 監視測定設備 【60 条】
- 3.18 緊急時対策所 【61 条】
- 3.19 通信連絡を行うために必要な設備 【62 条】

別添資料-1 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対する津波防護方針に
ついて

~~別添資料-2 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器
圧力逃がし装置）について~~

~~別添資料-3 代替循環冷却の成立性について~~

~~別添資料-4 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備に
ついて~~

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【44条】

基準適合への対応状況

6.7 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

6.7.1 概要

運転時の異常な過渡変化時において発電用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おいても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、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

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の系統概要図を第 6.7-1 図から第 6.7-5 図に示す。

6.7.2 設計方針

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として重大事故等対処設備（代替制御棒挿入機能による制御棒挿入、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制及びほう酸水注入系）を設ける。

なお、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高压炉心スプレイ系、低压注水系及び低压炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇につながるため、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時自動減圧機能による自動減圧を阻止する。

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

a. 代替制御棒挿入機能による制御棒挿入

原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力のパラメータの変化から緊急停止していない場合の重大事故等対処設備として、代替制御棒挿入機能による制御棒挿入を使用す

る。

代替制御棒挿入機能による制御棒挿入は、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路、代替制御棒挿入機能用電磁弁で構成し、原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル 2）の信号により全制御棒を全挿入させて原子炉を未臨界にできる設計とする。

代替制御棒挿入機能による制御棒挿入は、**制御棒が自動挿入しない場合に**、手動によるスイッチ操作で制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットを作動させることにより制御棒挿入ができる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）
- ・ A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチ
- ・ 制御棒（3.3 原子炉停止系）
- ・ 制御棒駆動機構（3.3 原子炉停止系）
- ・ 制御棒駆動系水圧制御ユニット（3.3 原子炉停止系）

その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

b. 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制

原子炉が運転を緊急に停止していない状況にもかかわらず、**原子炉出力のパラメータの変化から緊急停止していない場合**の重大事故等対処設備として、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制を使用する。

原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制は、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路、原子炉再循環ポンプ遮断器及び原子炉再循環ポンプ低速度用電源装置遮断器で構成し、原子炉圧力高又は原子

炉水位異常低下（レベル 2）の信号により原子炉再循環ポンプを自動停止させ、原子炉の出力抑制ができる設計とする。

原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制は、原子炉再循環ポンプが自動停止しない場合に、手動によるスイッチ操作で原子炉再循環ポンプ遮断器及び原子炉再循環ポンプ低速度用電源装置遮断器を開放させることができる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）
- ・ A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）遮断器
手動スイッチ

その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

c. 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止

A T W S が発生した場合に、自動減圧系の起動阻止スイッチにより原子炉の自動による減圧を防止する設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 自動減圧系の起動阻止スイッチ

その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

d. ほう酸水注入

A T W S が発生した場合に、ほう酸水を注入することにより原子炉を未臨界にする設計とする。

ほう酸水注入は、ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクを使用する。

ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプにより炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ほう酸水注入ポンプ（3.3 原子炉停止系）
- ・ほう酸水貯蔵タンク（3.3 原子炉停止系）

その他、設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器及び非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

制御棒、制御棒駆動機構、制御棒駆動系水圧制御ユニット、A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）遮断器手動スイッチ、ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」に示す設計方針を適用する。ただし、多様性、位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち多様性、位置的分散の設計方針は適用しない。

原子炉圧力容器については、「3.5 原子炉圧力容器」に示す。

非常用ディーゼル発電機については、「10.2 代替電源設備」に示す。

6.7.2.1 多様性、位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止

等」に示す。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の論理回路を使用した自動による制御棒挿入は、手動による原子炉緊急停止系に対して多様性を有する設計とする。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチを使用した手動による制御棒挿入は、自動による原子炉緊急停止系に対して多様性を有する設計とする。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の論理回路は、原子炉緊急停止系の論理回路から電氣的・物理的に分離し、独立した盤として原子炉建屋付属棟に設置することで位置的分散を図る設計とする。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉緊急停止系の電源と電氣的に分離することで共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の論理回路を使用した自動による原子炉出力抑制は、手動による原子炉緊急停止系に対して多様性を有する設計とする。

A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の論理回路は、原子炉緊急停止系の論理回路から電氣的・物理的に分離し、独立した盤として原子炉建屋付属棟に設置することで位置的分散を図る設計とする。

A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、原子

炉緊急停止系の電源と電氣的に分離することで共通要因によって同時に機能を損なわれない設計とする。

A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、検出器から原子炉再循環ポンプ遮断器及び原子炉再循環ポンプ低速度用電源装置遮断器まで原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

ほう酸水注入系のほう酸水注入ポンプを非常用交流電源設備からの給電により駆動することで、アキュムレータにより駆動する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットに対して多様性を持つ設計とする。

ほう酸水注入系のほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、原子炉建屋原子炉棟内の制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと異なる区画に設置することで、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう原子炉建屋原子炉棟内で位置的分散を図る設計とする。

6.7.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで、原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで、原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。また、A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉緊急停止系の電源と電氣的に分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により作動する制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは，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から，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は，検出器から原子炉再循環ポンプ遮断器及び原子炉再循環ポンプ低速度用電源装置遮断器まで，原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで，原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。また，A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は，原子炉緊急停止系の電源と電氣的に分離することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは，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から，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

自動減圧系の起動阻止スイッチは，過渡時自動減圧機能と自動減圧系で阻止スイッチ（ハードスイッチ）を共用しているが，スイッチの接点で分離することで，自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

6.7.2.3 容量等

基本方針については，「1.1.7.2 容量等」に示す。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備として使用する A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，想定される重大事故等時において，原子炉圧力高の信号又は原子炉水位異常低下（レベル2）の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。

制御棒駆動系水圧制御ユニットの容量にて全ての制御棒を全挿入する

ことが可能な駆動水を有する容量とする。

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として使用する A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、想定される重大事故等時において、原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル 2）信号の計器誤差を考慮して確実に作動させることで、原子炉再循環ポンプ 2 台を自動停止する設計とする。

ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、設計基準事故時のほう酸水を原子炉に注入する機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及びタンク容量が、想定される重大事故等時に原子炉を未臨界状態とするために必要なポンプ流量及びタンク容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

6.7.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、中央制御室、原子炉建屋付属棟及び原子炉建屋原子炉棟内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、中央制御室での操作が可能な設計とする。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により作動する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは、原子炉格納容器内及び原子炉建屋原子炉棟内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、中央制御室、原子炉建屋付属棟及び原子炉建屋原子炉棟内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、中央制御室での

操作が可能な設計とする。

ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、中央制御室での操作が可能な設計とする。

自動減圧系の起動阻止スイッチは、中央制御室内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、中央制御室での操作が可能な設計とする。

6.7.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、想定される重大事故等時において、他の系統と切替えることなく使用できる設計とする。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉圧力高及び原子炉水位異常低下（レベル 2）の検出器を多重化し、二重の「1 out of 2」論理で自動的に作動する設計とする。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチは、中央制御室のスイッチでの操作が可能な設計とする。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により作動する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは、操作不要な設計とする。

A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、想定される重大事故等時において、他の系統と切替えることなく使用できる設計とする。

A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、原子

炉圧力高及び原子炉水位異常低下（レベル 2）の検出器を多重化し，二重の「1 out of 2」論理で自動的に作動する設計とする。

A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）遮断器手動スイッチは，中央制御室のスイッチでの操作が可能な設計とする。

ほう酸水注入を行う系統は，重大事故が発生した場合でも，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設計とする。また，中央制御室のスイッチでの操作が可能な設計とする。

自動減圧系の起動阻止スイッチは，中央制御室のスイッチでの操作が可能な設計とする。

6.7.3 主要設備及び仕様

緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備の主要設備及び仕様を第 6.7-1 表に示す。

6.7.4 試験検査

基本方針については，「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入に使用する論理回路は，原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能なように，模擬入力による動作確認，校正及び設定値確認ができる設計とする。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により作動する制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは，原子炉の停止中に分解検査として表面状態の確認が可能な設計とする。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチは，原子炉の停

止中に機能・性能の確認が可能なように、スイッチ操作による電磁弁の動作確認ができる設計とする。

また、原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能なように、制御棒を全引き抜き位置からのスクラム個別スイッチによるスクラム性能の確認が可能な設計とする。

A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）による原子炉出力抑制に使用する論理回路は、原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能なように、模擬入力による動作確認、校正及び設定値確認できる設計とする。

A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）遮断器手動スイッチは、原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能なように、スイッチ操作による遮断器の動作確認ができる設計とする。

ほう酸水注入に使用するほう酸水注入ポンプは、原子炉の運転中又は停止中に他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

ほう酸水注入ポンプは、原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

ほう酸水貯蔵タンクは、原子炉の停止中に内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

ほう酸水貯蔵タンクは、原子炉の運転中又は停止中にほう素濃度及び有効水量の確認が可能な設計とする。

自動減圧系の起動阻止スイッチは、原子炉の停止中にスイッチ操作による論理回路の確認が可能な設計とする。

第 6.7-1 表 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備主要仕様

(1) A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

個 数 1

(2) A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチ

個 数 2

(3) A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

個 数 1

(4) A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）遮断器手動スイッチ

個 数 6

(5) 制御棒

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉停止系

- ・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

種 類 十字型

中性子吸収材 ボロンカーバイド粉末，ハフニウム

フラットチューブ

有効長さ 3,632mm

個 数 185

(6) 制御棒駆動機構

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉停止系

・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

最高使用圧力	8.62MPa[gage]
最高使用温度	302℃
個 数	185

(7) 制御棒駆動系水圧制御ユニット

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉停止系

・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

種 類	円筒縦型（ピストン式）
容 量	18L/個
最高使用圧力	12.0MPa[gage]
最高使用温度	66℃
個 数	185

(8) ほう酸水注入ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・ほう酸水注入系

・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界に移行するための設備

・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

・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

種 類	水平 3 連プランジャポンプ
個 数	1 (予備 1)
容 量	9.78m ³ /h/個
全 揚 程	870m
最高使用圧力	9.66MPa [gage]
最高使用温度	66℃
材 料	ステンレス鋼

(9) ほう酸水貯蔵タンク

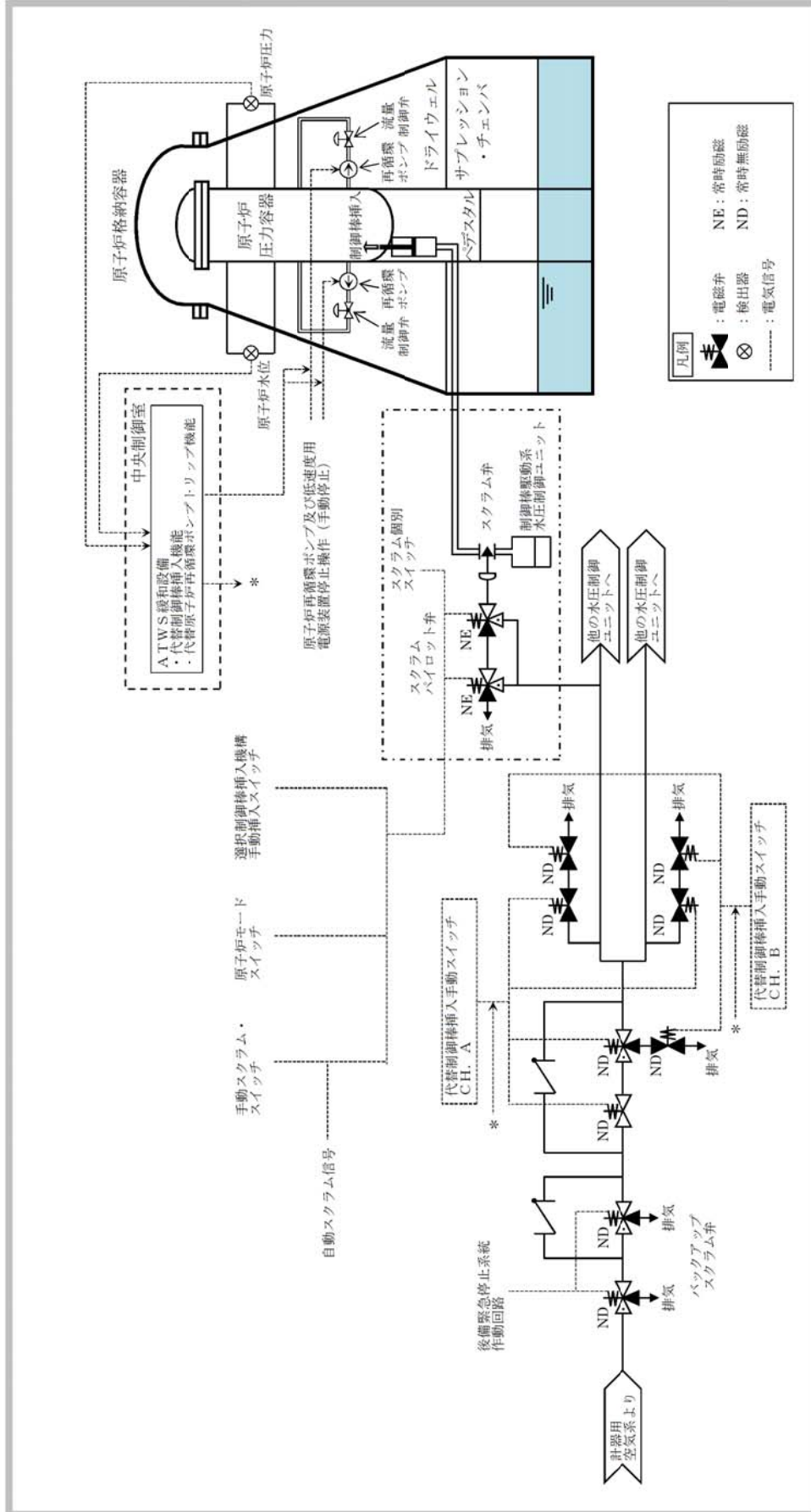
兼用する設備は以下のとおり。

- ・ ほう酸水注入系
- ・ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界に移行するための設備
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

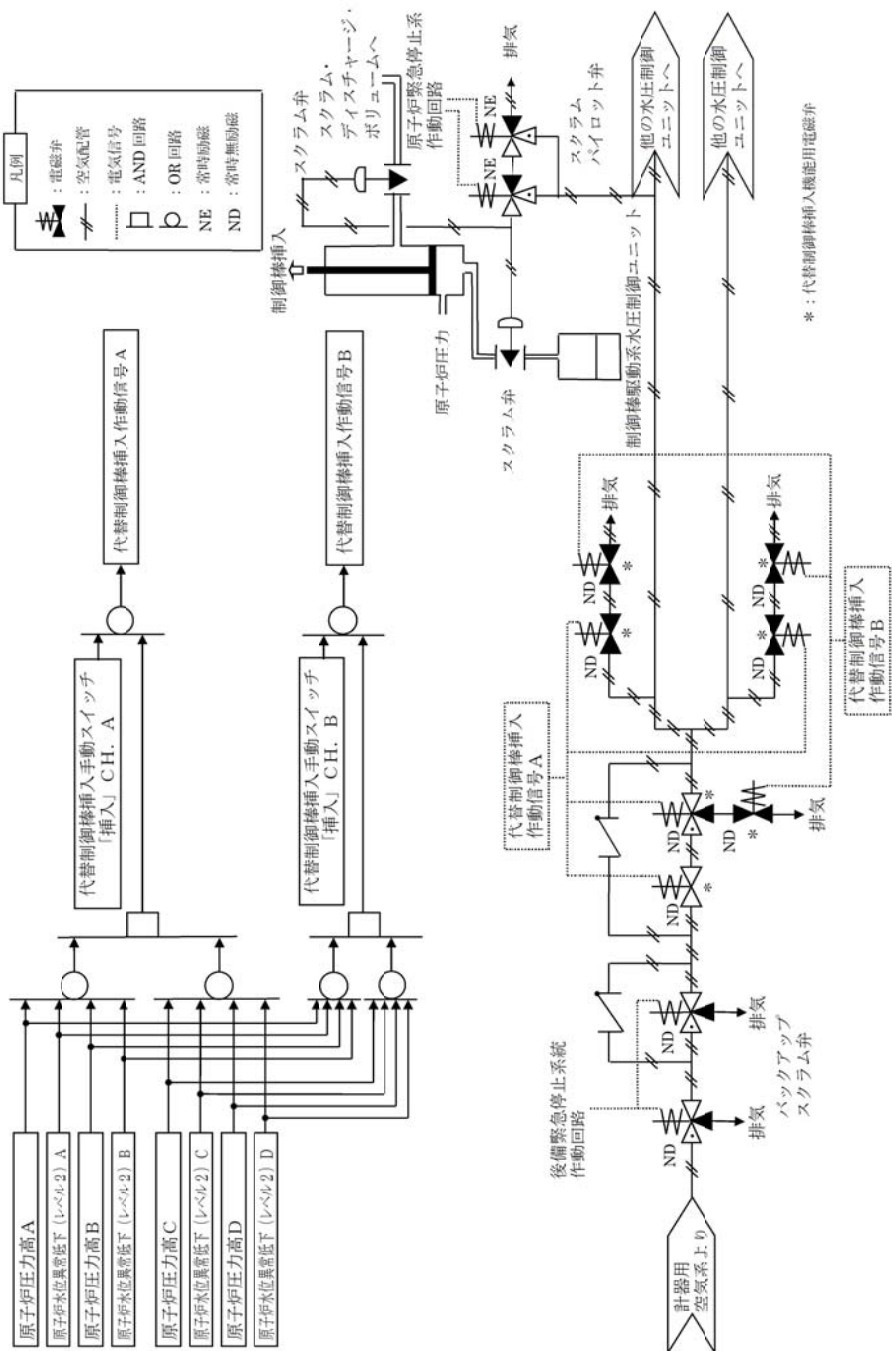
種 類	円筒縦型
個 数	1
容 量	19.5m ³ /個
最高使用圧力	静水頭
最高使用温度	66℃
材 料	ステンレス鋼

(10) 自動減圧系の起動阻止スイッチ

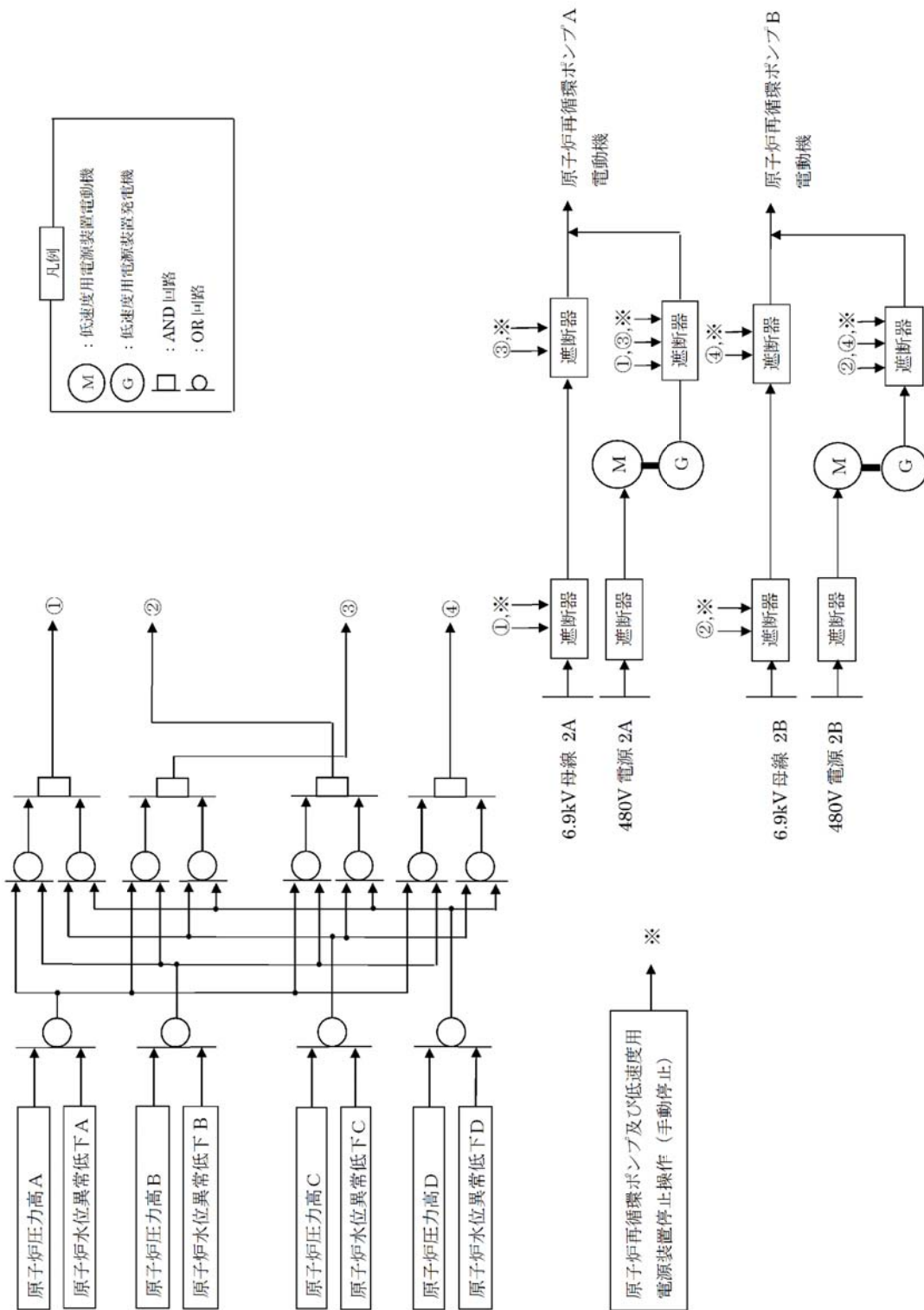
個 数	1
-----	---



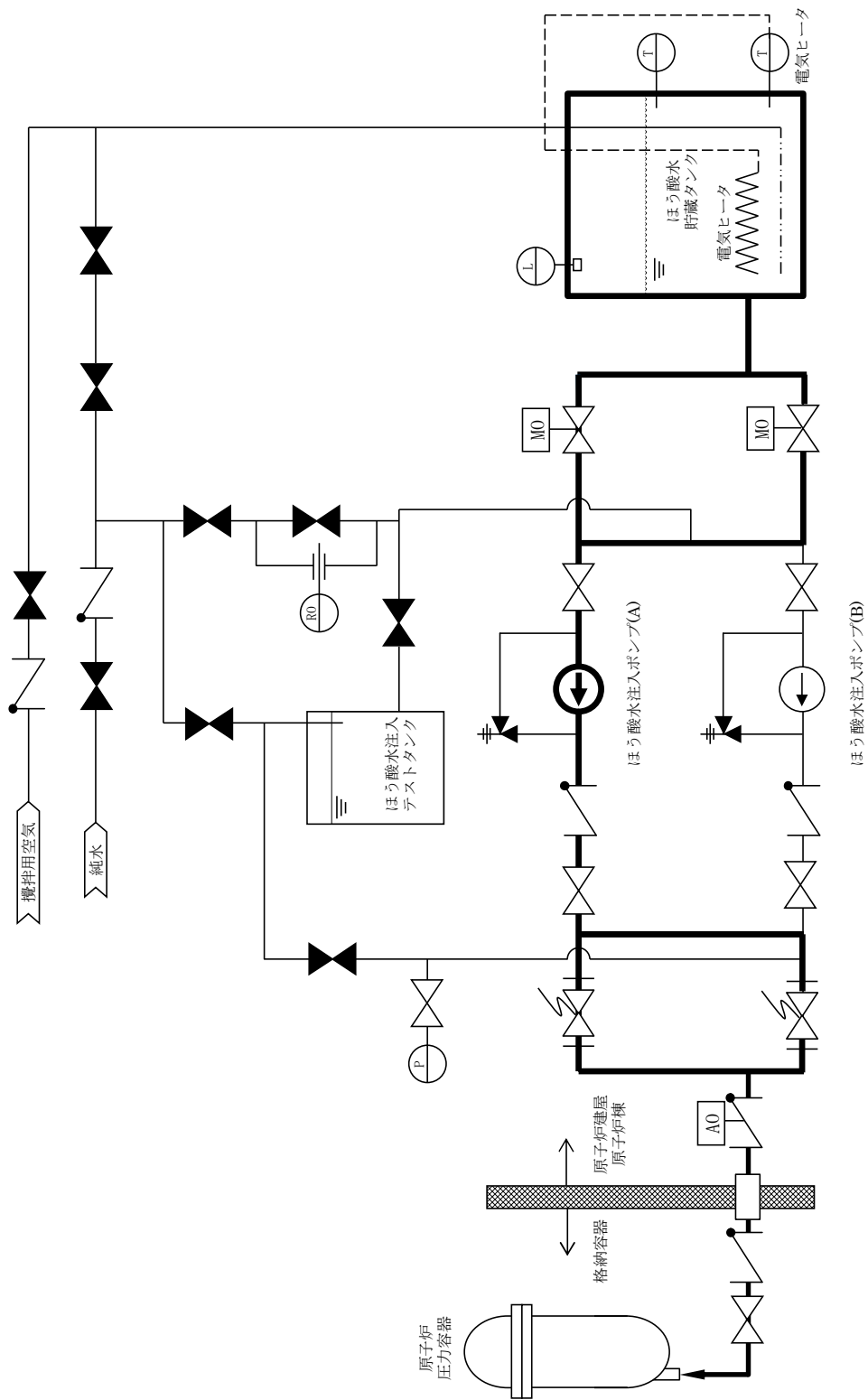
第 6.7-1 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 系統概要図



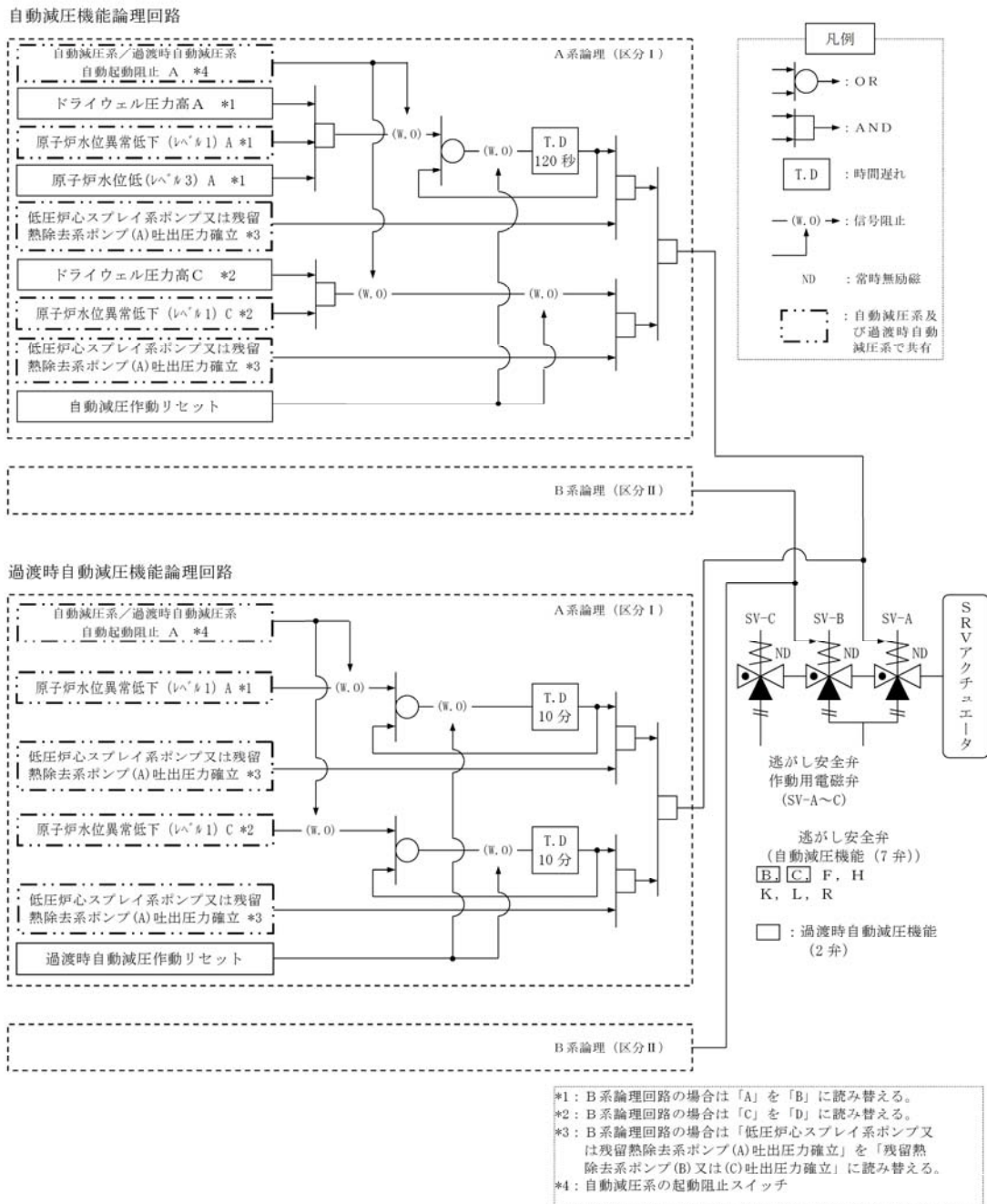
第 6.7-2 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 系統概要図
 (代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入)



第 6.7-3 図 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 系統概要図 (原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制)



第 6.7-4 図 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 系統概要図
(ほう酸水注入)



第 6.7-5 図 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
系統概要図

(自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止)

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【44条】

< 添付資料 目次 >

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

3.1.1 設置許可基準規則第44条への適合方針

- (1) 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入
 - (i) A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）（設置許可基準規則解釈の第2項（1） a ））
- (2) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制
 - (i) A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）（設置許可基準規則解釈の第2項（1） b ））
- (3) ほう酸水注入
 - (i) ほう酸水注入系（設置許可基準規則解釈の第2項（1） c ））
- (4) 原子炉出力急上昇の防止
 - (i) 自動減圧系の起動阻止スイッチ
- (5) 原子炉手動スクラム
 - (i) 手動スクラム・スイッチ
 - (ii) 原子炉モード・スイッチ「停止」
- (6) 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制
 - (i) 選択制御棒挿入機構
- (7) 制御棒手動挿入
 - (i) スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ
 - (ii) 計器用空気系配管・弁
 - (iii) スクラム個別スイッチ

- (iv) 制御棒駆動系, 制御棒手動操作系
- (8) 給水系, 原子炉給水制御系
 - (i) 給水系, 原子炉給水制御系
- 3.1.2 重大事故等対処設備
 - 3.1.2.1 ATWS緩和設備 (代替制御棒挿入機能)
 - 3.1.2.1.1 設備概要
 - 3.1.2.1.2 主要設備の仕様
 - (1) 制御棒
 - (2) 制御棒駆動機構
 - (3) 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット
 - 3.1.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針
 - 3.1.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針
 - (1) 環境条件 (設置許可基準規則第43条第1項一)
 - (2) 操作性 (設置許可基準規則第43条第1項二)
 - (3) 試験・検査 (設置許可基準規則第43条第1項三)
 - (4) 切替えの容易性 (設置許可基準規則第43条第1項四)
 - (5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第43条第1項五)
 - (6) 設置場所 (設置許可基準規則第43条第1項六)
 - 3.1.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針
 - (1) 容量 (設置許可基準規則第43条第2項一)
 - (2) 共用の禁止 (設置許可基準規則第43条第2項二)
 - (3) 設計基準事故対処設備との多様性 (設置許可基準規則第43条第2項三)
 - 3.1.2.2 ATWS緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)
 - 3.1.2.2.1 設備概要
 - 3.1.2.2.2 主要設備の仕様

- 3.1.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針
 - 3.1.2.2.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針
 - (1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）
 - (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）
 - (3) 試験・検査（設置許可基準規則第43条第1項三）
 - (4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）
 - (5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）
 - (6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）
 - 3.1.2.2.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針
 - (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）
 - (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）
 - (3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）
- 3.1.2.3 ほう酸水注入系
 - 3.1.2.3.1 設備概要
 - 3.1.2.3.2 主要設備の仕様
 - (1) ほう酸水注入ポンプ
 - (2) ほう酸水貯蔵タンク
 - 3.1.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針
 - 3.1.2.3.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針
 - (1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）
 - (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）
 - (3) 試験・検査（設置許可基準規則第43条第1項三）
 - (4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）
 - (5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）
 - (6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

3.1.2.3.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針（常設重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）

- (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）
- (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）
- (3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

3.1.2.4 自動減圧系の起動阻止スイッチ

3.1.2.4.1 設備概要

3.1.2.4.2 主要設備の仕様

3.1.2.4.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.1.2.4.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

- (1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）
- (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）
- (3) 試験・検査（設置許可基準規則第43条第1項三）
- (4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）
- (5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）
- (6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

3.1.2.4.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

- (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）
- (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）
- (3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

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【44条】

【設置許可基準規則】

(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)

第四十四条 発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することが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も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、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第44条に規定する「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」とは、発電用原子炉が緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。

2 第44条に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

(1) BWR

a) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラムシステムから独立した代替反応度制御棒挿入回路 (ARI) を整備すること。

b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置を整備すること。

c) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）を整備すること。

(2) PWR

a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に，原子炉出力を抑制するため，補助給水系ポンプを自動的に起動させる設備及び蒸気タービンを自動で停止させる設備を整備すること。

b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」には，化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施する設備を整備すること。

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

3.1.1 設置許可基準規則第44条への適合方針

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「A T W S」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も、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却圧力バウンダリ及び格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行させるため、重大事故等対処設備として、A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）、A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）及びほう酸水注入系を設ける。

(1) 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入

- (i) A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）（設置許可基準規則解釈の第2項（1）a））

原子炉緊急停止系から独立したA T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）を設け、原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル2）の信号により全制御棒を挿入させることができる設計とする。また、スクラム失敗時は手動によりA T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）を作動させることができる設計とする。

なお、A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）により作動する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットについては、原子炉を未臨界にする設計とする。

(2) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制

- (i) A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）（設置許可基準規則解釈の第2項（1）b））

原子炉緊急停止系から独立した A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）を設け，原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル2）の信号により，原子炉再循環ポンプを自動で停止させることができる設計とする。なお，スクラム失敗時は手動により原子炉再循環ポンプをトリップさせることができる設計とする。

(3) ほう酸水注入

(i) ほう酸水注入系（設置許可基準規則解釈の第2項（1）c））

ほう酸水注入系は，原子炉を十分臨界未満に維持できるだけの反応度抑制効果を有する設計とする。

(4) 原子炉出力急上昇の防止

(i) 自動減圧系の起動阻止スイッチ

原子炉スクラム失敗時に自動減圧系が自動起動すると，高圧炉心スプレー系，低圧注水系及び低圧炉心スプレー系から大量の冷水が注水され，出力の急激な上昇に繋がるため，自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の自動減圧系の起動阻止スイッチを用いて，自動起動を阻止する設計とする。

なお，緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための自主対策設備として，以下を整備する。

(5) 原子炉手動スクラム

(i) 手動スクラム・スイッチ

手動スクラム・スイッチを操作することで，制御棒のスクラム動

作が可能であるため、手動スクラム・スイッチを整備する。

(ii) 原子炉モード・スイッチ「停止」

原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替えることで、制御棒のスクラム動作が可能であるため、原子炉モード・スイッチを整備する。

(6) 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制

(i) 選択制御棒挿入機構

あらかじめ選択した制御棒を自動挿入する機能であるため未臨界の維持は困難であるが、原子炉出力を抑制する手段として有効であるため選択制御棒挿入機構を整備する。

(7) 制御棒手動挿入

(i) スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ

全制御棒全挿入完了までに時間を要し、想定する事故シーケンスグループに対して有効性を確認できないが、スクラム・パイロット弁継電器用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することで、制御棒のスクラム動作が可能であるため、制御棒を挿入する手段としてスクラム・パイロット弁継電器用ヒューズを整備する。

(ii) 計器用空気系配管・弁

全制御棒全挿入完了までには時間を要し、想定する事故シーケンスグループに対して有効性を確認できないが、現場に設置してある計器用空気系配管内の計器用空気を排出し、スクラム弁ダイヤフラ

ムの空気圧を喪失させることでスクラム弁を開とすることが可能であるため、制御棒を挿入する手段として計器用空気系配管・弁を整備する。

(iii) スクラム個別スイッチ

全制御棒全挿入完了までには時間を要し、想定する事故シーケンスグループに対して有効性を確認できないが、現場に設置してある当該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ため、制御棒を挿入する手段として、スクラム個別スイッチを整備する。

(iv) 制御棒駆動系，制御棒手動操作系

全制御棒全挿入完了までには時間を要し、想定する事故シーケンスグループに対して有効性を確認できないが、手動スクラム・スイッチ，原子炉モード・スイッチ又はスクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの操作完了までの間，又はこれらの操作が実施できない場合に，制御棒を手動にて挿入する手段として有効であるため，制御棒手動操作系，制御棒駆動系を整備する。

(8) 給水系，原子炉給水制御系

(i) 給水系，原子炉給水制御系

耐震SクラスではなくS s 機能維持を担保できないが，給水系，原子炉給水制御系による原子炉への給水量の調整が可能であれば，原子炉水位を低下でき，原子炉の出力抑制の手段として有効であるため，給水系，原子炉給水制御系を整備する。

3.1.2 重大事故等対処設備

3.1.2.1 A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

3.1.2.1.1 設備概要

原子炉の運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止しない事象が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、原子炉を未臨界にするため代替制御棒挿入を行うための機能を設けるものである。

本システムは、原子炉圧力高又は原子炉水位低異常低下（レベル2）の場合に、代替制御棒挿入信号を発信する回路構成とする。原子炉圧力高及び原子炉水位異常低下（レベル2）の検出器を多重化し、二重の「1 out of 2」論理回路にて、自動的に信号を発信させることで、信頼性向上を図る設計とする。

また、中央制御室の手動スイッチにより、代替制御棒挿入回路を作動させることが可能な設計とする。

なお、A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により作動する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットについて、重大事故等対処設備として整備する。重大事故等対処設備一覧を第3.1-1表に示す。

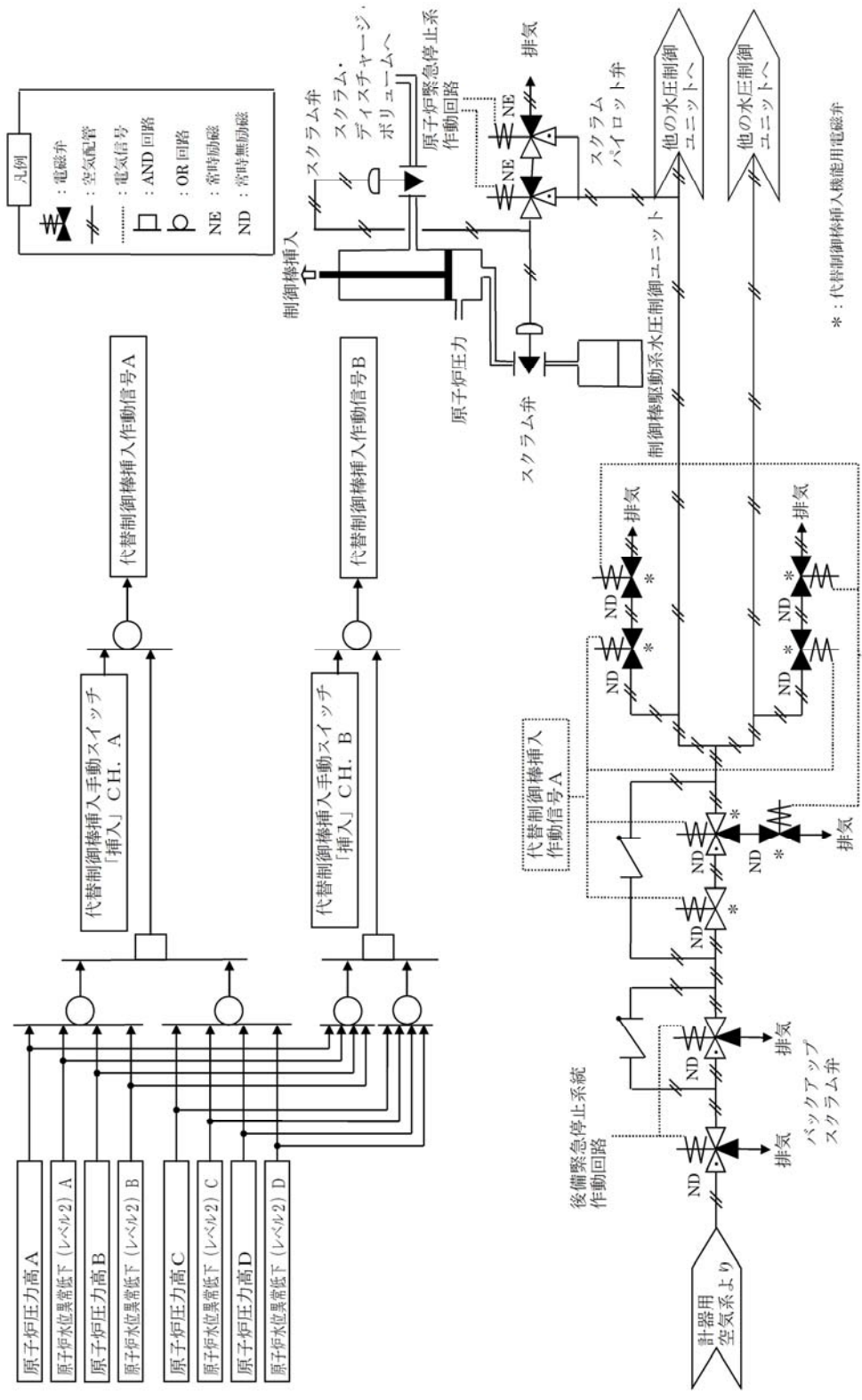
第3.1-1表 A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）に関する重大事故等
 対処設備一覧

設備区分		設備名
主要設備		A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）【常設】 上記 A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）にて作動する設備として、以下の設備を整備する。 制御棒【常設】 制御棒駆動機構【常設】 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット【常設】
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	制御棒駆動系配管【常設】
	注水先	—
	電源設備*1 （燃料補給設備含む）	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機【常設】 燃料移送ポンプ【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 燃料デイトンク【常設】 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】
	計装設備*2	平均出力領域計装【常設】 起動領域計装【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【常設】

*1：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）」で示す。

*2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるための操作に必要な計装設備。なお、計装制御設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

なお、A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、以降、代替制御棒挿入機能という。



第 3.1-2 図 代替制御棒挿入機能説明図

主要設備の仕様を以下に示す。

(1) 制御棒

種 類：十字形

中性子吸収材：ボロンカーバイド粉末，ハフニウムフラットチューブ

有効長さ：3,632mm

個 数：185

取付箇所：格納容器内

(2) 制御棒駆動機構

最高使用圧力：8.62MPa[gage]

最高使用温度：302℃

個 数：185

取付箇所：格納容器内

(3) 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット

種 類：円筒縦形（ピストン式）

容 量：18L/個

最高使用圧力：12.0MPa[gage]

最高使用温度：66℃

個 数：185

取付箇所：原子炉建屋原子炉棟3階

3.1.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.1.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替制御棒挿入機能は，中央制御室，原子炉建屋附属棟及び原子炉建屋原子炉棟内に設置され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，原子炉建屋附属棟及び原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し，第3.1-2表に示す設計とする。

また，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは，格納容器内及び原子炉建屋原子炉棟内に設置され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，格納容器内，原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し，以下の第3.1-2表に示す設計とする。

第3.1-2表 想定する環境条件

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である格納容器内，中央制御室，原子炉建屋附属棟及び原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを踏まえ，機器の損傷等の影響を考慮した設計とする。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
津波	敷地に遡上する津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	格納容器内，中央制御室，原子炉建屋附属棟及び原子炉建屋原子炉棟内に取り付けるため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響を受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波による影響を考慮した設計とする。

(44-3-2, 3, 7)

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替制御棒挿入機能は，原子炉圧力高及び原子炉水位異常低下（レベル2）の検出器を多重化し，二重の「1out of 2」論理回路にて自動で信号を発信させ，制御棒挿入のための操作が不要な設計とする。

論理回路による動作が失敗した場合，中央制御室の制御盤にて手動による代替制御棒挿入機能の操作が可能な設計とする。

中央制御室の操作スイッチを操作するに当たり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作スイッチは、機器の名称等を表示した銘板の取付けにより、運転員の操作性及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。以下の第3.1-3表に操作対象機器を示す。

なお、想定される重大事故等が発生した場合において、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは、自動で動作することで操作不要な設計とする。

第3.1-3表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
代替制御棒挿入機能 用電磁弁	無励磁→励磁	スイッチ操作	中央制御室

(44-3-7)

(3) 試験・検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、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あること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替制御棒挿入機能は、制御棒挿入機能の作動信号を発信する設備であり、運転中に試験又は検査を実施する場合には、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があり、かつ、試験中又は検査中は機能自体が維持できない状態となるため、第3.1-4表に示すように停止

中に機能・性能の確認が可能な設計とする。

機能・性能検査では、弁作動確認及び模擬入力による論理回路確認が可能な設計とする。また、模擬入力による校正及び設定値確認が可能な設計とする。

第3.1-4表 代替制御棒挿入機能の試験・検査

原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	校正及び設定値確認 論理回路確認 弁作動確認

(44-5-2, 4, 5, 6)

制御棒, 制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは第3.1-5表に示すように原子炉の停止中に機能・性能検査及び分解検査を実施することで, 機能・性能の確認が可能な設計とする。

制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは, 機能・性能試験として制御棒を全引き抜き位置からスクラムスイッチによりスクラムさせ, スクラム時間について性能の確認を行うことが可能な設計とする。

また, 分解検査として, 浸透探傷試験により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと, 目視により性能に影響を及ぼす恐れのある傷, 割れ等がないことについて, 制御棒駆動機構, 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット部品の表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。

第3.1-5表 制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットの試験・検査

原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	スクラム性能の確認
	分解検査	制御棒駆動機構，制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット部品の表面状態を，試験及び目視により確認

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替制御棒挿入機能は，本来の用途以外には使用しない設計とする。

制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは，本来の用途以外の用途として使用するための切り替えが不要であり，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットの使用にあたり切り替えずに使用できる設計とする。

(44-4-2)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

代替制御棒挿入機能は，他の設備に悪影響を及ぼさないよう以下の措置を講じる設計とする。

代替制御棒挿入機能の論理回路は，多重化された原子炉緊急停止系とは別の制御盤に収納し，検出器から論理回路まで独立した構成とすることで，原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計とする。

代替制御棒挿入機能の作動電磁弁（ケーブル含む）についても，原子炉緊急停止系の作動電磁弁と独立した構成とし，悪影響を与えない設計とする。

代替制御棒挿入機能の回路の電源は，遮断器又はヒューズ“切”により，電氣的に分離することで，原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計とする。

なお，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは，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。

(44-8-1～10)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

(i) 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操作及び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。

(ii) 適合性

基本方針については「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替制御棒挿入機能の手動回路について、操作が必要な機器の設置場所、操作場所を第3.1-6表に示す。代替制御棒挿入機能用電磁弁は、中央制御室で操作を行う設計としており、操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

なお、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは、格納容器内及び原子炉建屋原子炉棟内に設置されている設備であるが、代替制御棒挿入機能により自動で動作し、操作を行なわない設計とする。

第3.1-6表 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
代替制御棒挿入機能用電磁弁	原子炉建屋原子炉棟3階	中央制御室

(44-3-7)

3.1.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

代替制御棒挿入機能は、原子炉圧力上昇及び原子炉水位低下に至る A T W S 事象の発生時に、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、原子炉を未臨界に移行するための設備である。このため、スクラム不動作時に作動する設備であることを考慮し、「原子炉圧力高」の信号で作動する設計とする。また、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作動する設備であることを考慮し、「原子炉水位異常低下（レベル2）」で作動する設計とする。

制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは、原子炉を未臨界にすることが可能な能力を有する設計とする。また、制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットの容量にて全ての制御棒を全挿入することが可能な駆動水を有する容量とする。

(44-6-2, 3)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

敷地内に二以上の原子炉施設はないことから、代替制御棒挿入機能、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは共用しない。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

代替制御棒挿入機能の論理回路は、多重化された原子炉緊急停止系の制御盤と位置的分散を図り、また、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで原子炉緊急停止系とは独立した構成とし、電氣的・物理的に分離することで、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。

代替制御棒挿入機能と原子炉緊急停止系の論理回路の電源は、遮断器又はヒューズ“切”により、電氣的に分離することで、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。

(44-8-1～10)

3.1.2.2 A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

3.1.2.2.1 設備概要

原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止しない事象が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、原子炉出力を制御するため、原子炉再循環ポンプを停止させることを目的とした機能を設けるものである。

本システムは、原子炉圧力高又は原子炉水位低異常低下（レベル2）の場合に、代替原子炉再循環ポンプトリップを行う回路構成とする。原子炉圧力高及び原子炉水位異常低下（レベル2）の検出器を多重化し、二重の「1 out of 2」論理回路にて、自動的に信号を発信させることで、信頼性向上を図る設計とする。

また、中央制御室の手動スイッチにより、原子炉再循環ポンプをトリップすることが可能な設計とする。重大事故等対処設備一覧を第3.1-7表に示す。

第3.1-7表 A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分		設備名
主要設備		A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）【常設】
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	—
	注水先	—
	電源設備*1 （燃料補給設備含む）	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機【常設】 燃料移送ポンプ【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 燃料デイトンク【常設】 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】
	計装設備*2	平均出力領域計装【常設】 起動領域計装【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【常設】

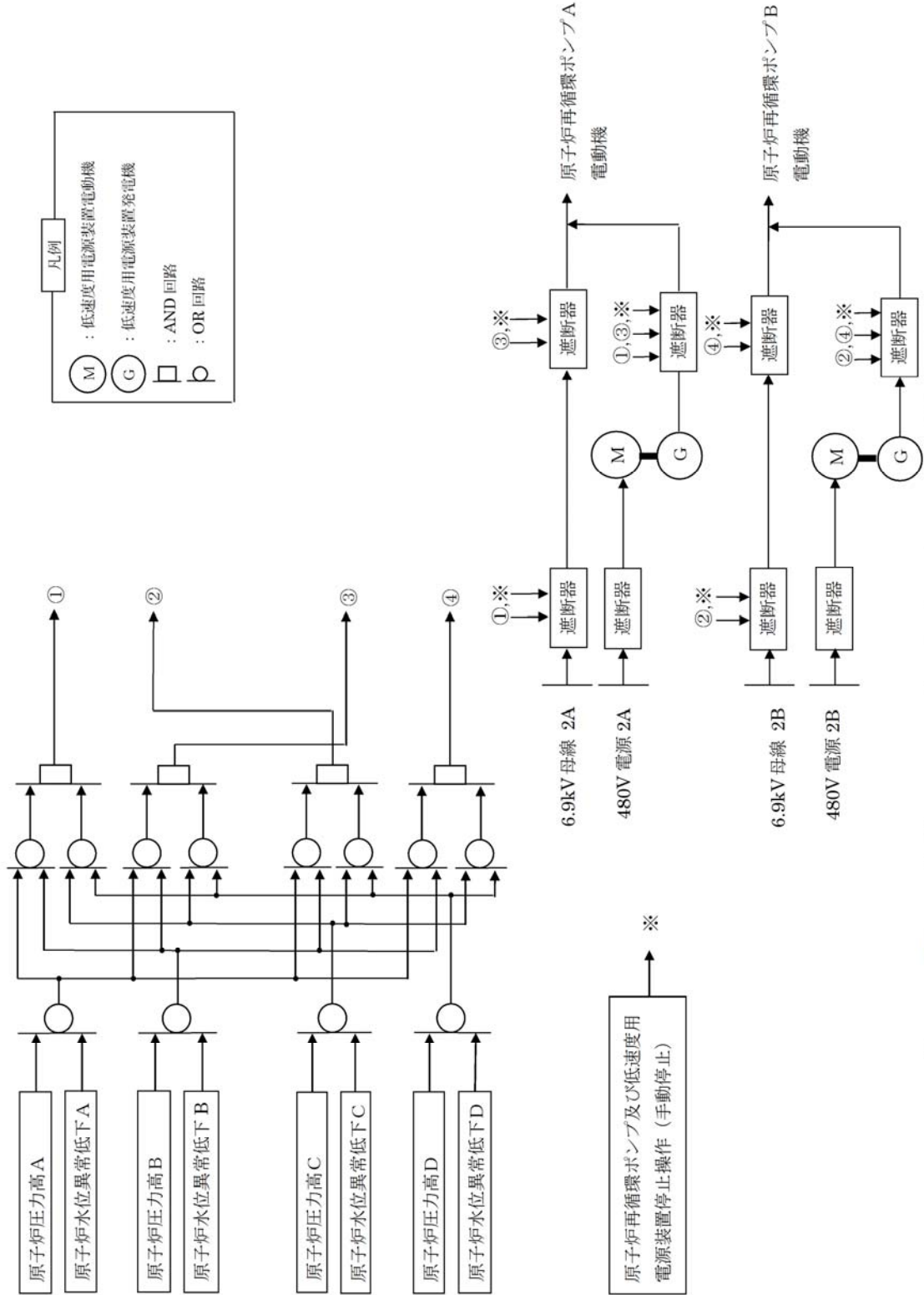
*1：電源設備については「3.14電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

*2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるための操作に必要な計装設備。なお、計装制御設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

なお、A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、以降、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能という。

3.1.2.2.2 主要設備の仕様

第3.1-3図に代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の作動回路の説明図を示す。



第3.1-3図 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能説明図

3.1.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.1.2.2.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、中央制御室、原子炉建屋付属棟及び原子炉建屋原子炉棟内に設置され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、原子炉建屋付属棟及び原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し、以下の第3.1-8表に示す設計とする。

第3.1-8表 想定する環境条件

環境条件	対応
温度、圧力、湿度、放射線	設置場所である中央制御室、原子炉建屋付属棟及び原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため、天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを踏まえ、機器の損傷等の影響を考慮した設計とする。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風）、竜巻、積雪、火山の影響	中央制御室、原子炉建屋付属棟、原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響を受けない。
津波	敷地に遡上する津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波による影響を考慮した設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、原子炉圧力高及び原子炉水位異常低下（レベル2）の検出器を多重化し、二重の「1 out of 2」論理回路にて自動で信号を発信させ、原子炉再循環ポンプトリップのための操作が不要な設計とする。

論理回路による動作が失敗した場合、中央制御室の制御盤にて手動による原子炉再循環ポンプトリップ操作が可能な設計とする。

中央制御室の操作スイッチを操作するに当たり、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作スイッチは機器の名称等を表示した銘板の取付けにより、運転員の操作性及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。以下の第3.1-9表に操作対象機器を示す。

第3.1-9表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
原子炉再循環ポンプ遮断器	入／切	スイッチ操作	中央制御室
原子炉再循環ポンプ低速度用電源装置遮断器	入／切	スイッチ操作	中央制御室

(44-3-7)

(3) 試験・検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 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できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、原子炉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、運転中に試験又は検査を実施する場合には、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があり、かつ、試験中又は検査中は機能自体が維持できない状態となるため、第3.1-10表に示すように停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。

機能・性能検査では、模擬入力による論理回路確認が可能な設計とする。また、模擬入力による校正及び設定値確認が可能な設計とする。

第3.1-10表 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の試験・検査

原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	校正及び設定値確認 論理回路確認

(44-5-3～6)

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止について」に示す。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は，本来の用途以外には使用しない設計とする。

(44-4-3)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は，他の設備に悪影響を及ぼさないよう以下の措置を講じる設計とする。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の論理回路は，多重化された原子炉緊急停止系とは別の制御盤に収納し，原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計とする。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の論理回路の電源は，遮断器又はヒューズ“切”により，電氣的に分離することで，原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計とする。

(44-8-1～10)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、現場における作業が不要な設計とする。

なお、中央制御室の制御盤にて手動による原子炉再循環ポンプを手動停止させる場合について、操作が必要な機器の設置場所、操作場所を第3.1-11表に示す。操作スイッチは、中央制御室で操作を行う設計とし、操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

第3.1-11表 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
原子炉再循環ポンプ遮断器	原子炉建屋附属棟地下1階 原子炉建屋附属棟地下2階	中央制御室
原子炉再循環ポンプ低速度 用電源装置遮断器	原子炉建屋原子炉棟4階	中央制御室

(44-3-7)

3.1.2.2.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、原子炉圧力上昇及び原子炉水位低下に至る A T W S 事象の発生時に、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格納容器の健全性を維持するため、原子炉水位異常低下（レベル2）又は原子炉圧力高の信号で2台の原子炉再循環ポンプを自動で停止させることができる設計とする。

(44-6-4, 5)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

敷地内に二以上の原子炉施設はないことから、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は共用しない。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の論理回路は、多重化された原子炉緊急停止系の制御盤とは位置的分散を図り、また、検出器から論理回路まで原子炉緊急停止系とは独立した構成とし、電氣的・物理的に分離することで、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。

代替制御棒挿入機能と原子炉緊急停止系の論理回路の電源は、遮断器又はヒューズ“切”により、電氣的に分離することで、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。

(44-8-1～10)

3.1.2.3 ほう酸水注入系

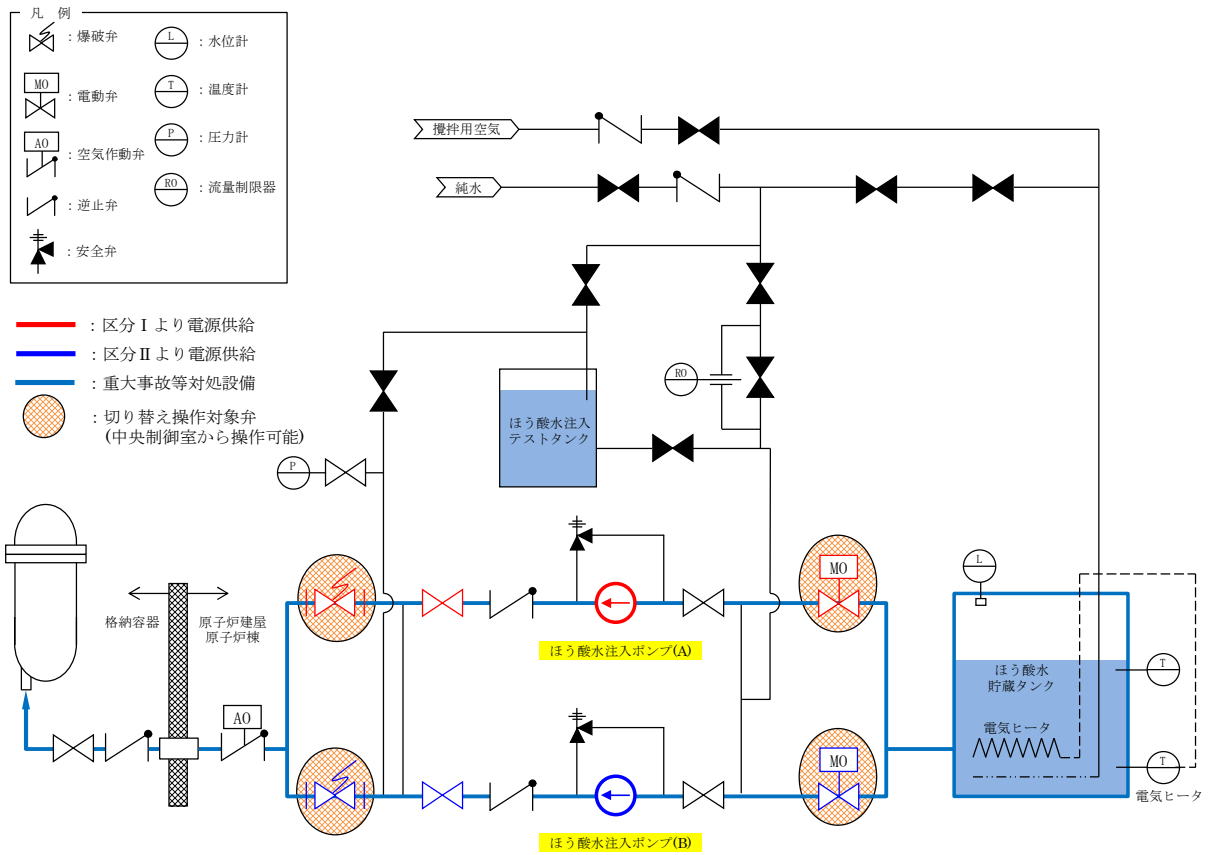
3.1.2.3.1 設備概要

原子炉緊急停止系，制御棒及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットの機能が喪失した場合においても，原子炉を臨界未満に維持することを目的として，十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系を設置しているものである。

本システムは，ほう酸水である五ほう酸ナトリウム溶液を貯蔵するためのほう酸水貯蔵タンク，ほう酸水貯蔵タンクから原子炉にほう酸水を注入するためのほう酸水注入ポンプ等で構成され，炉心底部のほう酸水注入ノズルから原子炉へほう酸水を注入することで，原子炉を未臨界にするものである。

本システムは，中央制御室からの手動操作により，ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「SYS. A（又はB）」位置にすることで，ほう酸水貯蔵タンク出口弁及び爆破弁が「全閉」から「全開」となり，ほう酸水注入ポンプが起動し，原子炉へほう酸水を注入する。

本システム全体の系統概要図を第3.1-4 図に，本システムに関する重大事故等対処設備一覧を第3.1-12 表に示す。



第3.1-4 図 ほう酸水注入系 系統概要図

第3.1-12表 ほう酸水注入系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分		設備名
主要設備		ほう酸水注入ポンプ【常設】 ほう酸水貯蔵タンク【常設】
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	ほう酸水注入系・配管・弁【常設】
	注入先	原子炉圧力容器【常設】
	電源設備*1 (燃料補給設備含む)	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機【常設】 燃料移送ポンプ【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 燃料デイタンク【常設】 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】
	計装設備*2	平均出力領域計装【常設】 起動領域計装【常設】 サプレッション・プール水温度【常設】 残留熱除去系系統流量【常設】 残留熱除去系熱交換器入口温度【常設】 残留熱除去系熱交換器出口温度【常設】 残留熱除去系海水系系統流量【常設】

* 1 : 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）」で示す。

* 2 : 主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるための操作に必要な計装設備。なお、計装制御設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.1.2.3.2 主要設備の仕様

(1) ほう酸水注入ポンプ

種 類：水平3連プランジヤポンプ

容 量：9.78m³/h/台

全 揚 程：870m

最高使用圧力：9.66MPa[gage]

最高使用温度：66℃

台 数：1（予備1）

取 付 箇 所：原子炉建屋原子炉棟5階

原動機出力：37kW/台

(2) ほう酸水貯蔵タンク

種 類：円筒縦型

容 量：19.5m³/基

最高使用圧力：静水頭

最高使用温度：66℃

基 数：1

取 付 箇 所：原子炉建屋原子炉棟5階

3.1.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.1.2.3.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

ほう酸水注入系のほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは，原子炉建屋原子炉棟に設置され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，原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し，以下の第3.1-13表に示す設計とする。

(44-3-4)

第3.1-13表 想定する環境条件

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを踏まえ，機器の損傷等の影響を考慮した設計とする。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
津波	敷地に遡上する津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	原子炉建屋原子炉棟に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響を受けない。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

また，ほう酸水注入ポンプの操作は，中央制御室における操作盤上での起動用キー・スイッチから遠隔操作可能な設計とする。

(44-3-5)

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

ほう酸水注入ポンプの操作は，A T W S 事象発生時において，中央

制御室内の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上，中央制御室における操作盤上での起動用キー・スイッチにより操作可能な設計とする。

ほう酸水注入ポンプの起動操作は，原子炉出力抑制により原子炉出力を抑制した後，中央制御室からの手動操作により，ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「SYS. A（又はB）」位置にすることで，ほう酸水貯蔵タンク出口弁及び爆破弁が「全閉」から「全開」となり，ほう酸水注入ポンプが起動することで，原子炉へほう酸水を注入する。

第3.1-14表に操作対象機器を示す。

第3.1-14表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
ほう酸水注入ポンプ （A又はB）	停止→起動	キー・スイッチ操作	中央制御室
ほう酸水貯蔵タンク出口 弁（A又はB）	弁閉→弁開	キー・スイッチ操作	中央制御室
ほう酸水注入系爆破弁 （A又はB）	弁閉→弁開	キー・スイッチ操作	中央制御室

操作場所である中央制御室内は，運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，操作対象であるほう酸水注入系起動用キー・スイッチについては中央制御室操作盤上に設置され，銘板をつけることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

(44-3-5)

また，ほう酸水注入ポンプは並列に2台設置され，1台を予備とすることで多重性を備えた設計とし，必要なときに確実にほう酸水を注入できるよう，ポンプの吐出側に並列に2個の爆破弁を設けることで，確実に原子炉へほう酸水を注入することが可能な設計とする。

なお、ほう酸水貯蔵タンクについては、操作不要な設計とする。

(44-4-4)

(3) 試験・検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 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できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

ほう酸水注入系のほう酸水注入ポンプは、原子炉運転中に機能・性能検査を、また、停止中に機能・性能検査、分解検査及び外観検査が可能な設計とする。

ほう酸水貯蔵タンクは、原子炉運転中に機能・性能検査を、また、停止中に機能・性能検査、開放検査及び外観検査が可能な設計とする。

なお、操作対象弁であるほう酸水貯蔵タンク出口弁及び爆破弁は、原子炉停止中に弁の弁作動確認が可能な設計とする。

試験及び検査については、表3.1-15表に示す。

第3.1-15表 ほう酸水注入系の試験・検査

原子炉の状態	項目	内容
ほう酸水注入 ポンプ	運転中	機能・性能検査 運転性能, ポンプ及び 系統配管・弁の漏えい 確認, 外観の確認
	停止中	機能・性能検査 運転性能, ポンプ及び 系統配管・弁の漏えい 確認, 外観の確認
		分解検査 ポンプまたは弁の部 品の表面状態につい て試験及び目視によ り確認
ほう酸水貯蔵 タンク	運転中	機能・性能検査 ほう酸質量の確認, 外 観の確認
	停止中	機能・性能検査 ほう酸質量の確認, 外 観の確認
		開放検査 内部の確認
ほう酸水貯槽 タンク出口弁 及び爆破弁	運転中	弁動作確認 開閉動作の確認
	停止中	

ほう酸水注入ポンプは、機能・性能検査として、脱塩水（純水）をテストタンクから循環させ、吐出圧力、系統（ポンプ廻り）の振動、異音、異臭及び漏えいについて運転性能の確認を行うことが可能な設計とする。

また、分解検査として、浸透探傷検査により性能に影響を及ぼす指示模様が無いこと、目視により性能に影響を及ぼす恐れのあるき裂、打こん、変形及び摩耗の有無の確認を行うことが可能な設計とする。

ほう酸水貯蔵タンクは、機能・性能検査として、中性子吸収材である五ほう酸ナトリウムの質量が原子炉を十分臨界未満に維持できるだけの反応度効果を有する量を満足することとし、ほう酸水貯蔵タンクのほう酸濃度及びタンク水位の確認を行うことにより、ほう酸質量

の確認が可能な設計とする。

また、開放検査として、タンク内面の傷の有無について確認する。

操作対象弁であるほう酸水貯蔵タンク出口弁及び爆破弁は、作動確認として、これら操作対象弁が操作スイッチの操作により弁が作動することの確認が可能な設計とする。

ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク及び操作対象弁であるほう酸水貯蔵タンク出口弁及び爆破弁は、原子炉停止中における検査を行う際の接近性を考慮した必要な作業空間を備え、構造上接近又は検査が困難とならない設計とする。

(44-5-1～12)

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

ほう酸水注入系は、本来の用途である原子炉へのほう酸水注入以外の用途として使用することはない。

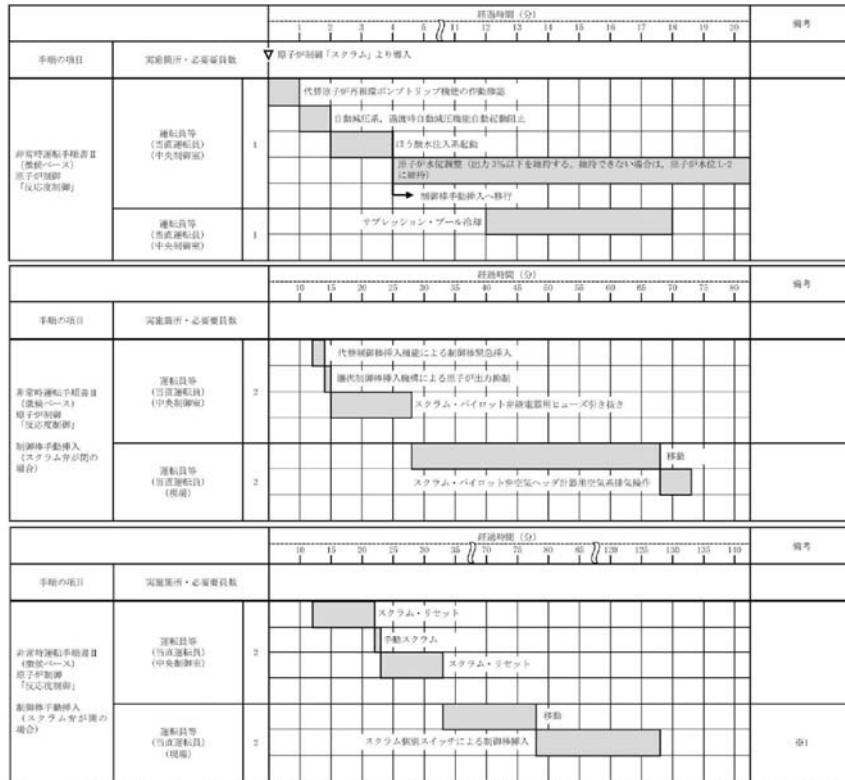
原子炉へのほう酸水注入の際に操作が必要となるほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク出口弁及び爆破弁は、中央制御室内におけ

る操作盤上の起動用キー・スイッチにより，速やかに操作が可能な設計とし，中央制御室でのほう酸水注入開始操作における所要時間は想定として1分以内としている。

(44-4-4)

また，ほう酸水注入系によるほう酸水の注入は，原子炉自動スクラム又は手動スクラムを実施しても，原子炉スクラムが成功しない場合に実施される操作であり，原子炉スクラム失敗からほう酸水注入系起動まで及びほう酸水注入系起動から制御棒手動挿入までが，第3.1-5図で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能な設計とする。

切り替え操作対象機器については，第3.1-14表に示したとおりとなる。



※1：スクラム個別スイッチによる制御棒挿入以降は、制御棒手動挿入又は制御棒駆動水圧系引抜配管ペント弁からの排水操作を実施する。

第3.1-5図 原子炉の緊急停止対応タイムチャート*

*：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての1. 1 で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

ほう酸水注入系のほう酸水注入ポンプ，ほう酸水貯蔵タンクは，設

計基準対象施設として系統構成を変えずに原子炉へのほう酸水注入時に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。

(44-3-5, 44-4-4)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

(i) 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操作及び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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

ほう酸水注入系の系統構成に操作が必要な機器の設置場所、操作場所を第3.1-16表に示す。

ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク出口弁及び爆破弁は、原子炉建屋原子炉棟に設置されている設備であるが、中央制御室から操作可能な設計とする。

(44-3-4, 5, 6)

第3.1-16表 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
ほう酸水注入ポンプ（A）	原子炉建屋原子炉棟5階	中央制御室
ほう酸水注入ポンプ（B）	原子炉建屋原子炉棟5階	中央制御室
ほう酸水貯蔵タンク出口弁（A）	原子炉建屋原子炉棟5階	中央制御室
ほう酸水貯蔵タンク出口弁（B）	原子炉建屋原子炉棟5階	中央制御室
ほう酸水注入系爆破弁（A）	原子炉建屋原子炉棟5階	中央制御室
ほう酸水注入系爆破弁（B）	原子炉建屋原子炉棟5階	中央制御室

3.1.2.3.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針（常設重大事故等
 対処設備の安全設計方針に対する適合性）

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量」に示す。

ほう酸水注入系のほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、十分な反応度制御能力を有する容量とした設計とし、設計基準対象施設の容量等の仕様が、原子炉を冷温停止状態にするために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と同仕様の設計とする。

ほう酸水注入ポンプ1台あたりの容量は、十分な反応度制御能力を満足するための設計上の許容注入時間（設計ボロン濃度を設計ボロン注入速度で注入する時間）で注入可能な流量を確保する設計とする。

なお、設計ボロン濃度は1,000ppmであり、設計ボロン注入速度は

10ppm/minである。

ほう酸水貯蔵タンク容量は、原子炉を冷温停止状態にするために必要なボロン濃度の設計値を確保するために必要なほう酸水溶液の有効容量にタンク無効容量を考慮した容量を確保できる設計とする。

(44-6-6, 7)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

敷地内に二以上の原子炉施設はないことから、ほう酸水注入系のほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは共用しない。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

ほう酸水注入系のほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは，設計基準事故対処設備である制御棒，制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットと同時にその機能が損なわれることはない。

ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは，制御棒，制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットと原子炉建屋原子炉棟内で位置的分散が図られた設計とする。

ほう酸水注入系の設計基準事故対処設備との多様性及び位置的分散について，第3.1-17表に示す。

(44-3-4, 8)

第3.1-17表 多様性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
		制御棒 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット
機器	アキュムレータ	ほう酸水注入ポンプ
	原子炉建屋原子炉棟3階	原子炉建屋原子炉棟5階
水源	不要	ほう酸水貯蔵タンク
	—	原子炉建屋原子炉棟5階
駆動用空気	不要	不要
潤滑油	不要	不要
冷却水	不要	不要
駆動電源	不要	非常用ディーゼル発電機
	—	原子炉建屋原子炉棟附属棟地下1階

3.1.2.4 自動減圧系の起動阻止スイッチ

3.1.2.4.1 設備概要

原子炉スクラム失敗時に自動減圧系が自動起動すると、高圧炉心スプレイ系、低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇に繋がるため、自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の回路を用いて、自動起動を阻止するため自動減圧系の起動阻止スイッチを設けるものである。重大事故等対処設備一覧を第3.1-18表に示す。

第3.1-18表 自動減圧系の起動阻止スイッチに関する重大事故等対処設備一覧

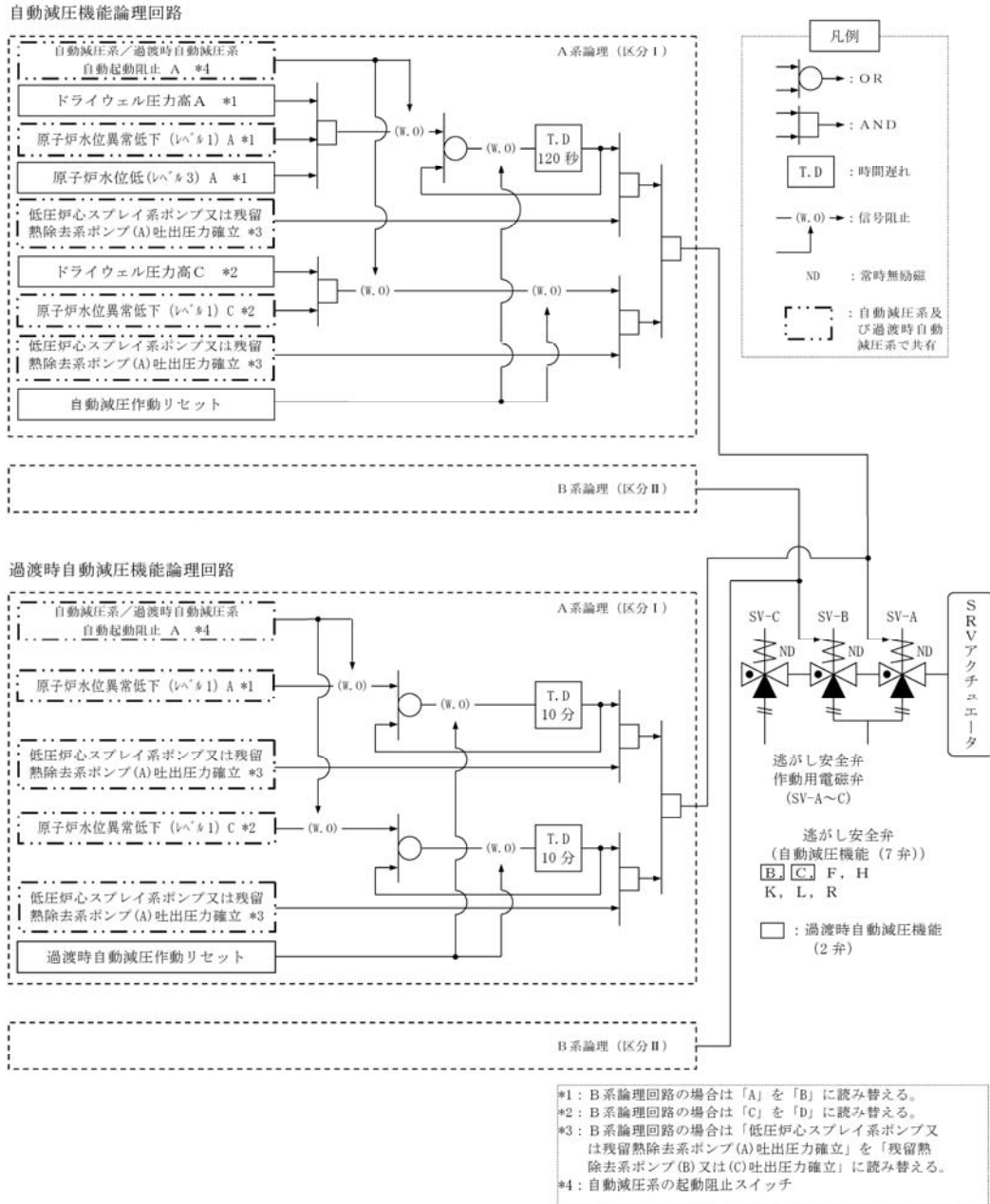
設備区分		設備名
主要設備		自動減圧系の起動阻止スイッチ【常設】
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	—
	注水先	—
	電源設備*1 (燃料補給設備含む)	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機【常設】 燃料移送ポンプ【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 燃料デイトンク【常設】 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】
計装設備*2	—	

*1：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）」で示す。

*2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるための操作に必要な計装設備。なお、計装制御設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.1.2.4.2 主要設備の仕様

第3.1-6図に自動減圧系，過渡時自動減圧機能の作動回路図を示す。



第 3.1-6 図 自動減圧系，過渡時自動減圧機能作動回路図

3.1.2.4.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.1.2.4.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

自動減圧系の起動阻止スイッチは，中央制御室に設置され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，中央制御室の環境条件を考慮し，以下の第3.1-19表に示す設計とする。

第3.1-19表 想定する環境条件

環境条件	対応
温度・圧力・湿度・放射線	設置場所である中央制御室で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを踏まえ，機器の損傷等の影響を考慮した設計とする。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
津波	敷地に遡上する津波を考慮し防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。
風（台風）・竜巻・積雪・火山の影響	中央制御室に取り付けるため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響を受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波による影響を考慮した設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

自動減圧系回路と過渡時自動減圧機能回路の自動起動阻止は、中央制御室の制御盤の自動減圧系の起動阻止スイッチにて手動により可能な設計とする。自動減圧系の起動阻止スイッチは、運転員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については銘板を付けることで識別可能とし、運転員の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。以下の第3.1-20表に操作対象機器を示す。

第3.1-20表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
自動減圧系の起動阻止スイッチ	通常→阻止	中央制御室	スイッチ操作

(3) 試験・検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 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できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

自動減圧系の起動阻止スイッチの機能・性能検査は、第3.1-21表に示すように停止中に実操作による論理回路動作確認(自動減圧系の起動阻止スイッチの機能確認を含む)が可能な設計とする。

第3.1-21表 自動減圧系の起動阻止スイッチの試験・検査

原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	論理回路確認(自動減圧系の起動阻止スイッチの機能確認を含む)

(4) 切替えの容易性(設置許可基準規則第43条第1項四)

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

自動減圧系の起動阻止スイッチは、本来の用途以外には使用しない設計とする。

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

自動減圧系と過渡時自動減圧機能の自動減圧系の起動阻止スイッチを共用しているが，スイッチは単純な構造であり，**スイッチの接点で分離すること**で，自動減圧系に悪影響を与えない設計とする。

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

(i) 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操作及び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。

(ii) 適合性

基本方針については「2.3.3 環境条件等」に示す。

自動減圧系の起動阻止スイッチは中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とし，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。以下の第3.1-22表に操作対象機器設置場所を示す。

第3.1-22表 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
自動減圧系の起動阻止スイッチ	中央制御室	中央制御室

3.1.2.4.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

自動減圧系の起動阻止スイッチは、設計基準対処設備で使用のものと同仕様のスイッチで設計するため、必要な容量に対して十分である。

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止

等について」に示す。

敷地内に二以上の原子炉施設はないことから、自動減圧系の起動阻止スイッチは共用しない。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

自動減圧系の起動阻止スイッチは、設計基準事故対処設備である自動減圧系盤と共通要因によって同時に機能を損なわれないよう、中央制御室内で位置的分散を図る設計とする。

3.7 原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備【50条】

基準適合への対応状況

3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備【50条】

< 添付資料 目次 >

3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

3.7.1 設置許可基準規則第50条への適合方針

- (1) 格納容器圧力逃がし装置の設置（設置許可基準規則解釈第1項 a）, b））
- (2) 代替循環冷却系の設置（設置許可基準規則第1項 a））
- (3) サプレッション・プール水pH制御装置

3.7.2 重大事故等対処設備

3.7.2.1 格納容器圧力逃がし装置

3.7.2.1.1 設備概要

3.7.2.1.2 主要設備の仕様

- (1) フィルタ装置
- (2) 第一弁（サプレッション・チェンバ側）
- (3) 第一弁（ドライウエル側）
- (4) 第二弁
- (5) 第二弁バイパス弁
- (6) 圧力開放板

3.7.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.7.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

- (1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）
- (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）
- (3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

- (4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）
 - (5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）
 - (6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）
- 3.7.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針
- (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）
 - (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）
 - (3) 設計基準事故対処設備との多様性及び独立性，位置的分散（設置許可基準規則第43条第2項三）
- 3.7.2.2 代替循環冷却系
- 3.7.2.2.1 設備概要
- 3.7.2.2.2 主要設備の仕様
- (1) 代替循環冷却系ポンプ
 - (2) 緊急用海水ポンプ
 - (3) 残留熱除去系熱交換器（A）
 - (4) サプレッション・プール
- 3.7.2.2.3 代替循環冷却系の多様性及び独立性，位置的分散
- 3.7.2.2.4 設置許可基準規則第43条への適合方針
- 3.7.2.2.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針
- (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）
 - (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）
 - (3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）
 - (4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）
 - (5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）
 - (6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）
- 3.7.2.2.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

- (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）
- (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）
- (3) 設計基準事故対処設備との多様性及び独立性，位置的分散（設置許可基準規則第43条第2項三）

3.7.3 その他設備

3.7.3.1 サプレッション・プール水pH制御装置

3.7.3.1.1 設備概要

3.7.3.1.2 他設備への悪影響について

50-1 SA設備基準適合性 一覧表

50-2 電源構成図

50-3 配置図

50-4 系統図

50-5 試験及び検査

50-6 容量設定根拠

50-7 接続図

50-8 保管場所図

50-9 アクセスルート図

50-10 その他設備

50-11 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について

1. 概要

1.1 設置目的

1.2 基本性能

1.3 系統概要

- 2. 系統設計
 - 2.1 設計方針
 - 2.2 設計条件
 - 2.3 格納容器フィルタベント系
 - 2.3.1 系統構成
 - 2.3.2 フィルタ装置
 - 2.3.3 配置
 - 2.4 付帯設備
 - 2.4.1 計装設備
 - 2.4.2 電源設備
 - 2.4.3 給水設備
 - 2.4.4 窒素供給設備
 - 2.4.5 排水設備
- 3. フィルタ性能
 - 3.1 フィルタ装置による放射性物質の除去原理
 - 3.1.1 エアロゾルの除去原理
 - 3.1.2 ガス状放射性よう素の除去原理
 - 3.2 運転範囲
 - 3.3 性能検証試験結果
 - 3.3.1 性能検証試験の概要
 - 3.3.2 エアロゾルの除去性能試験結果
 - 3.3.3 ガス状放射性よう素の除去性能試験結果
 - 3.3.4 フィルタ装置の継続使用による性能への影響
- 4. 運用方法
 - 4.1 有効性評価の事故シーケンスにおける運用方法

- 4.1.1 炉心が損傷していない場合
 - 4.1.2 炉心が損傷している場合
 - 4.1.3 格納容器フィルタベント系操作手順について
 - 4.2 現場における操作について
 - 4.2.1 隔離弁の現場操作
 - 4.2.2 スクラビング水の補給
 - 4.2.3 窒素の供給
 - 4.2.4 排水操作
 - 4.3 一般公衆の被ばくを可能な限り低減するための運用
 - 4.4 設備の維持管理
 - 5. 新規制基準への適合性
 - 5.1 第38条（重大事故等対処施設の地盤）
 - 5.2 第39条（地震による損傷の防止）
 - 5.3 第40条（津波による損傷の防止）
 - 5.4 第41条（火災による損傷の防止）
 - 5.5 第43条（重大事故等対処設備）
 - 5.6 第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）
 - 5.7 第50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）
 - 5.8 第52条（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備）
- 50-12 代替循環冷却系の成立性について
- 1. 代替循環冷却系設備の構成
 - 1.1 設置目的
 - 1.2 設備構成の概略
 - 1.3 系統設計仕様

- 1.3.1 設計方針
- 1.3.2 注水先流量分配
- 1.3.3 他条文に対する位置づけ
- 2. 代替循環冷却系の成立性確認
 - 2.1 代替循環冷却系の運用について
 - 2.2 代替循環冷却系の有効性について
 - 2.3 代替循環冷却系の操作性
- 3. 代替循環冷却系の健全性について
 - 3.1 代替循環冷却系運転時の系統水漏えいの可能性
 - 3.2 耐放射線に関する設計考慮について
 - 3.3 水の放射線分解による水素影響について

3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備【50条】

【設置許可基準規則】

(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)

第五十条 発電用原子炉施設には、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を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

- 1 第50条に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
 - a) 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットを設置すること。
 - b) 上記a)の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
 - i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。
 - ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。
 - iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器(例えばSGTS)や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。
 - iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。

- v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。
- vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。
- vii) 圧力開放板を使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定された圧力開放板(原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの)を使用する場合又は圧力開放板を強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。
- viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。
- ix) 使用後に高線量となるフィルタ等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。

3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

3.7.1 設置許可基準規則第50条への適合方針

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（以下「格納容器」という。）の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設置する。

- (1) 格納容器圧力逃がし装置の設置（設置許可基準規則解釈第1項 a）, b））

炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させるために格納容器圧力逃がし装置を設置する。

格納容器圧力逃がし装置は、重大事故緩和設備として整備し、以下のとおり設置許可基準規則解釈第1項 b）に対する要求事項を満たすものとする。

- i) 格納容器圧力逃がし装置には、排気中に含まれる放射性物質を低減するためのフィルタ装置を設置する設計とする。

フィルタ装置にて、排気中に含まれるエアロゾル（粒子状放射性物質）に対して99.9%以上、ガス状の無機よう素に対して99%以上及びガス状の有機よう素に対して98%以上を除去可能な設計とする。

- ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策として不活性ガス（窒素）に置換した状態で待機し、格納容器圧力逃がし装置の使用後には、可搬型窒素供給装置を用いて系統内を不活性ガスにて置換す

る。これにより、排気中に含まれる可燃性ガス及び使用後に水の放射線分解により発生する可燃性ガスによる爆発を防ぐことが可能な設計とする。

格納容器内酸素濃度をドライ条件に換算して5vol%未満で管理することで、格納容器圧力逃がし装置内で可燃性ガス濃度が可燃域に達することはない。

格納容器圧力逃がし装置の使用により格納容器内及びスクラビング水内に捕集された放射性物質による水の放射線分解によって発生する水素・酸素の量は微量であること、また格納容器圧力逃がし装置の使用を継続することから、格納容器圧力逃がし装置内で可燃性ガス濃度が可燃域に達することはない。

格納容器圧力逃がし装置内で可燃性ガスが蓄積する可能性がある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するベントラインを設置し、可燃性ガスが局所的に滞留しない設計とする。

iii) 東海第二発電所は単一の発電用原子炉施設であり、格納容器圧力逃がし装置を使用する際に流路となる不活性ガス系、耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置の配管は他の原子炉とは共用しない。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2弁設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。

iv) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際して、格納容器の負圧破損を防止するため、窒素供給ラインを設け、格納容器へ窒素供給できる設計とする。なお、格納容器圧力逃がし装置の使用と併せて、代替格納容器スプ

レイ冷却系等により格納容器にスプレイを行う場合は、格納容器が負圧にならないよう、格納容器圧力が規定の圧力（13.7kPa）に達した場合には、スプレイを停止する運用とする。

v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁については、現場でも操作が可能となるよう、遠隔人力操作機構を設け、原子炉建屋原子炉棟外から容易かつ確実に開閉操作できる設計とする。

vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遠隔人力操作機構を介した操作場所（または操作室）を放射線量率の低い原子炉建屋附属棟に設置する設計とする。さらに、第二弁及び第二弁バイパス弁の操作室には、格納容器圧力逃がし装置使用後に高線量となる配管に対する遮蔽及び格納容器内雰囲気ガスの操作室への流入防止装置（空気ボンベユニット）を設ける設計とする。

vii) 格納容器圧力逃がし装置待機時に格納容器圧力逃がし装置内を不活性ガス（窒素）にて置換する際の大気との障壁として、圧力開放板を設置する設計とする。

圧力開放板は、格納容器からのベントガス圧力(0.31MPa[gage]～0.62MPa[gage])と比較して十分に低い圧力である0.08MPa[gage]にて開放する設計であり、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならない設計であるため、バイパス弁は併置しない。

viii) 格納容器圧力逃がし装置はサプレッション・チェンバ側及びドライウ

エル側，いずれからも排気できる設計とする。サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し，ドライウエル側からの排気ではダイヤフラムフロア面からの高さを確保するとともに燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで，長期的にも熔融炉心及び水没の影響を受けない設計とする。

ix) 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は，フィルタ装置格納槽（地下埋設）に格納し，十分な厚さのコンクリート及び覆土により地上面の放射線量を十分に低減する設計とする。また，フィルタ装置に接続する配管等については，原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋付属棟内に設置することにより，事故時の復旧作業における被ばくを低減する設計とする。

(2) 代替循環冷却系の設置（設置許可基準規則第1項 a））

炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため，格納容器内の圧力及び温度を低下させるために代替循環冷却系を設ける。

代替循環冷却系は，サプレッション・プールを水源とし，代替循環冷却系ポンプによる原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイが可能な設計とする。

なお，格納容器の過圧破損を防止するための自主対策設備として，以下を整備する。

(3) サプレッション・プール水pH制御装置の設置

格納容器圧力逃がし装置を使用する際、サプレッション・プール水が酸性化することを防止し、サプレッション・プール水中によう素を捕捉することでよう素の放出量を低減するために、サプレッション・プール水pH制御装置を設ける。

本系統は、蓄圧タンク加圧用窒素ガスポンベにより薬液タンクを加圧し、残留熱除去系の配管からサプレッション・チェンバ内に薬液 () を注入する設計とする。

サプレッション・プール水 pH 制御装置は、ドライウエル側から格納容器圧力逃がし装置を使用する場合には、よう素の放出量の低減効果を期待できないものの、サプレッション・チェンバ側から格納容器圧力逃がし装置を使用する場合に、よう素の放出量の低減に有効である。

(4) 不活性ガス系隔離弁のバイパスラインの設置

既設の不活性ガス系隔離弁（格納容器圧力逃がし装置の第一弁（S/C側）及び第一弁（D/W側））のバイパスラインは、万一、何らかの理由で不活性ガス系隔離弁（格納容器圧力逃がし装置の第一弁（S/C側）及び第一弁（D/W側））が開操作不可能な場合において、バイパスラインの弁を開操作することにより、格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する。

なお、バイパスラインの口径が小さく、格納容器の過圧破損防止には十分な容量でないこと等の理由から、不活性ガス系隔離弁（格納容器圧力逃がし装置の第一弁（S/C側）及び第一弁（D/W側））のバイパスラインについては、自主的な運用とする。

3.7.2 重大事故等対処設備

3.7.2.1 格納容器圧力逃がし装置

3.7.2.1.1 設備概要

格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内の圧力及び温度を低下させるために、重大事故緩和設備として、フィルタ装置、第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、第二弁、第二弁バイパス弁及び圧力開放板から構成される格納容器圧力逃がし装置を使用する。

格納容器圧力逃がし装置は、格納容器内の圧力及び温度を低減するために、格納容器内雰囲気ガスを大気放出し、その過程で格納容器内雰囲気ガスに含まれる放射性物質を捕集する設計とする。

フィルタ装置は、フィルタ装置内のスクラビング水、金属フィルタ及びよう素除去部により格納容器内雰囲気ガスの放射性物質を捕集できる設計とする。

フィルタ装置は、フィルタの構造及び機能の健全性を維持並びに捕集した放射性よう素の再揮発を防止するために、捕集した放射性物質の崩壊熱等を考慮した設計とする。

格納容器圧力逃がし装置はサプレッション・チェンバ側及びドライウエル側、いずれからも排気できる設計とする。サプレッション・チェンバ内でのスクラビング効果が期待できるサプレッション・チェンバ側からのベントを第一優先とするが、何らかの原因でサプレッション・チェンバ側からのベントができない場合にはドライウエル側からのベントを行う。サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気ではダイヤフラムフロア面からの高さを確保するとともに燃料有効長頂部よりも高い位置に接続管

所を設けることで、長期的にも溶融炉心及び水没の影響を受けない設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、排気ガスに含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、格納容器圧力逃がし装置内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させるとともに、格納容器圧力逃がし装置の使用を継続することで可燃性ガスの滞留を防止し、可燃性ガスによる爆発を防止する設計とする。格納容器圧力逃がし装置内を不活性ガス（窒素）で置換する際、大気との障壁として圧力開放板を設置する設計とする。圧力開放板は、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で開放する設計とする。

また、格納容器圧力逃がし装置使用後においても、可燃性ガスによる爆発及び格納容器の負圧破損を防ぐために、格納容器圧力逃がし装置及び格納容器内を不活性ガス（窒素）で置換できる設計とする。そのため、格納容器圧力逃がし装置及び格納容器に不活性ガス（窒素）を供給できる接続部を設置する設計とする。

格納容器圧力逃がし装置を使用する際に流路となる不活性ガス系、耐圧強化ベント系及び格納容器圧力逃がし装置の配管は、他の原子炉とは共用しない。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2弁設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで、影響を及ぼさない設計とする。

格納容器圧力逃がし装置の使用と併せて、代替格納容器スプレー冷却系等により格納容器にスプレーを行う場合は、格納容器が負圧とならないよう、格納容器圧力が規定の圧力に達した場合には、スプレーを停止することとする。

第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、第二弁及び第二弁バイパス弁

は、格納容器の隔離機能を確保するために設置するが、事故時の格納容器内の環境を考慮し、格納容器の貫通部の外側に配置する設計とする。

第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、第二弁及び第二弁バイパス弁は、開閉操作により格納容器内雰囲気ガスの放射性物質をフィルタ装置で捕集した後、格納容器内雰囲気ガスの大気放出又はその大気放出を停止することができる設計とする。

第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、第二弁及び第二弁バイパス弁は、遠隔人力操作機構により容易かつ確実に操作場所で人力により開操作できる設計とする。また、操作場所は、炉心の著しい損傷時においても操作ができるよう、遠隔人力操作機構を介し放射線量率の低い原子炉建屋付属棟に設置し、さらに、第二弁及び第二弁バイパス弁の操作室には、格納容器圧力逃がし装置使用後に高線量となる格納容器圧力逃がし装置配管に対する遮蔽及び格納容器内雰囲気ガスの操作室への流入防止装置（空気ボンベユニット（空気ポンペ））を設ける設計とする。

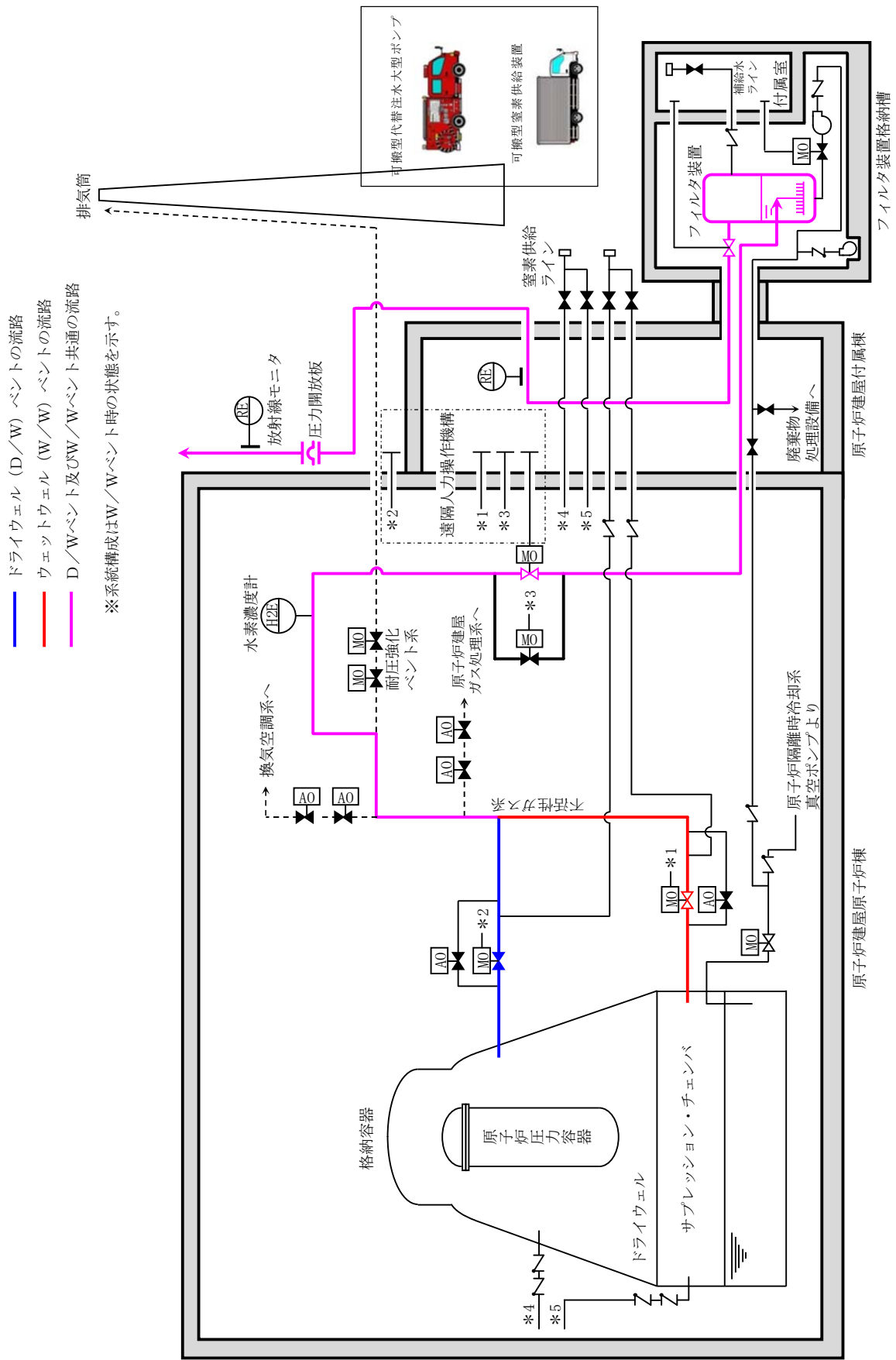
格納容器圧力逃がし装置使用後に高線量となるフィルタ装置からの被ばくを低減し、事故収束後の復旧作業等の妨げにならないよう、フィルタ装置はフィルタ装置格納槽（地下埋設）内に設置し、周囲には遮蔽体を設ける設計とする。

格納容器圧力逃がし装置における水素濃度及び放射性物質濃度を監視できるように、格納容器圧力逃がし装置の水素が蓄積する可能性のある配管にフィルタ装置入口水素濃度を設け、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を設ける。フィルタ装置入口水素濃度は常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備より給電できる設計とする。また、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備より可搬型

整流器を介した給電に加え、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備より給電できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置を使用した場合、配管内で発生する蒸気凝縮ドレンは、配管に適切な勾配を設けることでフィルタ装置内のスクラビング水に合流する設計とする。また、格納容器から格納容器内雰囲気ガスの放出とともに水蒸気が放出され、スクラビング水位は徐々に低下することから、放射性物質除去性能維持のため可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置の水位調整が可能な設計とする。なお、放射性物質を効果的に捕集・保持するためにスクラビング水に添加する薬剤は、スクラビング水の蒸発では減少しないことから、予め大気中から十分な量の薬剤をスクラビング水に添加しておくことで、ベント中の薬剤調整が不要となる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置の概要図を第 3.7-1 図に、格納容器圧力逃がし装置に属する重大事故対処設備を第 3.7-1 表に示す。



第3.7-1図 格納容器圧力逃がし装置系統概要図

第3.7-1表 格納容器圧力逃がし装置に関する重大事故等対処設備一覧（1 / 2）

設備区分		設備名
主要設備		フィルタ装置【常設】 第一弁（S / C側）【常設】 第一弁（D / W側）【常設】 第二弁【常設】 第二弁バイパス弁【常設】 圧力開放板【常設】
関連設備	付属設備	第二弁操作室遮蔽【常設】 第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）【可搬】 差圧計【常設】 遠隔人力操作機構【常設】 可搬型窒素供給装置【可搬】 フィルタ装置遮蔽【常設】 配管遮蔽【常設】 移送ポンプ【常設】 可搬型代替注水大型ポンプ【可搬】
	水源*1	代替淡水貯槽【常設】
	流路	不活性ガス系配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系配管・弁【常設】 格納容器圧力逃がし装置配管・弁【常設】 格納容器【常設】 真空破壊弁【常設】 窒素供給配管・弁【常設】 第二弁操作室空気ボンベユニット（配管・弁）【常設】 移送配管・弁【常設】 補給水配管・弁【常設】
	注水先	フィルタ装置【常設】

第 3.7-1 表 格納容器圧力逃がし装置に関する重大事故等対処設備一覧（2 / 2）

設備区分		設備名
関連設備	電源設備*2 (燃料補給設備を含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替交流電源設備用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 常設代替直流電源設備 緊急用直流125V蓄電池【常設】 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 可搬型整流器【可搬】
	計装設備*3	フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置圧力【常設】 フィルタ装置スクラビング水温度【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)【常設】 フィルタ装置入口水素濃度【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)【常設】 ドライウェル圧力【常設】 サプレッション・チェンバ圧力【常設】 ドライウェル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 サプレッション・プール水温度【常設】 格納容器内水素濃度(SA)【常設】 格納容器内酸素濃度(SA)【常設】 サプレッション・プール水位【常設】 原子炉建屋水素濃度 原子炉建屋原子炉棟6階【常設】

*1：水源については「3.13重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

*2：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)」で示す。

*3：計装設備については「3.15計装設備(設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.7.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

兼用する設備は以下のとおり。

- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・水素爆発による格納容器の破損を防止するための設備

(1) フィルタ装置

設計流量 13.4kg/s (格納容器圧力0.31MPa[gage]において)

放射性物質除去性能

スクラビング水及び金属フィルタ

エアロゾルに対して 99.9%以上

スクラビング水

ガス状放射性よう素のうち無機よう素に対して 99%以上

よう素除去部

ガス状放射性よう素のうち有機よう素に対して 98%以上

材 料 スクラビング水

--

金属フィルタ

--

よう素除去部 銀ゼオライト

最高使用圧力 0.62MPa[gage]

最高使用温度 200℃

個 数 1

取付箇所 格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置格納槽

(2) 第一弁 (S/C側)

型 式	電気作動
個 数	1
最高使用圧力	0.62MPa[gage]
最高使用温度	200°C
材 料	ステンレス鋼

(3) 第一弁 (D/W側)

型 式	電気作動
個 数	1
最高使用圧力	0.62MPa[gage]
最高使用温度	200°C
材 料	ステンレス鋼

(4) 第二弁

型 式	電気作動
個 数	1
最高使用圧力	0.62MPa[gage]
最高使用温度	200°C
材 料	ステンレス鋼

(5) 第二弁バイパス弁

型 式	電気作動
個 数	1
最高使用圧力	0.62MPa[gage]
最高使用温度	200°C
材 料	ステンレス鋼

(6) 压力開放板

設定压力	0.08MPa[gage]
個数	1
取付箇所	原子炉建屋原子炉棟近傍屋外

3.7.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.7.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針（常設並びに可搬型重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）

(1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は、フィルタ装置格納槽（地下埋設）内に設置され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フィルタ装置格納槽（地下埋設）内に想定される環境条件を第3.7-2表に示す。

第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、第二弁及び第二弁バイパス弁は、原子炉建屋原子炉棟内に設置され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原子炉建屋原子炉棟内に想定される環境条件を第3.7-3表に示す。

圧力開放板及び配管の一部は、屋外に設置され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屋外に想定される環境条件を第3.7-4表に示す。

(50-3-1～50-3-10)

第 3.7-2 表 想定する環境条件（フィルタ装置格納槽（地下埋設）内）

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所であるフィルタ装置格納槽（地下埋設）内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とするため影響は受けない（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	フィルタ装置格納槽（地下埋設）内に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響は受けない。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

第 3.7-3 表 想定する環境条件（原子炉建屋原子炉棟内）

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内フィルタ装置格納槽（地下埋設）内に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響は受けない。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

第 3.7-4 表 想定する環境条件（屋外）

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	滞留水の影響を受け難い位置に設置するとともに，系統開口部から降水が侵入し難い構造とする。水を内包する可能性のある範囲のドレン配管には保温等の凍結防止対策を行うとともに，適宜ドレン水を排出する。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	設置場所である屋外で想定される風（台風）及び竜巻の風荷重，積雪，火山の影響による荷重を考慮し，機器が損傷しない設計とする。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

(2) 操作性(設置許可基準規則第43条第1項二)

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

フィルタ装置，第一弁（S/C側），第一弁（D/W側），第二弁及び第二弁バイパス弁を使用する格納容器圧力逃がし装置は，中央制御室の制御盤の操作スイッチで操作が可能な設計とする。

第一弁（S/C側），第一弁（D/W側），第二弁及び第二弁バイパス弁は，全ての電源喪失時においても現場で操作が可能となるよう遠隔人力操作機構を設け，原子炉建屋原子炉棟外から容易かつ確実に開閉操作できる設計とする。

また，流路に設ける圧力開放板は，格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう，格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で開放する設計とする。そのため，想定される重大事故等時の環境下においても，確実に操作をすることが可能である。

格納容器圧力逃がし装置使用時に，格納容器圧力逃がし装置に接続される流路と換気空調系，原子炉建屋ガス処理系及び耐圧強化ベント系の隔離を確実にするため，各系統に隔離弁をそれぞれ2弁ずつ設置し，中央制御室により閉操作，又は閉確認をすることができる設計とする。これらのうち換気空調系及び原子炉建屋ガス処理系の弁は通常時閉で

あり、電源喪失時にはフェイルクローズにより閉となる空気駆動弁である。また、耐圧強化ベント系の弁は通常時閉であり、電源喪失時フェイルアズイズの電動駆動弁であるが、格納容器圧力逃がし装置を使用する際は、これらの弁が閉であることを確実に確認する運用とする。

格納容器圧力逃がし装置使用中にフィルタ装置水位調整（水張り）を実施する場合に操作が必要な弁及び可搬型代替注水大型ポンプの接続については、現場（フィルタ装置格納槽近傍）にて操作、作業をする設計であるが、格納容器圧力逃がし装置使用時に高線量となるフィルタ装置及び入口配管は、フィルタ装置格納槽（地下埋設）又は原子炉建屋内に設置し、現場の放射線量を下げることにより、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作、作業をすることが可能な設計とする。

格納容器圧力逃がし装置使用後には、フィルタ装置水位調整（水抜き）及び格納容器圧力逃がし装置系統の窒素パージを実施する場合に操作が必要な弁、ポンプの起動スイッチ及び可搬型窒素供給装置の接続については、現場（フィルタ装置格納槽内の付属室、原子炉建屋近傍屋外）にて操作、作業をする設計であるが、格納容器圧力逃がし装置使用時に高線量となるフィルタ装置及び入口配管は、フィルタ装置格納槽（地下埋設）又は原子炉建屋内に設置し、現場の放射線量を下げることにより、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作、作業をすることが可能な設計とする。

第二弁操作室遮蔽は、原子炉建屋付属棟と一体で構成されており、通常時及び重大事故等が発生した場合において、特段の操作を必要とせず使用できる設計とする。

第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）を運転するための

弁操作は、想定される重大事故等が発生した場合において第二弁操作室の環境条件を考慮の上、第二弁操作室にて操作可能な設計とする。

これらの操作する機器については、運転員等のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、それぞれの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし、運転員等の操作及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

第3.7-6表及び第3.7-7表に各操作場所を示す。

(50-3-8～50-3-12)

第 3.7-6 表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
第一弁 (S/C側)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
	弁閉→弁開	原子炉建屋付属棟 1階	手動操作 (遠隔人力操作機構)
第一弁 (D/W側)	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
	弁閉→弁開	原子炉建屋付属棟 屋上	手動操作 (遠隔人力操作機構)
第二弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
	弁閉→弁開	原子炉建屋付属棟 3階 (第二弁操作室)	手動操作 (遠隔人力操作機構)
第二弁バイパス弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
	弁閉→弁開	原子炉建屋付属棟 3階 (第二弁操作室)	手動操作 (遠隔人力操作機構)
換気空調系一次隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作 ^{※1}
換気空調系二次隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作 ^{※1}
原子炉建屋ガス処理系 一次隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作 ^{※1}
原子炉建屋ガス処理系 二次隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作 ^{※1}
耐圧強化ベント系 一次隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作 ^{※1}
耐圧強化ベント系 二次隔離弁	弁閉確認	中央制御室	スイッチ操作 ^{※1}
フィルタベント装置 ドレン弁	弁閉→弁開	フィルタ装置格納槽 付属室	手動操作 (遠隔人力操作機構)
フィルタベント装置 移送ライン止め弁	弁閉→弁開	原子炉建屋付属棟 地下1階	手動操作
フィルタベント装置 補給水ライン元弁	弁閉→弁開	フィルタ装置格納槽 付属室	手動操作
フィルタベント装置 窒素供給ライン元弁	弁閉→弁開	原子炉建屋付属棟 近傍屋外	手動操作
移送ポンプ	起動・停止	フィルタ装置格納槽 付属室	スイッチ操作
可搬型代替注水大型 ポンプ	起動・停止	原子炉建屋付属棟 近傍屋外	スイッチ操作
可搬型窒素供給装置	起動・停止	原子炉建屋付属棟 近傍屋外	スイッチ操作

※1 中央制御室にてランプ確認を行う

全閉でないことが確認された場合はスイッチ操作にて閉操作を行う

第3.7-7表 操作対象機器（第二弁操作室空気ポンベユニット）

機器名称	操作内容	操作場所	操作方法
第二弁操作室空気ポンベユニット空気ポンベ元弁	弁閉→弁開	原子炉建屋附属棟 3階（第二弁操作室）	手動操作
第二弁操作室空気ポンベユニット空気ポンベ集合弁	弁閉→弁開	原子炉建屋附属棟 3階（第二弁操作室）	手動操作
第二弁操作室空気ポンベユニット空気供給差圧調整弁前後弁	弁閉→弁開	原子炉建屋附属棟 3階（第二弁操作室）	手動操作

(3) 試験及び検査(設置許可基準規則第 43 条第 1 項三)

(i) 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できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置等は、第3.7-8表に示すように原子炉の停止中に開放検査、機能・性能検査、外観検査及び分解検査が可能な設計とする。

フィルタ装置は、開放検査としてマンホールを開放して内部点検、機能性能検査として漏えい確認が可能な設計とする。スクラビング水は、機能・性能検査として水質確認が可能な設計とする。また、よう素除去部に充填される銀ゼオライトは、機能・性能検査として、内部に設置している試験片を用いてよう素除去性能試験が実施可能な設計とする。

第一弁(S/C側)、第一弁(D/W側)、第二弁及び第二弁バイパス弁は、機能・性能検査として漏えい確認及び開閉動作の確認、分解検査として部品の浸透探傷試験及び外観点検が可能な設計とする。

圧力開放板及び配管は、機能・性能検査として漏えい確認、外観検査として外観点検が可能な設計とする。

(50-5-1~50-5-11)

第 3.7-8 表 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置等の試験及び検査

原子炉の状態	項目	点検内容
停止中	開放検査	フィルタ装置の内部点検
	機能・性能検査	フィルタ装置，圧力開放板，配管及び弁の漏えい確認 スクラビング水の水質確認 銀ゼオライトのよう素除去性能試験 弁開閉動作の確認
	外観検査	圧力開放板及び配管の外観の確認
	分解検査	弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び外観の確認

(4) 切替えの容易性(設置許可基準規則第 43 条第 1 項四)

(i) 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っては、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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

格納容器圧力逃がし装置は、不活性ガス系及び耐圧強化ベント系と一部配管を共有しているが、共通部分以外は独立した配管であり本来の用途以外の用途に使用しない設計とする。また、共通部分についても、重大事故等に対処するための系統構成は必要としない設計とする。

(5) 悪影響の防止(設置許可基準規則第43条第1項五)

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等について」に示す。

格納容器圧力逃がし装置には, 重大事故等時の排気経路に換気空調系, 原子炉建屋ガス処理系並びに耐圧強化ベント系が接続されており, それぞれの系統を隔離する弁を各2弁ずつ設置する設計とする。

これらのうち換気空調系及び原子炉建屋ガス処理系の弁は通常時閉, 電源喪失時にはフェイルクローズにより閉となる空気駆動弁であり, また, 耐圧強化ベント系の弁は通常時閉であり, 電源喪失時フェイルアズイズの電動駆動弁であるが, 格納容器圧力逃がし装置を使用する際は, これらの弁が閉であることを確実に確認する運用とする。

以上のことから, 格納容器圧力逃がし装置と他の系統及び機器を隔離する弁は直列で二重に設置し, 格納容器圧力逃がし装置と他の系統及び機器を確実に隔離することで, 悪影響を及ぼさない設計とする。隔離弁について第3.7-10表に示す。

(50-4-1~50-4-2)

第 3.7-10 表 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
換気空調系	換気空調系一次隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	換気空調系二次隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
原子炉建屋ガス処理系	原子炉建屋ガス処理系 一次隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	原子炉建屋ガス処理系 二次隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系 一次隔離弁	電動駆動	通常時閉
	耐圧強化ベント系 一次隔離弁	電動駆動	通常時閉

(6) 設置場所(設置許可基準規則第 43 条第 1 項六)

(i) 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操作及び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。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等について」に示す。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置，入口配管及びドレン移送設備は，当該システムを使用した際に放射線量が高くなることから，フィルタ装置格納槽（地下埋設），原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋附属棟内に設置し，現場の放射線量を下げることにより，重大事故等対処設備の操作及び復旧作業に影響を及ぼさない設計とする。当該システムを使用する際に操作が必要な機器の設置場所，操作場所を第3.7-11表に示す。このうち，中央制御室で操作をする機器は，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため，操作可能である。

(50-3-8～50-3-12)

第3.7-11表 格納容器圧力逃がし装置を使用する際に操作が必要な機器の設置

場所及び操作場所(1/2)

機器名称	設置場所	操作場所
第一弁（サプレッション・チェンバ側）	原子炉建屋原子炉棟 1階	中央制御室
		原子炉建屋附属棟1階
第一弁（D/W側）	原子炉建屋原子炉棟 4階	中央制御室
		原子炉建屋附属棟屋上
第二弁	原子炉建屋原子炉棟 4階	中央制御室
		原子炉建屋附属棟3階 （第二弁操作室）
第二弁バイパス弁	原子炉建屋原子炉棟 4階	中央制御室
		原子炉建屋附属棟3階 （第二弁操作室）
換気空調系一次隔離弁	原子炉建屋原子炉棟 5階	中央制御室
換気空調系二次隔離弁	原子炉建屋原子炉棟 5階	中央制御室
原子炉建屋ガス処理系 一次隔離弁	原子炉建屋原子炉棟 5階	中央制御室
原子炉建屋ガス処理系 二次隔離弁	原子炉建屋原子炉棟 5階	中央制御室
耐圧強化ベント系 一次隔離弁	原子炉建屋原子炉棟 5階	中央制御室
耐圧強化ベント系 二次隔離弁	原子炉建屋原子炉棟 5階	中央制御室
フィルタベント装置 ドレン弁	フィルタ装置格納槽 （地下埋設）	フィルタ装置格納槽 附属室
フィルタベント装置 移送ライン止め弁	原子炉建屋附属棟 地下1階	原子炉建屋附属棟 地下1階
フィルタベント装置 補給水ライン元弁	フィルタ装置格納槽 附属室	フィルタ装置格納槽 附属室
フィルタベント装置 窒素供給ライン元弁	原子炉建屋附属棟東側	原子炉建屋附属棟 東側屋外
移送ポンプ	フィルタ装置格納槽 （地下埋設）	フィルタ装置格納槽 附属室
可搬型代替注水大型 ポンプ	原子炉建屋附属棟 近傍屋外	原子炉建屋附属棟 近傍屋外

第3.7-11表 格納容器圧力逃がし装置を使用する際に操作が必要な機器の設置

場所及び操作場所(2/2)

機器名称	設置場所	操作場所
可搬型窒素供給装置	原子炉建屋附属棟 近傍屋外	原子炉建屋附属棟 近傍屋外
第二弁操作室空気ポンベ ユニット (空気ポンベ)	原子炉建屋附属棟2階	原子炉建屋附属棟3階 (第二弁操作室)

3.7.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針（常設重大事故等
対処設備の安全設計方針に対する適合性）

(1) 容量(設置許可基準規則第43条第2項一)

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

フィルタ装置，第一弁（S/C側），第一弁（D/W側），第二弁，
第二弁バイパス弁及び圧力開放板は，格納容器の過圧破損防止に必要な
放出流量を有する設計とする。

フィルタ装置は，格納容器から放出する放射性物質の低減に必要な
放射性物質の除去性能を有する設計とする。

フィルタ装置は，ベント実施を想定する重大事故シーケンスにおい
て，環境への影響をできるだけ小さく留めるものとして定められてい
るCs-137の放出量が100TBqを下回ることができるように，フィルタ装
置のエアロゾルに対する除去効率が99.9%以上確保可能なスクラビン
グ水の最低水位を維持する設計とする。また，当該系統を使用した際
に，系統内の蒸気凝縮によってフィルタ装置が機能喪失となるまでス
クラビング水位が上昇しない設計とする。

スクラビング水の待機時薬液添加濃度については，想定されるスク
ラビング水pHの低下要因に対しても，無機よう素に対する除去効率を
99%以上確保可能な添加濃度とする。

金属フィルタ許容エアロゾル量については，想定される重大事故等

時において格納容器圧力逃がし装置を使用した際に、金属フィルタへ流入するエアロゾル量を算定し、金属フィルタの閉塞が生じないだけの十分な面積を有する設計とする。

よう素除去部の銀ゼオライト吸着層は十分な有効面積と層厚さを有し、吸着層とベントガスとの接触時間を十分に確保することにより、有機よう素に対する除去効率が98%以上となる設計とする。

圧力開放板の開放圧力は、格納容器逃がし装置の使用の妨げにならないよう、格納容器からの排気圧力0.31MPa[gage]～0.62MPa[gage]と比較して十分に低い圧力として0.08MPa[gage]で開放する設計とする。

(50-6-1～50-6-20)

(2) 共用の禁止(設置許可基準規則第43条第2項二)

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないことから，格納容器圧力逃がし装置は共用しない。

(50-4-1～50-4-2)

(3) 設計基準事故対処設備との多様性及び独立性，位置的分散（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

格納容器圧力逃がし装置は，設置許可基準規則第50条においては重大事故緩和設備であり，代替する設計基準事故対処設備はない。

なお，炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するための代替循環冷却系に対して多様性，独立性及び位置的分散を図る設計とする。

3.7.2.2 代替循環冷却系

3.7.2.2.1 設備概要

炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器内の圧力及び温度を低下させるための重大事故等対処設備（格納容器内の減圧及び除熱）として、代替循環冷却系ポンプ、サプレッション・プール、緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器Aを使用する。また、非常用取水設備であるSA用海水ピット、海水引込み管及びSA用海水ピット取水塔を使用する。

代替循環冷却系ポンプはサプレッション・プールを水源とし、残留熱除去系（A）を介して、原子炉圧力容器へ注水するとともに、格納容器内にあるスプレイヘッダよりドライウエル内に水をスプレイできる設計とする。また、緊急用海水ポンプによりサプレッション・プール水を残留熱除去系熱交換器Aにて冷却できる設計とする。

代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは、全交流動力電源喪失した場合でも常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置より給電できる設計とする。

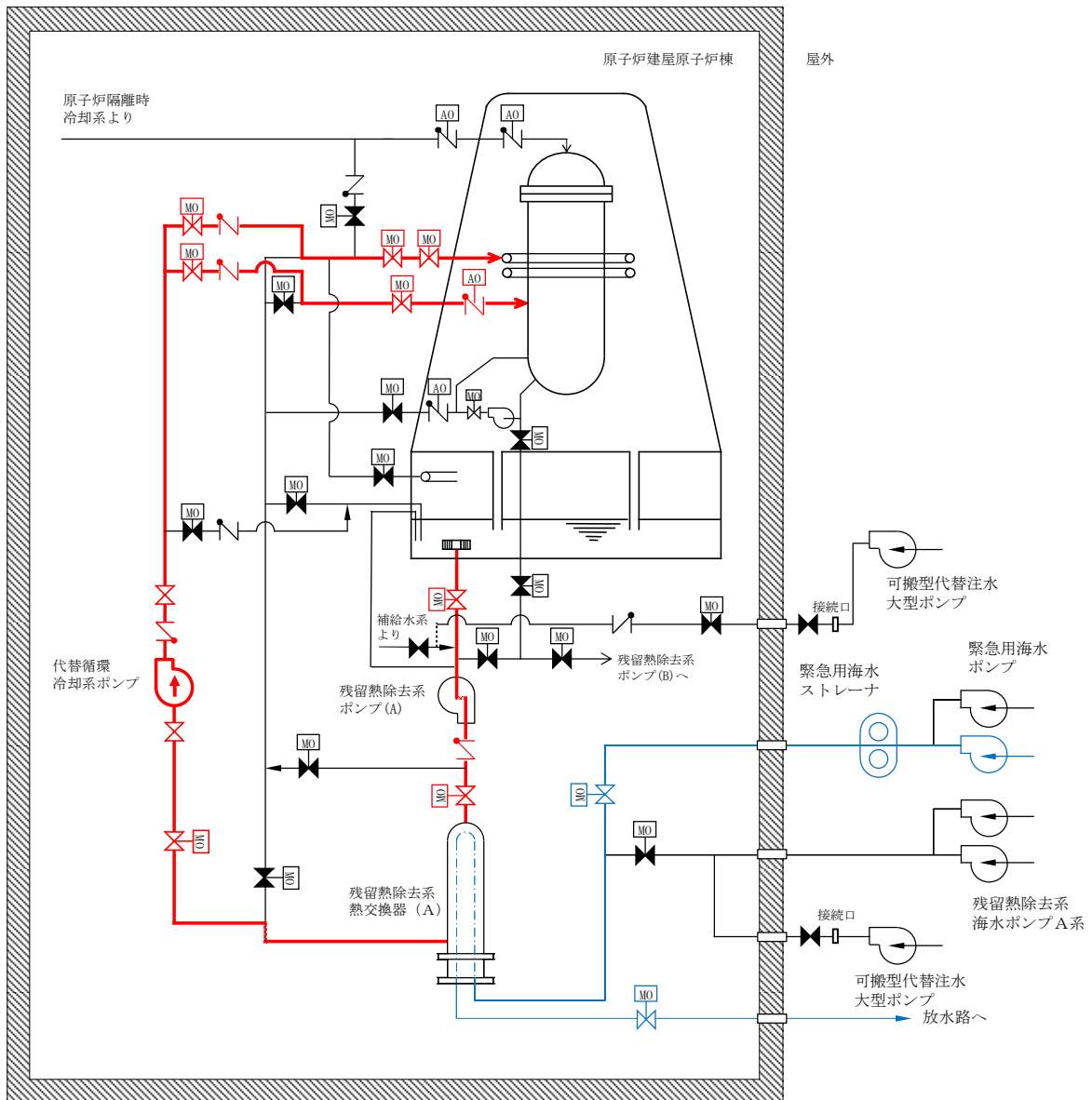
原子炉圧力容器へ注水された系統水は、原子炉圧力容器又は格納容器内配管の破断口等から流出し、格納容器のドライウエル内へスプレイされた水とともに、ベント管を経て、サプレッション・チェンバに戻ることで循環する。

代替循環冷却系による循環ラインは、代替循環冷却機能を確保する際に使用する系統からの放射性物質の放出を防止するため、閉ループにて構成する。

残留熱除去系を構成する残留熱除去系ポンプAは、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

なお、非常用取水設備であるS A用海水ピット、海水引込み管及びS A用海水ピット取水塔については、「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（設置許可基準規則第 48 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

代替循環冷却系の系統概要図を第 3.7-2 図に、代替循環冷却系に関する重大事故等対処設備一覧を第 3.7-12 表に示す。



緊急用海水系使用時の図を示す。

第 3.7-2 図 代替循環冷却系 系統概要図

第 3.7-12 表 代替循環冷却系に関する重大事故等対処設備一覧（1 / 2）

設備区分		設備名
主要設備		代替循環冷却系ポンプ【常設】 緊急用海水ポンプ【常設】 残留熱除去系熱交換器A【常設】 サプレッション・プール【常設】
関連設備	付属設備	—
	水源*1	—
	流路	代替循環冷却系配管・弁【常設】 残留熱除去系（A）配管・弁・ストレーナ【常設】 残留熱除去系海水系（A）配管・弁【常設】 緊急用海水系配管・弁【常設】 残留熱除去系海水系配管・弁【常設】 非常用取水設備 S A用海水ピット【常設】 海水引込み管【常設】 S A用海水ピット取水塔【常設】
	注水先	原子炉圧力容器【常設】
	電源設備*2 （燃料補給設備を含む）	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替交流電源設備用燃料移送ポンプ【常設】

第 3.7-12 表 代替循環冷却系に関する重大事故等対処設備一覧（2 / 2）

設備区分		設備名
関連設備	計装設備*3	原子炉水位（広帯域）【常設】
		原子炉水位（燃料域）【常設】
		原子炉水位（S A 広帯域）【常設】
		原子炉水位（S A 燃料域）【常設】
		原子炉圧力【常設】
		原子炉圧力（S A）【常設】
		ドライウエル圧力【常設】
		サブプレッション・チェンバ圧力【常設】
		ドライウエル雰囲気温度【常設】
		サブプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】
		サブプレッション・プール水温度【常設】
		代替循環冷却系原子炉注水流量【常設】
		代替循環冷却系格納容器スプレイ流量【常設】
		代替循環冷却系ポンプ入口温度【常設】
		残留熱除去系熱交換器入口温度【常設】
サブプレッション・プール水位【常設】		

*1：水源への補給に必要となる設備については、「3.13重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

*2：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）」で示す。

*3：計装設備については「3.15計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.7.2.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 代替循環冷却系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・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
- ・格納容器内の冷却等のための設備
- ・格納容器の過圧破損を防止するための設備

種 類	うず巻形
容 量	約250m ³ /h
全 揚 程	約120m
最高使用圧力	3.45MPa [gage]
最高使用温度	77°C
個 数	1
取 付 箇 所	原子炉建屋原子炉棟地下2階
原 動 機 出 力	約140kW

(2) 緊急用海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・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
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・格納容器内の冷却等のための設備
- ・格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

種 類	ターボ型
容 量	約844m ³ /h
全 揚 程	約130m
最高使用圧力	2.45MPa[gage]
最高使用温度	38℃
個 数	1 (予備1)
取 付 箇 所	地下格納槽
電動機出力	約 510kW

なお、緊急用海水系については「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（設置許可基準規則第48条に対する設計方針を示す章）」で示す。

(3) 残留熱除去系熱交換器A

兼用する設備は以下のとおり。

- ・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
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・格納容器内の冷却等のための設備
- ・格納容器の過圧破損を防止するための設備

個 数	1
伝 熱 容 量	19.4×10 ³ kW
取 付 箇 所	原子炉建屋原子炉棟地下2階

(4) サプレッション・プール

兼用する設備は以下のとおり。

- ・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
- ・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
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・格納容器内の冷却等のための設備
- ・格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

個	数	1
容	量	約 3,400m ³

3.7.2.2.3 代替循環冷却系の多様性及び独立性，位置的分散

代替循環冷却系は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，第 3.7-14 表で示すとおり多様性及び位置的分散を図った設計とする。ポンプについては，残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプと異なる区画に設置し，位置的分散を考慮した設計とする。代替循環冷却系ポンプのサポート系として，冷却水は不要（自然冷却）とすることで，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの冷却水（残留熱除去系海水系）と同時に機能喪失しない設計とする。電源については，常設代替交流電源設備を使用することで，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの電源（非常用ディーゼル発電機）と同時に機能喪失しない設計とする。水源については，サプレッション・プール水を使用する。電動弁については，駆動部に設けるハンドルにて手動操作も可能な設計とすることで，電動駆動に対し多様性を持った設計とする。

残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系と代替循環冷却系の独立性については，第 3.7-15 表で示すとおり，地震，津波，火災及び溢水により同時に故障することを防止するために，独立性を確保する設計とする。

第 3.7-14 表 多様性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備		重大事故防止設備
	低圧炉心 スプレイ系	残留熱除去系 (低圧注水系)	代替循環冷却系
ポンプ	低圧炉心 スプレイ系ポンプ	残留熱除去系 ポンプ	代替循環冷却系ポンプ
	原子炉建屋原子炉棟 地下2階 低圧炉心スプレイ系 ポンプ室	原子炉建屋原子炉棟 地下2階 残留熱除去系 ポンプ室	原子炉建屋原子炉棟 地下2階 残留熱除去系 (A) 熱交換器室
水源	サプレッション・プール		サプレッション・ プール
	原子炉建屋原子炉棟地下2階		原子炉建屋原子炉棟 地下2階
駆動用空気	不要		不要
潤滑油	不要 (内包油)		不要 (内包油)
冷却水	残留熱除去系海水系		不要 (自然冷却)
駆動電源	非常用ディーゼル発電機		常設代替交流電源設備
	原子炉建屋付属棟地下1階		屋外

第 3.7-15 表 設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備		重大事故防止設備
		低圧炉心 スプレイ系	残留熱除去系 (低圧注水系)	代替循環冷却系
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系は耐震 S クラス設計とし、重大事故防止設備である代替循環冷却系は基準地震動 S_s で機能維持できる設計とすることで、基準地震動 S_s が共通要因となり故障することのない設計とする。		
	津波	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系は防潮堤及び浸水防止設備の設置により、重大事故防止設備の代替循環冷却系は、防潮堤及び浸水防止設備の設置に加え、原子炉建屋原子炉棟の水密化されたエリアに設置することで、津波が共通要因となって故障することのない設計とする。		
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系と、重大事故防止設備である代替循環冷却系は、火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。		
	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系と、重大事故防止設備である代替循環冷却系は、溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。		

3.7.2.2.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.7.2.2.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針（常設並びに可搬型重大事故等対処設備の安全設計方針に対する適合性）

(1) 環境条件及び荷重条件(設置許可基準規則第43条第1項一)

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替循環冷却系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、原子炉建屋原子炉棟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、原子炉建屋原子炉棟の環境条件を考慮し、第3.7-16表に示す設計とする。

(50-3-14)

第 3.7-16 表 想定する環境条件及び荷重条件(代替循環冷却系ポンプ)

考慮する外的事象	対応
温度, 圧力, 湿度, 放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟で想定される温度, 圧力, 湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため, 天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。(詳細は「2.1.2耐震設計の基本方針」に示す。)
風(台風), 竜巻, 積雪, 火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため, 風(台風), 竜巻, 積雪及び火山の影響は受けない。
電磁的障害	機械装置のため, 電磁波の影響を受けない。

(2) 操作性(設置許可基準規則第 43 条第 1 項二)

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

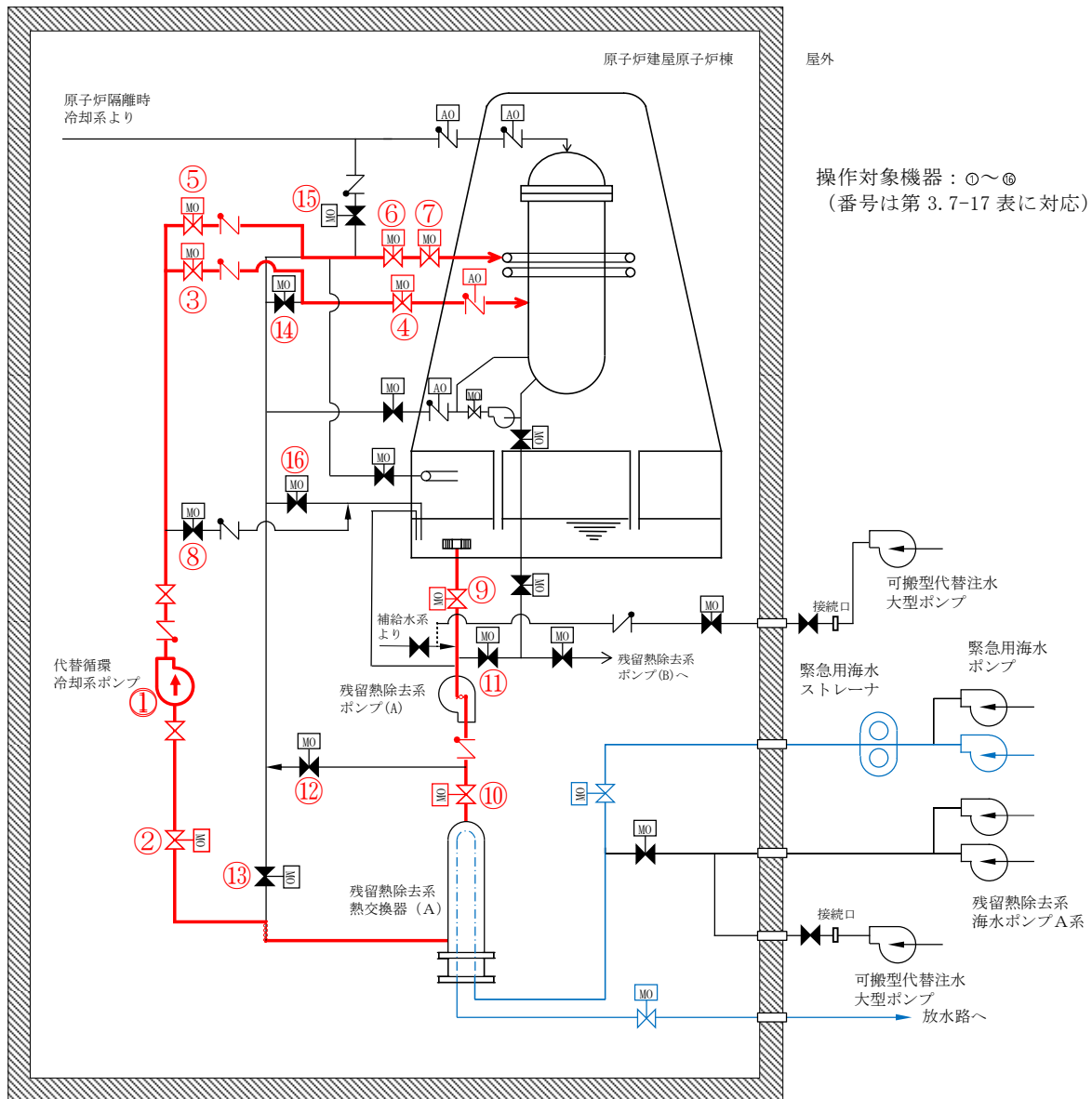
代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプ及びサブプレッション・プールを使用し、原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイを行う系統は、重大事故等時、通常待機時の系統から弁操作等にて速やかに切替えができる設計とする。また、代替循環冷却系ポンプ及び電動弁は、中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とする。

本系統は、中央制御室からのスイッチ操作で残留熱除去系熱交換器 A バイパス弁及び残留熱除去系注水配管分離弁の閉操作並びに代替循環冷却系ポンプ入口弁の開操作を行い、代替循環冷却系ポンプの起動操作を行うことで使用することが可能な設計とする。代替循環冷却系の操作に必要なポンプ及び弁を第3.7-17表に示す。

代替循環冷却系である代替循環冷却系ポンプの起動、停止、運転状態及び電動弁の開閉状態については、中央制御室の表示灯又は操作画面等で視認可能な設計とし、中央制御室における監視又は試験・検査等にて確認可能な設計とする。

また、中央制御室のスイッチ操作に当たり、運転員等のアクセス性及び操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作スイッチは、

機器の名称等を表示した銘板の取付け又は操作画面の表示等により，運転員の操作性及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。代替循環冷却系の操作に必要なポンプ及び弁を第3.7-3図及び第3.7-17表に示す。



緊急用海水系使用時の図を示す。

第3.7-3図 操作対象機器

第 3.7-17 表 操作対象機器

	機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
①	代替循環冷却系ポンプ	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
②	代替循環冷却系ポンプ入口弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
③	代替循環冷却系注入弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
④	残留熱除去系 A 系注入弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑤	代替循環冷却系格納容器スプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑥	残留熱除去系 A 系格納容器スプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑦	残留熱除去系 A 系格納容器スプレー弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
⑧	代替循環冷却系テスト弁	弁閉確認	スイッチ操作※1	中央制御室
⑨	残留熱除去系ポンプ A 入口弁	弁開確認	スイッチ操作※2	中央制御室
⑩	残留熱除去系熱交換器 A 入口弁	弁開確認	スイッチ操作※2	中央制御室
⑪	残留熱除去系ポンプ A 停止時冷却ライン入口弁	弁閉確認	スイッチ操作※1	中央制御室
⑫	残留熱除去系熱交換器 A 系バイパス弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑬	残留熱除去系熱交換器 A 出口弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑭	残留熱除去系注水配管分離弁	弁開→弁閉	スイッチ操作	中央制御室
⑮	残留熱除去系ヘッドスプレー隔離弁	弁閉確認	スイッチ操作※1	中央制御室
⑯	残留熱除去系 A 凝縮水ラインドレン弁	弁閉確認	スイッチ操作※1	中央制御室

※1 中央制御室にてランプ確認を行い、全閉でないことが確認された場合はスイッチ操作にて閉操作を行う

※2 中央制御室にてランプ確認を行い、全開でないことが確認された場合はスイッチ操作にて開操作を行う

(3) 試験及び検査(設置許可基準規則第43条第1項三)

(i) 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できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替循環冷却系は、第3.7-18表に示すように運転中に機能・性能検査、弁動作確認を、また、停止中に機能・性能検査、弁動作確認及び分解検査を実施可能な設計とする。

代替循環冷却系ポンプは、分解検査として原子炉停止中にケーシングカバーを取り外して、ポンプ部品(主軸、軸受、羽根車等)の状態を確認することが可能な設計とする。弁については、分解検査として弁体等の部品の状態を確認可能な設計とする。分解検査においては、浸透探傷試験により、性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂、打こん、変形及び摩耗の有無を確認する。

また、代替循環冷却系ポンプは、吐出配管にテスト配管を設け、原子炉運転中又は原子炉停止中に、系統の機能・性能検査として、サプレッション・プール水を水源とした循環運転を行うことで、ポンプの吐出圧力・流量の確認に加え、運転時の振動、異音、異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。また、残留熱除去系注入弁から原子炉圧力容器までの配管については、上記の試験に加えて、原子炉運転中及び原子炉停止中に、弁動作確認として残留熱除去系注入弁の機能・性能の確認が可能

な設計とする。ポンプ及び系統配管・弁については、機能・性能検査等に合わせて外観の確認が可能な設計とする。

これらの試験を組み合わせることにより、代替循環冷却系の機能を確認できる設計とする。

(50-5-5～50-5-7)

第 3.7-18 表 代替循環冷却系ポンプの試験及び検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁の漏えいの確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁の漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ又は弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認

(4) 切替えの容易性(設置許可基準規則第43条第1項四)

(i) 要求事項

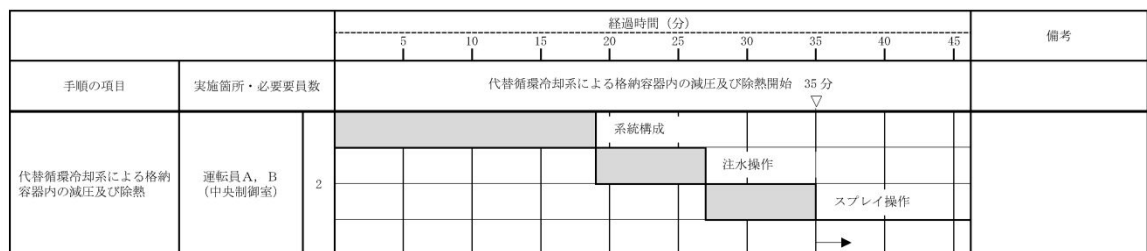
本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替循環冷却系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系と一部の配管を共用していることから、重大事故等時に対処するために系統構成を切り替える必要がある。なお、切替操作は、「(2) 操作性」に記載する内容と同じである。

系統の切替えに必要な弁は、中央制御室から遠隔操作する設計とすることで、代替循環冷却系が必要となるまでの間に、第3.7-3図で示すタイムチャートのとおり速やかに切替えることが可能である。



第 3.7-4 図 代替循環冷却系 タイムチャート*

* : 「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」への適合方針についての1.7で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止(設置許可基準規則第43条第1項五)

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

代替循環冷却系ポンプは，通常待機時は代替循環冷却系ポンプ入口弁，代替循環冷却系注入弁，代替循環冷却系格納容器スプレイ弁及び代替循環冷却系テスト弁を閉止することで残留熱除去系（A）と隔離する系統構成としており，残留熱除去系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。隔離弁について第3.7-19表に示す。

第3.7-19表 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
残留熱除去系	代替循環冷却系ポンプ入口弁	電動駆動	通常時閉
	代替循環冷却系注入弁	電動駆動	通常時閉
	代替循環冷却系格納容器スプレイ弁	電動駆動	通常時閉
	代替循環冷却系テスト弁	電動駆動	通常時閉

(6) 設置場所(設置許可基準規則第 43 条第 1 項六)

(i) 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操作及び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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替循環冷却系の系統構成のために操作が必要な機器の設置場所、操作場所を第3.7-20表に示す。これら原子炉建屋原子炉棟内に設置されている弁及び代替循環冷却系ポンプについては中央制御室からの遠隔操作を可能とすることにより、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ない設計とする。

第 3.7-20 表 操作対象機器リスト

機器名称	設置場所	操作場所
代替循環冷却系ポンプ	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	中央制御室
代替循環冷却系ポンプ入口弁	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	中央制御室
代替循環冷却系注入弁	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	中央制御室
残留熱除去系 A 系注入弁	原子炉建屋原子炉棟 3階	中央制御室
代替循環冷却系格納容器スプレイ弁	原子炉建屋原子炉棟 3階	中央制御室
残留熱除去系 A 系格納容器スプレイ弁	原子炉建屋原子炉棟 地下1階	中央制御室
残留熱除去系 A 系格納容器スプレイ弁	原子炉建屋原子炉棟 4階	中央制御室
代替循環冷却系テスト弁	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	中央制御室
残留熱除去系ポンプ A 入口弁	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	中央制御室
残留熱除去系熱交換器 A 入口弁	原子炉建屋原子炉棟 1階	中央制御室
残留熱除去系ポンプ A 停止時冷却 ライン入口弁	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	中央制御室
残留熱除去系熱交換器 A 系バイパス弁	原子炉建屋原子炉棟 地下1階	中央制御室
残留熱除去系熱交換器 A 出口弁	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	中央制御室
残留熱除去系注水配管分離弁	原子炉建屋原子炉棟 2階	中央制御室
残留熱除去系ヘッドスプレイ隔離弁	原子炉建屋原子炉棟 4階	中央制御室
残留熱除去系 A 凝縮水ラインドレン弁	原子炉建屋原子炉棟 地下1階	中央制御室
緊急用電源切替盤	中央制御室	中央制御室

3.7.2.2.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量(設置許可基準規則第43条第2項一)

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

代替循環冷却系は、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格納容器の破損を防止する設計とする。代替循環冷却系ポンプの容量は、炉心損傷後の格納容器破損防止の重要事故シーケンスのうち、格納容器過圧・過温破損シーケンス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、有効性が確認されている循環流量の $250\text{m}^3/\text{h}$ を確保可能な設計とし、水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損を考慮して循環流量 $250\text{m}^3/\text{h}$ が達成可能な設計とする。

なお、代替淡水貯槽の容量の説明は、「3.13重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備(設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章)」で示す。

(50-6-27～50-6-31)

(2) 共用の禁止(設置許可基準規則第43条第2項二)

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないことから，代替循環冷却系は共用しない。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性及び独立性，位置的分散（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 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。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

代替循環冷却系は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系に対し，多様性及び独立性を有し，位置的分散を図る設計としている。なお，詳細については3.7.2.2.3項に示す。

3.7.3 その他設備

3.7.3.1 サプレッション・プール水pH制御装置

3.7.3.1.1 設備概要

格納容器圧力逃がし装置を使用する際、サプレッション・プール水の酸性化を防止すること、及びサプレッション・プール水中の核分裂生成物由来のよう素を捕捉することにより、よう素の放出量の低減を図るために、サプレッション・プール水pH制御装置を設ける設計とする。なお、本装置は事業者の自主的な取組で設置するものである。

炉心の著しい損傷が発生した場合、熔融炉心に含まれるよう素がサプレッション・プール水へ流入し溶解する。また、格納容器内のケーブル被覆材には塩素等が含まれており、重大事故時にケーブルの放射線分解と熱分解により塩酸等の酸性物質が大量に発生するため、サプレッション・プール水が酸性化する可能性がある。サプレッション・プール水が酸性化すると、水中に溶解しているよう素が有機よう素としてサプレッション・チェンバの気相部へ放出されるという知見があることから、サプレッション・プール水をアルカリ性に保つため、pH制御として薬液（）をサプレッション・プール水に注入する。よう素の溶解量とpHの関係については、米国の論文^{*1}にまとめられており、サプレッション・プール水をアルカリ性に保つことで、気相部へのよう素の移行を低減することが期待できる。

本装置は、原子炉建屋原子炉棟内に設置する薬液タンク隔離弁（2弁）を中央制御室からのスイッチ操作、又は現場での手動操作により開操作することで、薬液タンクを窒素により加圧し、残留熱除去系（A系サプレッション・チェンバスプレイ配管）を使用してサプレッション・プール水に薬液（）を注入する構成とする。

*1：米国原子力規制委員会による研究（NUREG-1465）や、米国Oak Ridge National Laboratoryによる論文（NUREG/CR-5950）によると、pHが酸性側になると、水中に溶解していたよう素が気体となって気相部に移行するとの研究結果が示されている。NUREG-1465では、格納容器内に放出されるよう素の化学形態と、よう素を水中に保持するためのpH制御の必要性が整理されている。また、NUREG/CR-5950では、酸性物質の発生量とpHが酸性側に変化していく経過を踏まえ、pH制御の効果を達成するための考え方が整理されており、これらの論文での評価内容を参照し、東海第二発電所の状況を踏まえ、サプレッション・プールへのアルカリ薬液の注入時間及び注入量を算定する。

3.7.3.1.2 他設備への悪影響について

サプレッション・プール水pH制御装置を使用することで、アルカリ薬液である[]を格納容器へ注入する。この際、アルカリ薬液による設備への悪影響として懸念されるのは、以下の2点である。

- ・アルカリとの反応で格納容器が腐食することによる格納容器バウンダリのシール性への影響
- ・アルカリとの反応で水素が発生することによる格納容器の圧力上昇及び水素燃焼

このうち、格納容器の腐食については、pH制御したサプレッション・プール水の薬液（[]）は低濃度であり、格納容器バウンダリを主に構成しているステンレス鋼や炭素鋼の腐食領域ではないため悪影響はない。同様に、格納容器のシール材についても耐アルカリ性を確認した改良EPDMを使用することから格納容器バウンダリのシール

性に対する悪影響はない。

また、水素の発生については、格納容器内では配管の保温材やグレーチング等に両性金属であるアルミニウムや亜鉛を使用しており、薬液 と反応することで水素が発生する。しかし、格納容器内のアルミニウムと亜鉛が全量反応し水素が発生すると仮定しても、事故時の格納容器内の気相は水蒸気が多くを占めていることから、格納容器の圧力制御には影響がない。また、格納容器内は窒素により不活性化されており、本反応では酸素の発生がないことから、水素の燃焼は発生しない。

したがって、サブプレッション・プール水pH制御装置を使用することによる他設備への悪影響はない。

また、本装置は薬液タンクを窒素により加圧し、残留熱除去系（A系サブプレッション・チェンバースプレイ配管）を使用してサブプレッション・プールに薬液を注入する構成であるが、残留熱除去系A系が停止し、かつA系スプレイ弁が閉である状態において薬液注入を行う手順とすることから、残留熱除去系への悪影響はない。

50-1 SA設備基準適合性 一覽表

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第50条:原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置		類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 /屋外の天候/放射線	その他建屋内 (地下格納槽)	C	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	
			関連資料		50-3 配置図		
		第2号	操作性		(操作不要)	対象外	
		関連資料		50-3 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		50-5 試験及び検査			
		第4号	切替性		当該系統の使用に当たり系統の切替操作が不要	B b	
		関連資料		50-4 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)			(考慮対象なし)	対象外	
		関連資料		50-4 系統図			
	第6号	設置場所		現場操作(設置場所) 中央制御室操作	A b B		
		関連資料		50-3 配置図 50-4 系統図			
	第2項	第1号	常設SAの容量		重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料		50-6 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		緩和設備—対象(同一目的のSA設備あり)	B
			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		50-3 配置図 50-4 系統図		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第50条:原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		第一弁 (S/C側) 第一弁 (D/W側) 第二弁 第二弁バイパス弁	類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	
			関連資料	50-3 配置図		
		第2号	操作性	中央制御室操作 (操作スイッチ操作) 現場操作	A, B f	
			関連資料	50-3 配置図		
		第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	弁 (電動弁)	B	
			関連資料	50-5 試験及び検査		
		第4号	切替性	当該系統の使用に当たり系統の切替操作が不要	B b	
			関連資料	50-4 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)	(考慮対象なし)	対象外	
		関連資料	50-4 系統図			
	第6号	設置場所	中央制御室操作	B		
		関連資料	50-3 配置図 50-4 系統図			
	第2項	第1号	常設SAの容量	流路, その他設備	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	緩和設備一対象(同一目的のSA設備あり)	B
				サポート系故障	(サポート系なし)	対象外
			関連資料	50-3 配置図 50-4 系統図		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

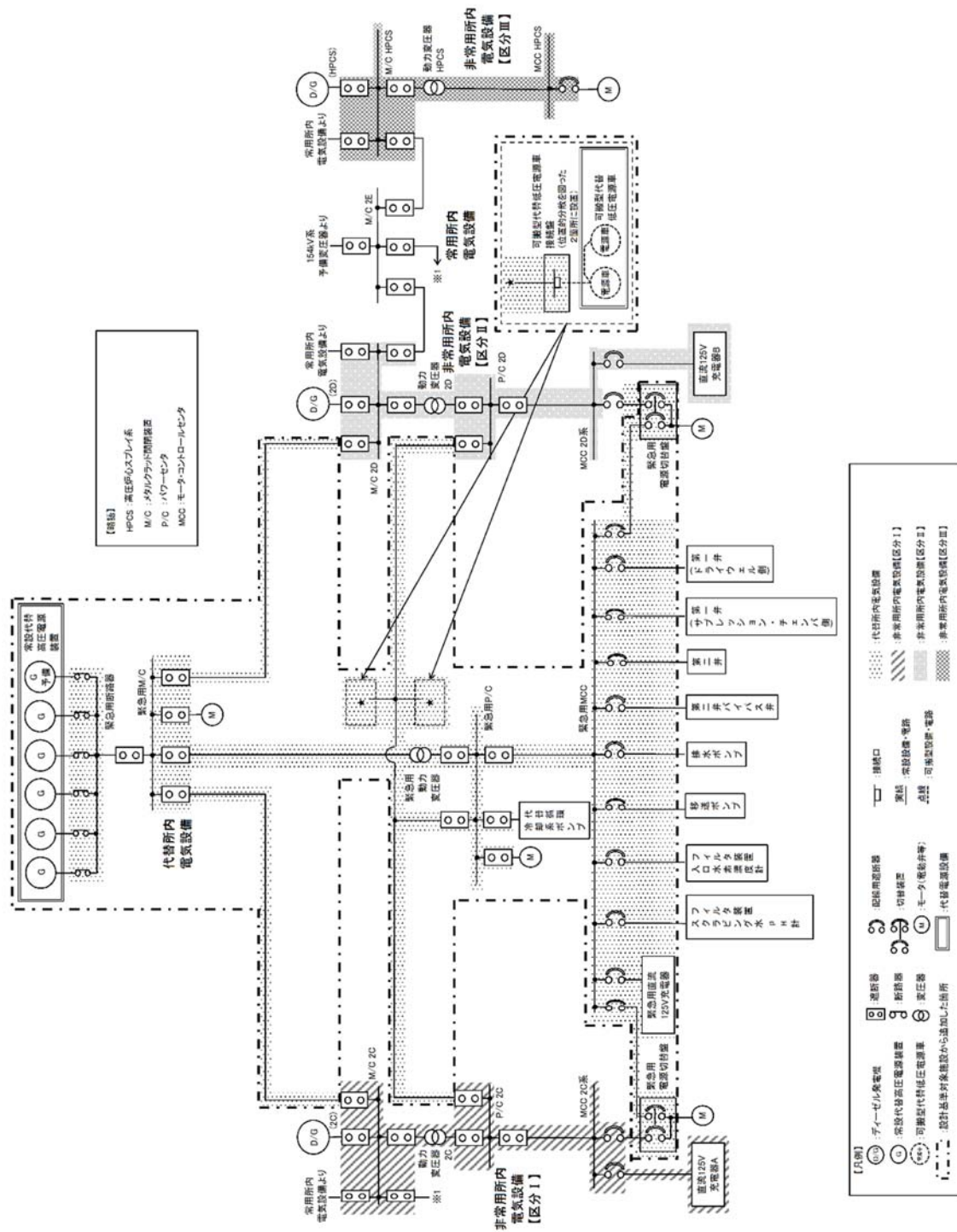
第50条:原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		圧力開放板	類型化区分			
第43条	第1項	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	屋外	D	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	
			関連資料	50-3 配置図		
	第2号	操作性	(操作不要)	対象外		
		関連資料	50-3 配置図			
	第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	その他	M		
		関連資料	50-5 試験及び検査			
	第4号	切替性	当該系統の使用に当たり系統の切替操作が不要	B b		
		関連資料	50-4 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)	(考慮対象なし)	対象外	
			関連資料	50-4 系統図		
	第6号	設置場所	(操作不要)	対象外		
		関連資料	50-3 配置図 50-4 系統図			
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	50-6 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	緩和設備一対象(同一目的のSA設備あり)	B
				サポート系故障	(サポート系なし)	対象外
				関連資料	50-3 配置図 50-4 系統図	

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表 (常設)

第50条: 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備		代替循環冷却系ポンプ		類型化区分			
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 / 屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重		(有効に機能を発揮する)	—	
			海水		(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響		(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響		(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	
			関連資料		50-3 配置図		
	第2号	操作性		中央制御室操作	A		
		関連資料		50-3 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, 配管	A, B, F	
			関連資料		50-5 試験及び検査		
		第4号	切替性		当該系統の使用に当たり系統の切替操作が必要	B a	
			関連資料		50-4 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		50-4 系統図			
	第6号	設置場所		中央制御室操作	B		
		関連資料		50-3 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		50-6 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		緩和設備一対象(代替対象D B設備有り)	B
				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			

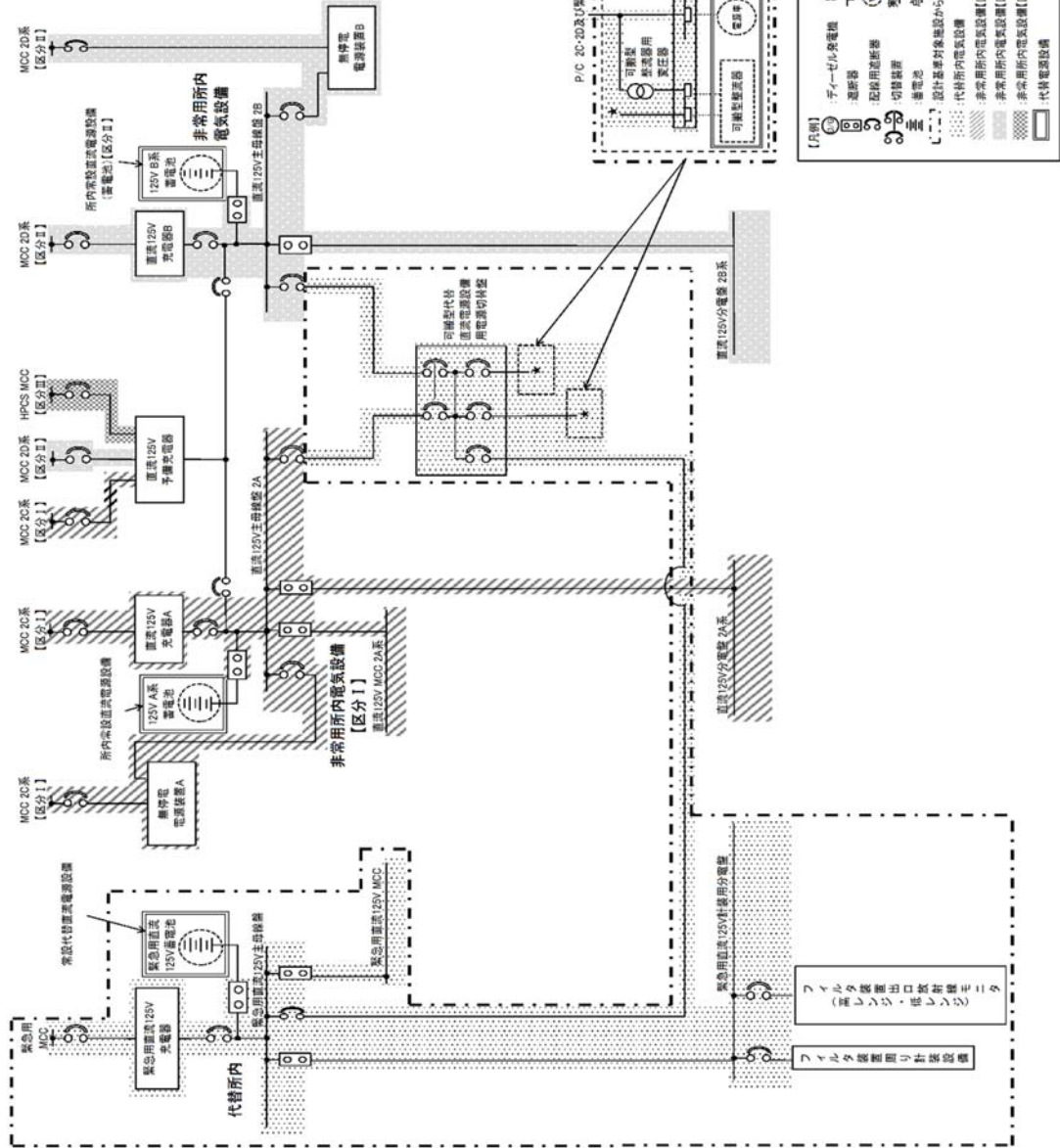
50-2 電源構成図

50-2-1



第50-2-1図 電源構成図 (交流電源)

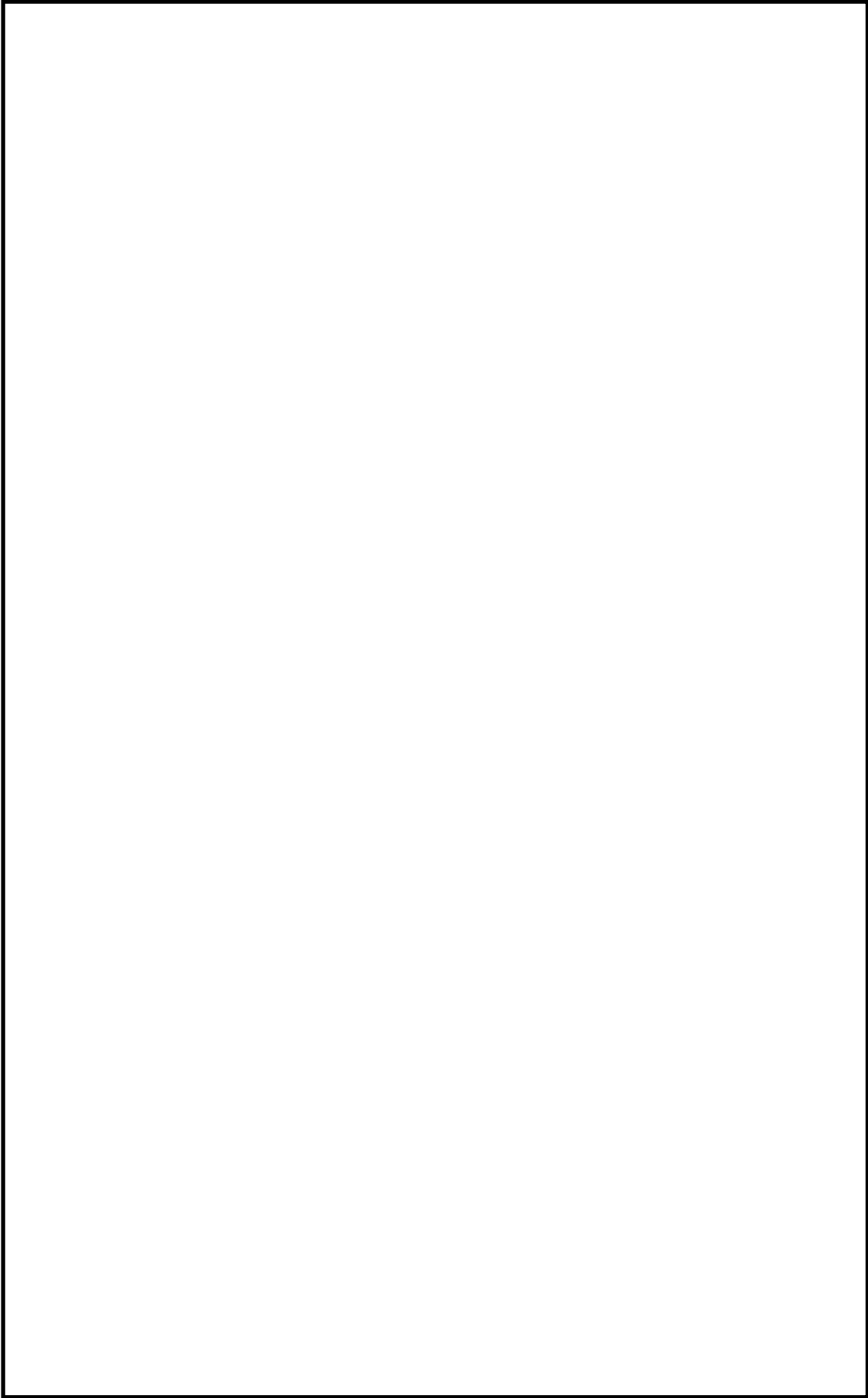
【施設】
P/C : パワーセンター
MCC : モーターコントロールセンタ



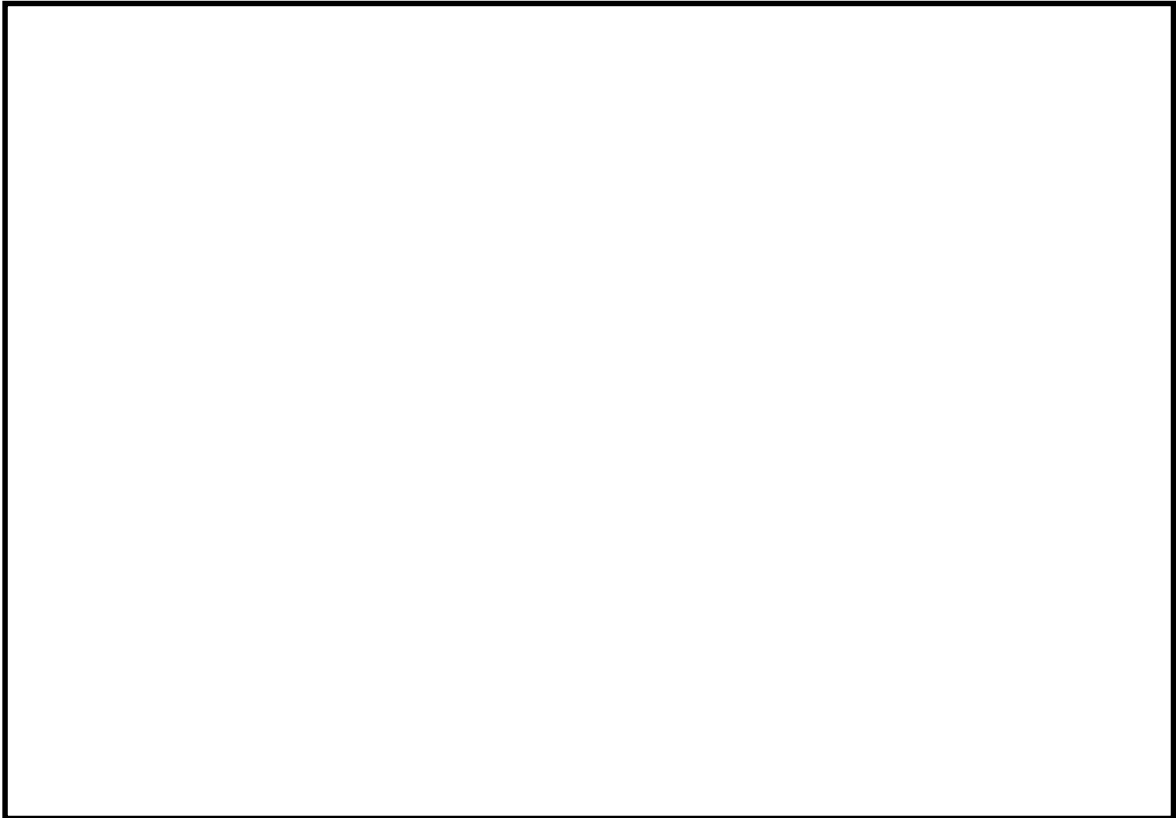
第50-2-2図 電源構成図（直流電源）

50-3 配置図

50-3-1



第50-3-1 図 格納容器フィルターベント系 配管ルート図 (全体図)

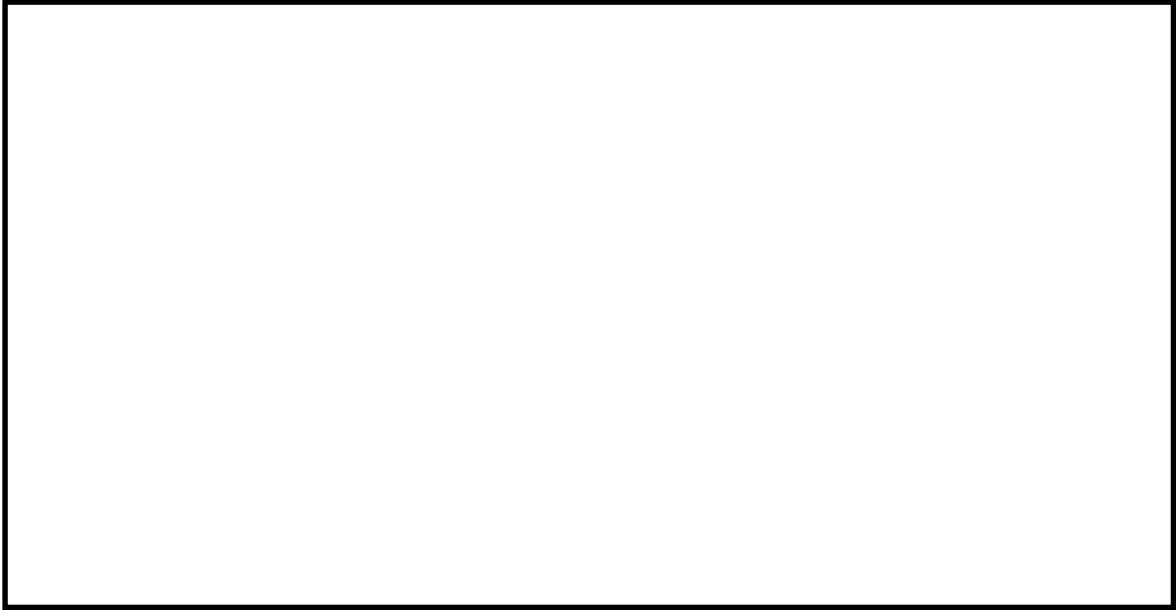


第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (1/12)

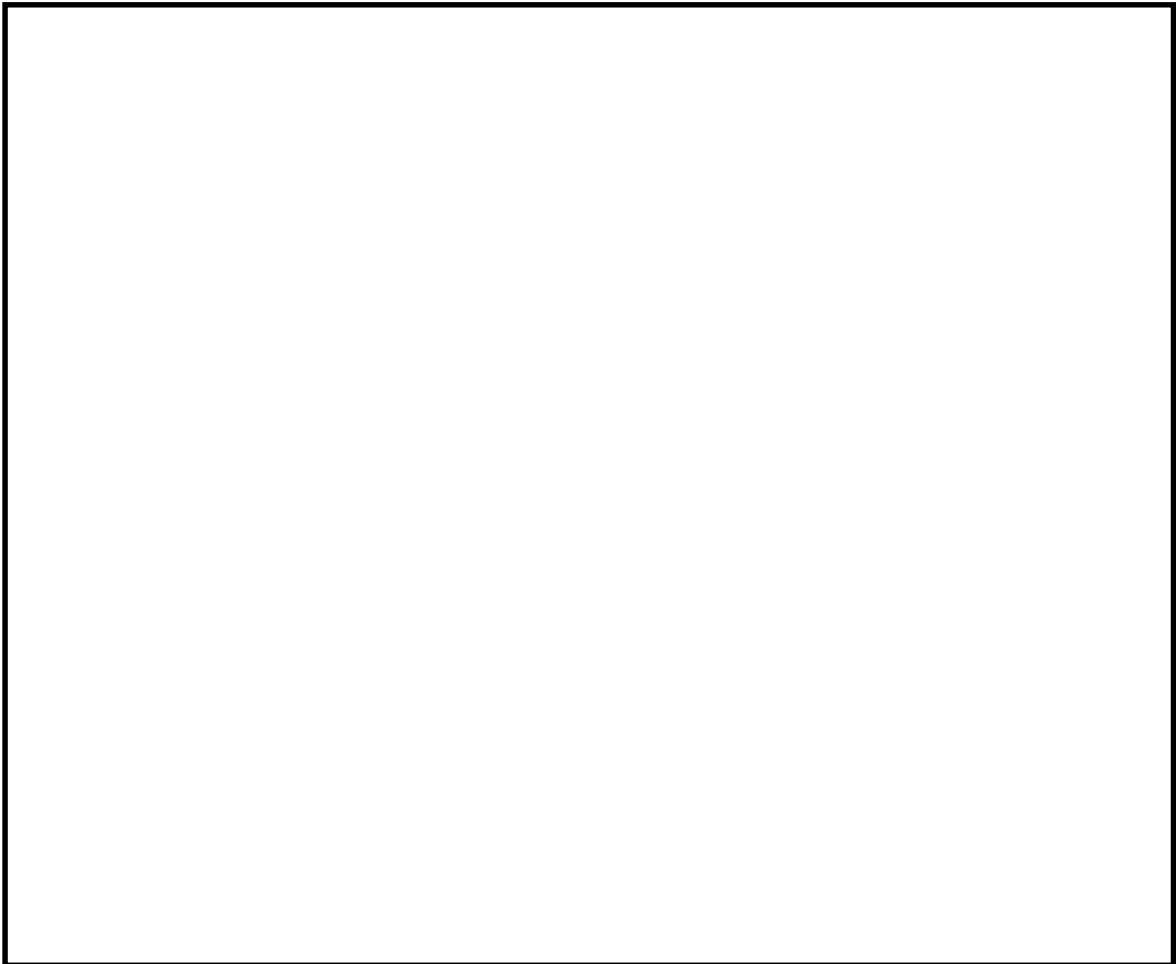


第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (2/12)

50-3-3



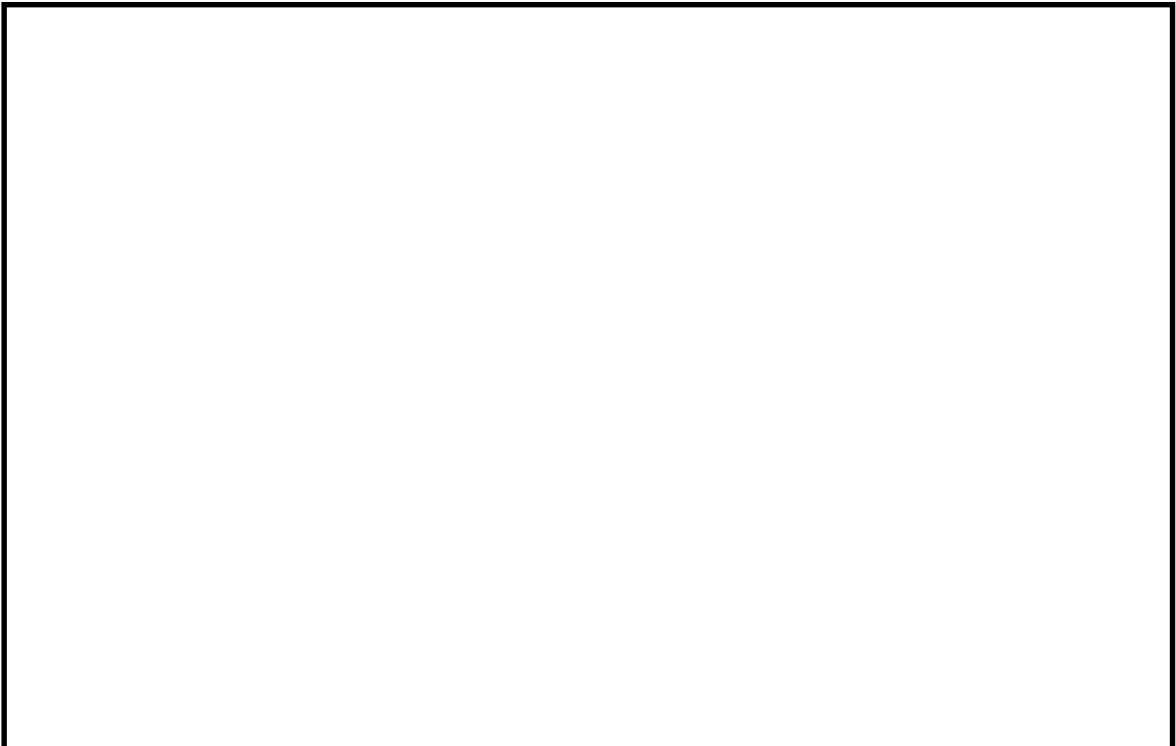
第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (3/12)



第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (4/12)

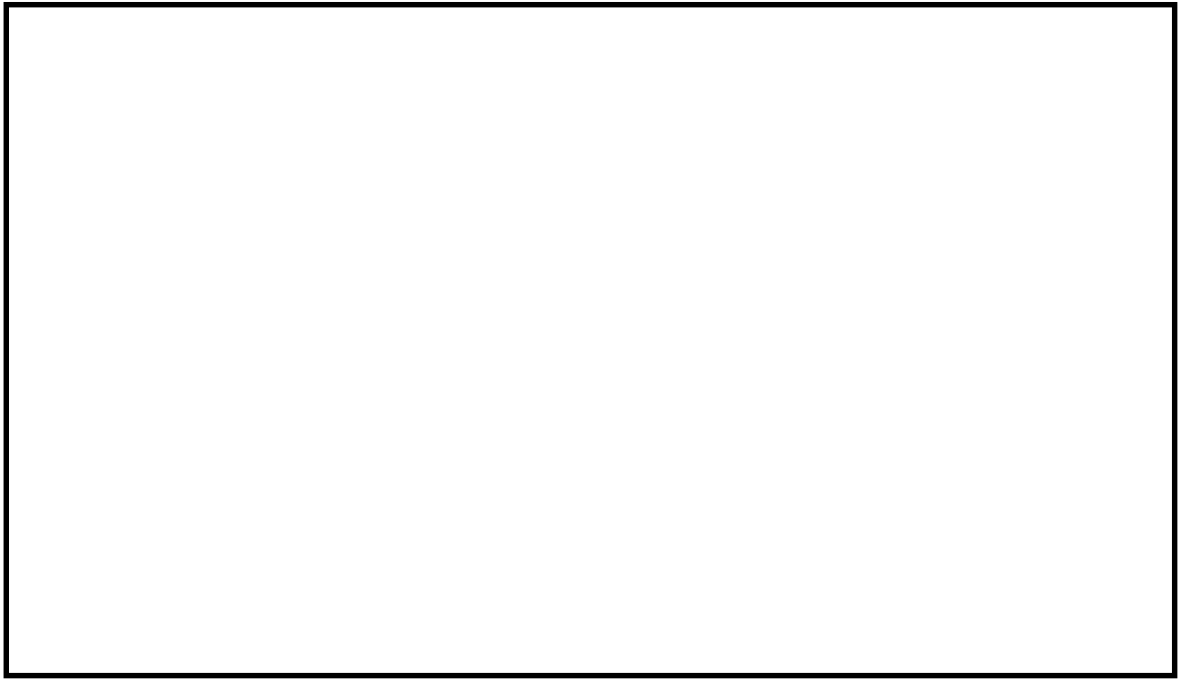


第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (5/12)

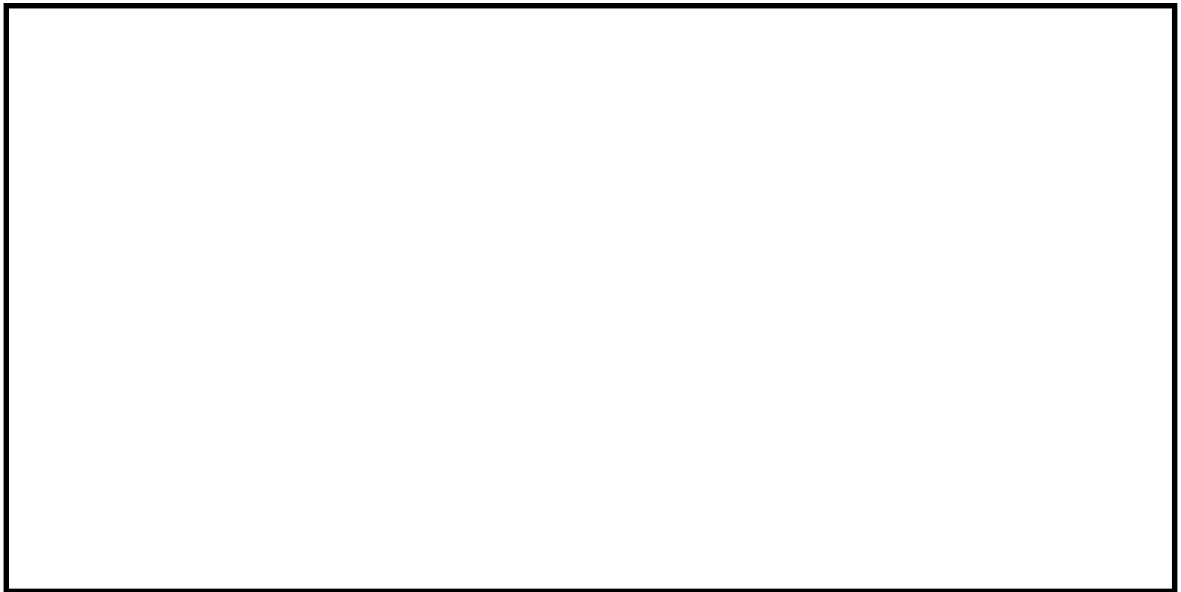


第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (6/12)

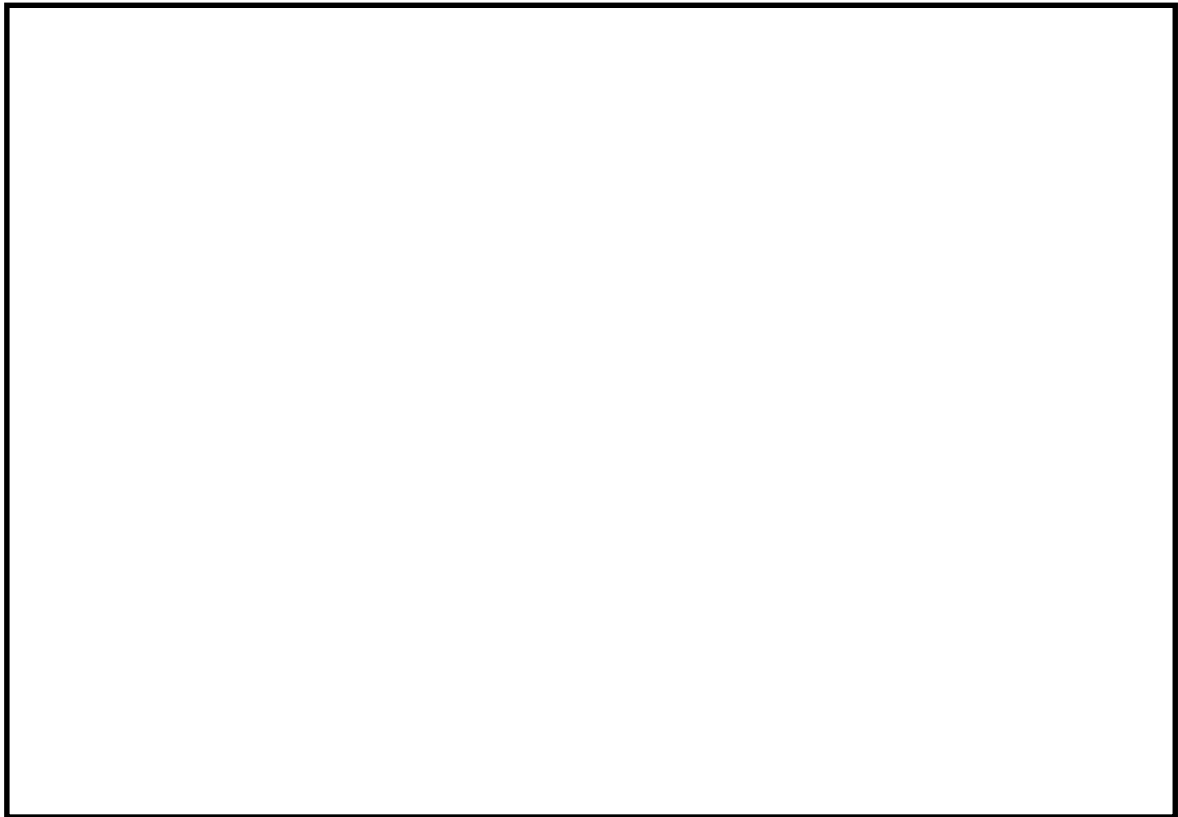
50-3-5



第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (7/12)



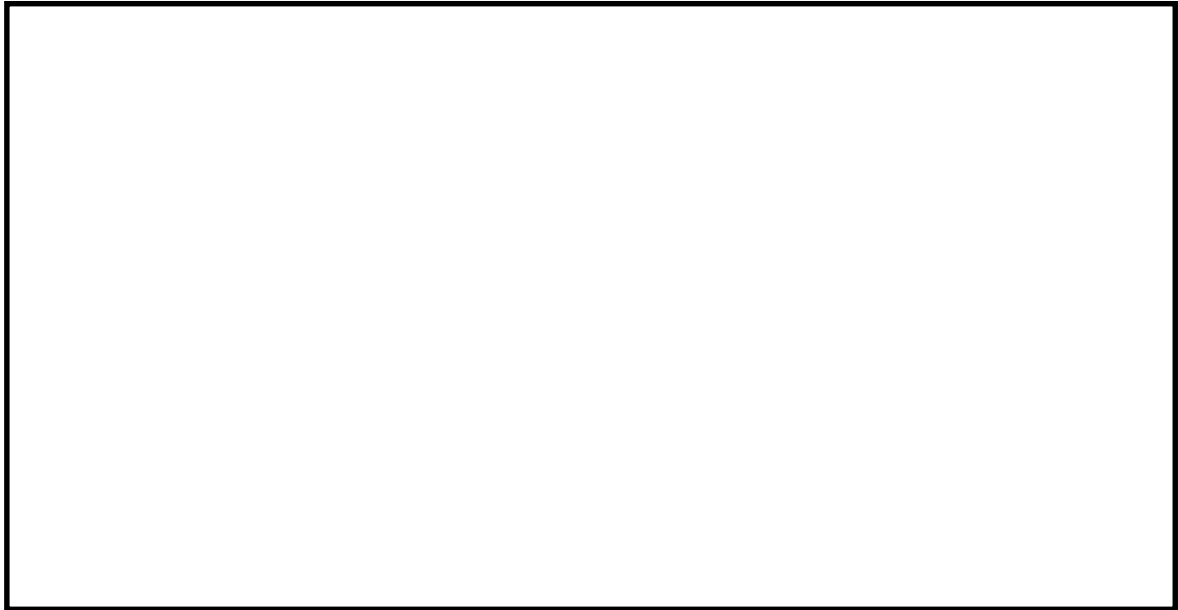
第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (8/12)



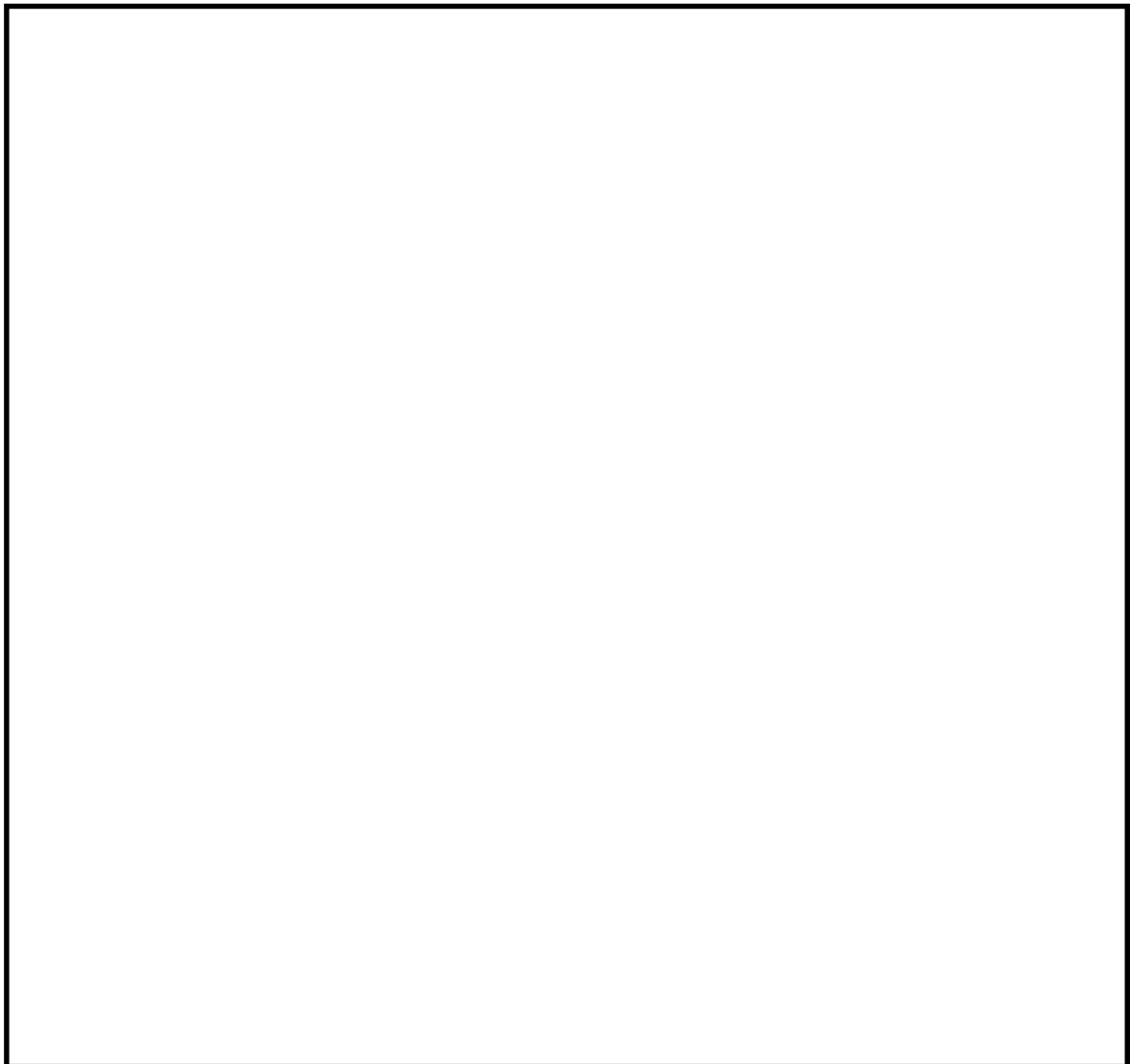
第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (9/12)



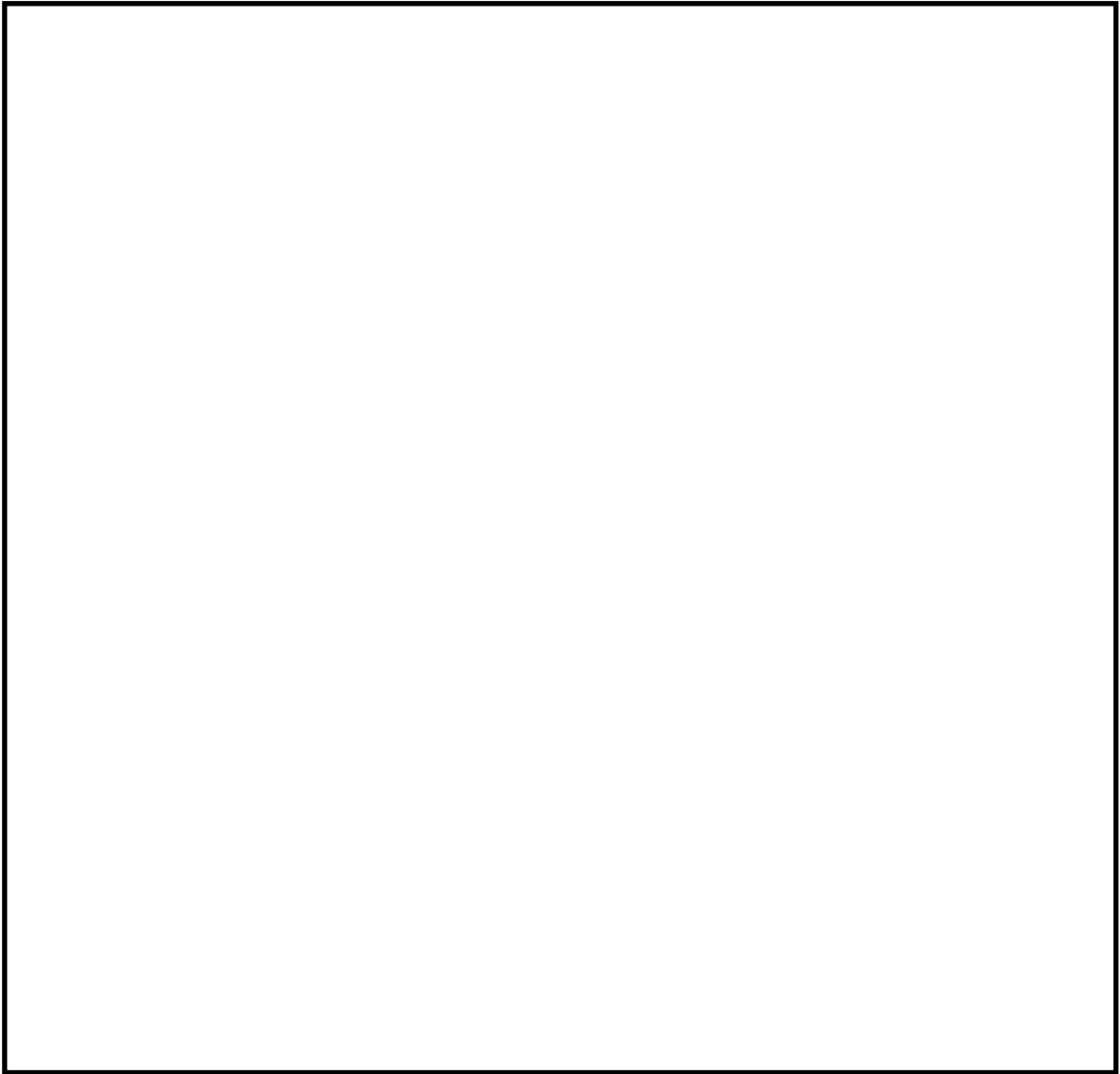
第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (10/12)



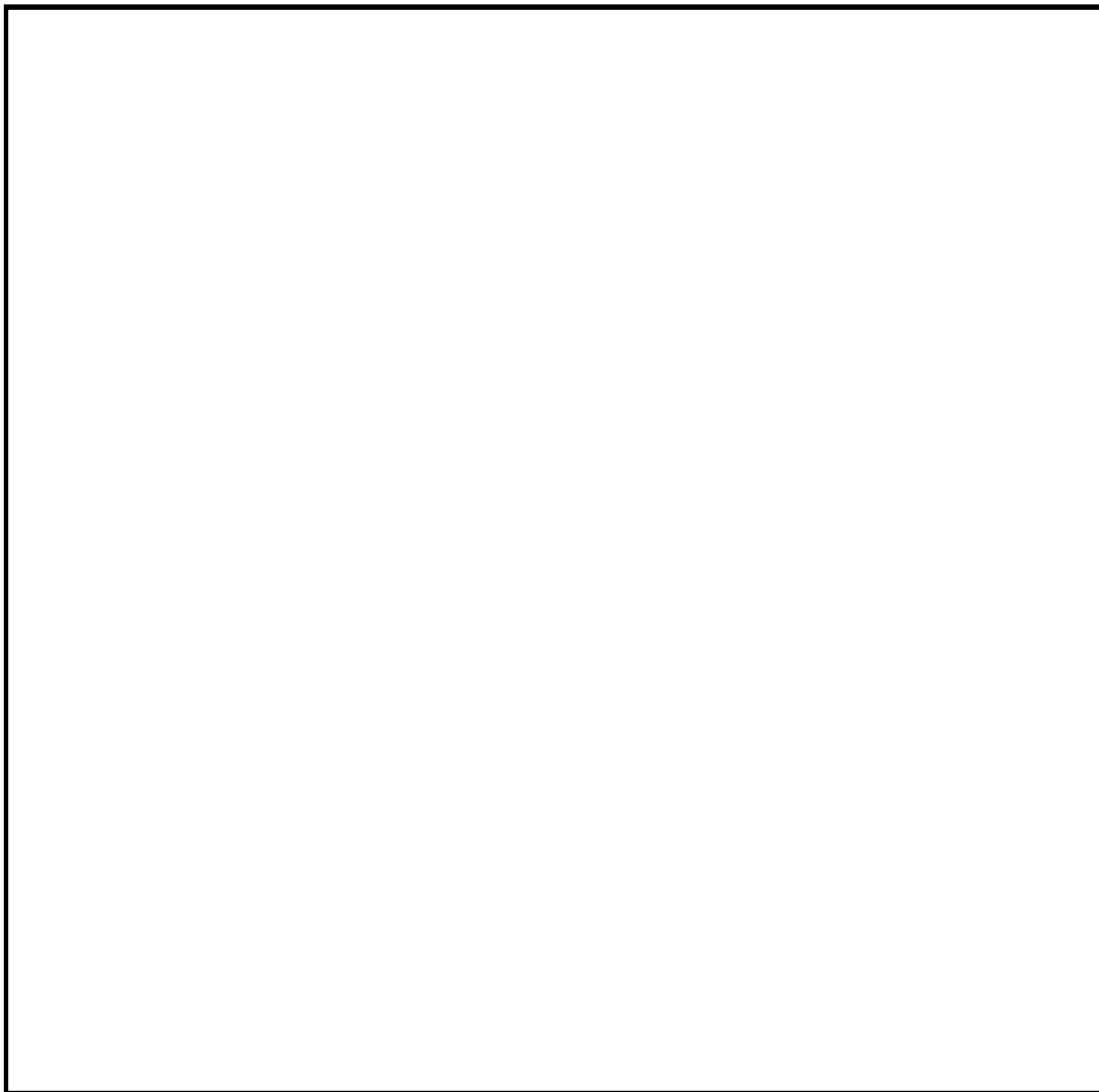
第 50-3-12 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (11/12)



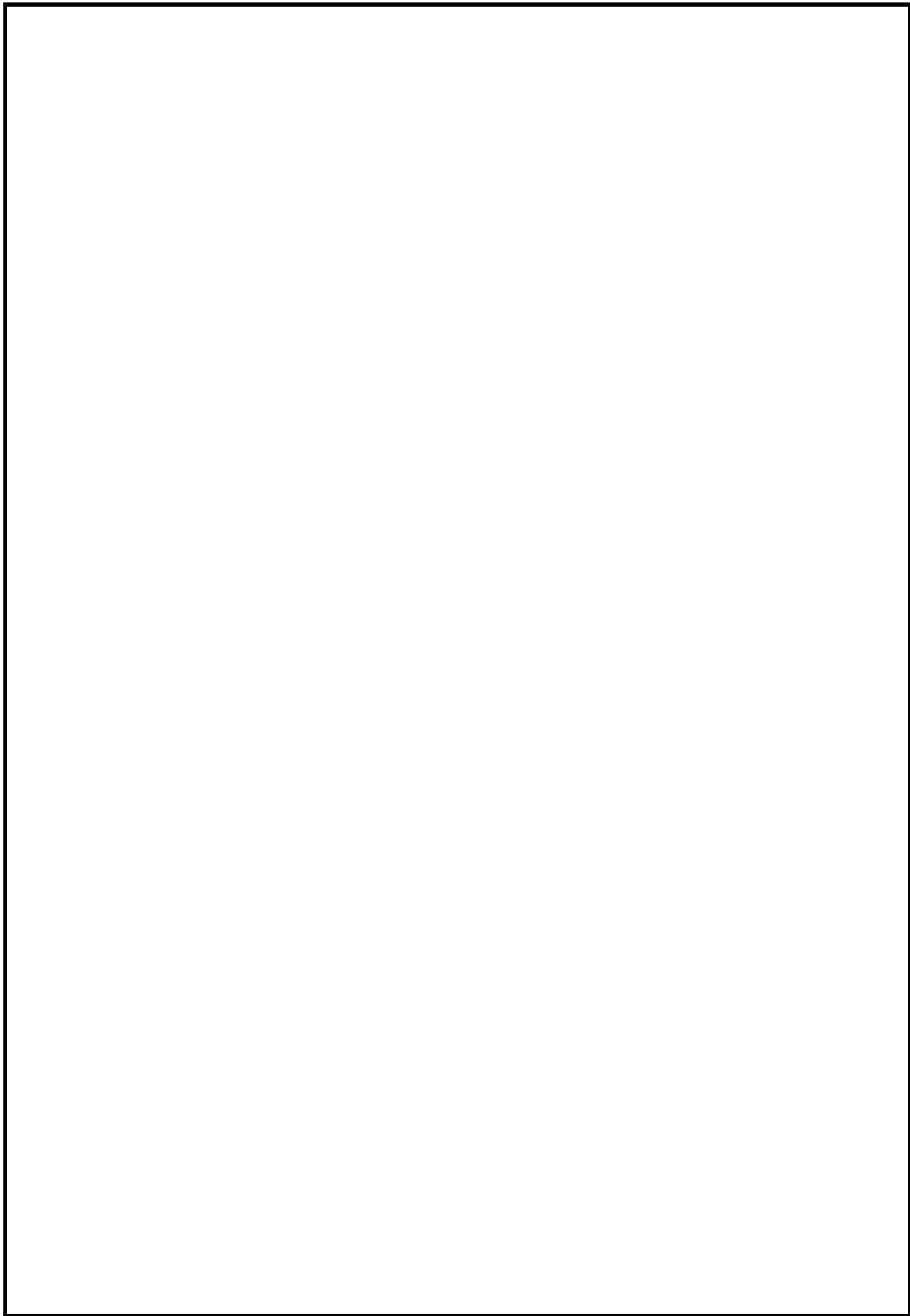
第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (12/12)



第 50-3-3 図 隔離弁の操作場所 (1/3)

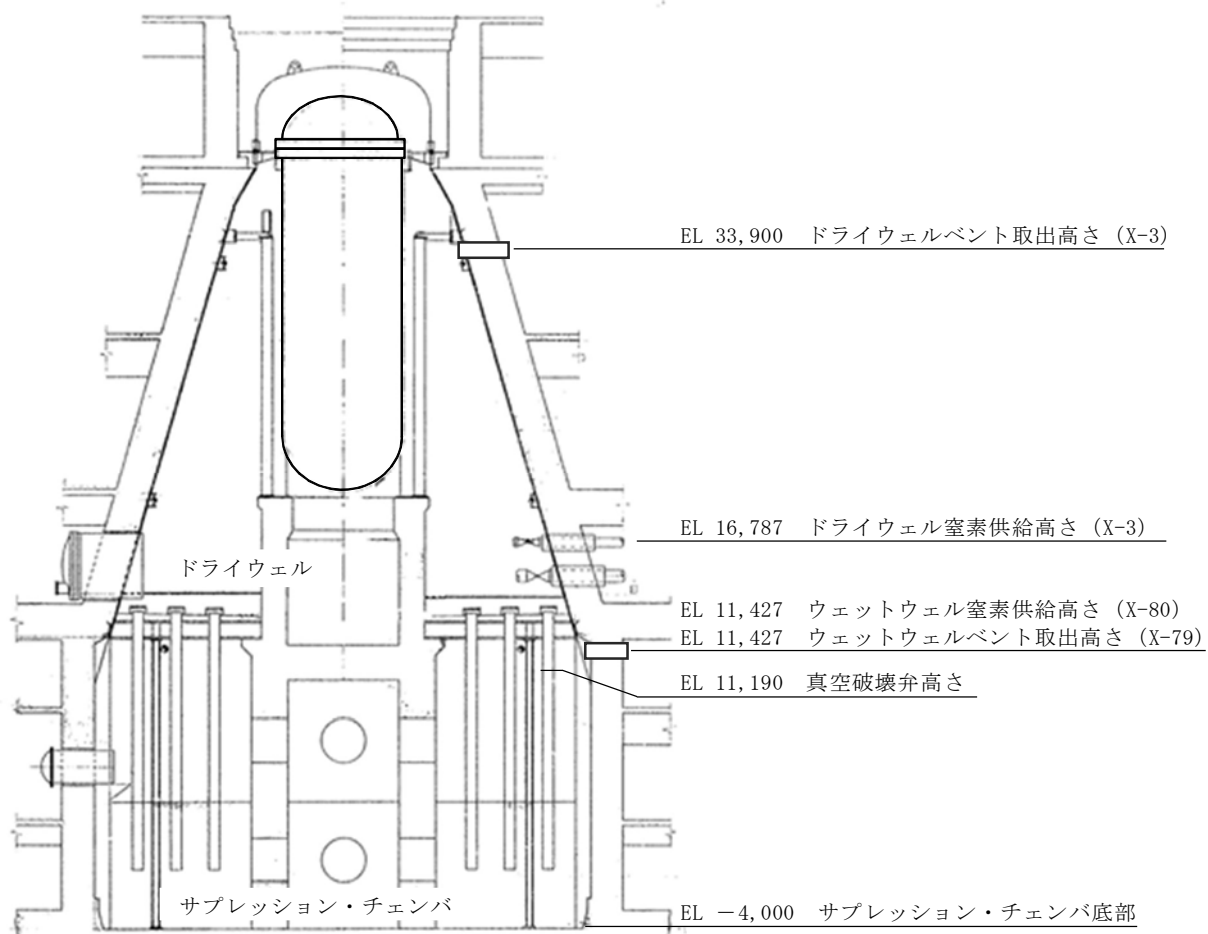


第 50-3-3 図 隔離弁の操作場所 (2/3)

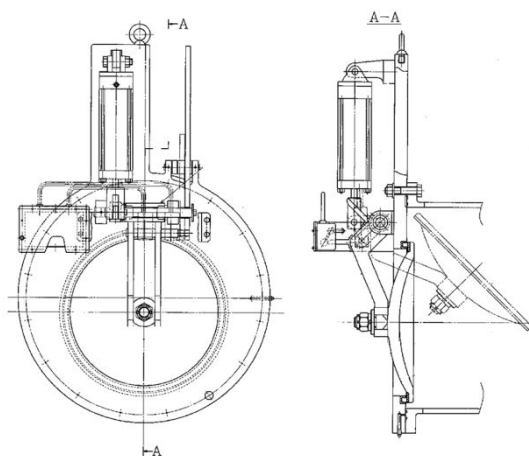


第 50-3-3 図 隔離弁の操作場所 (3/3)

50-3-11



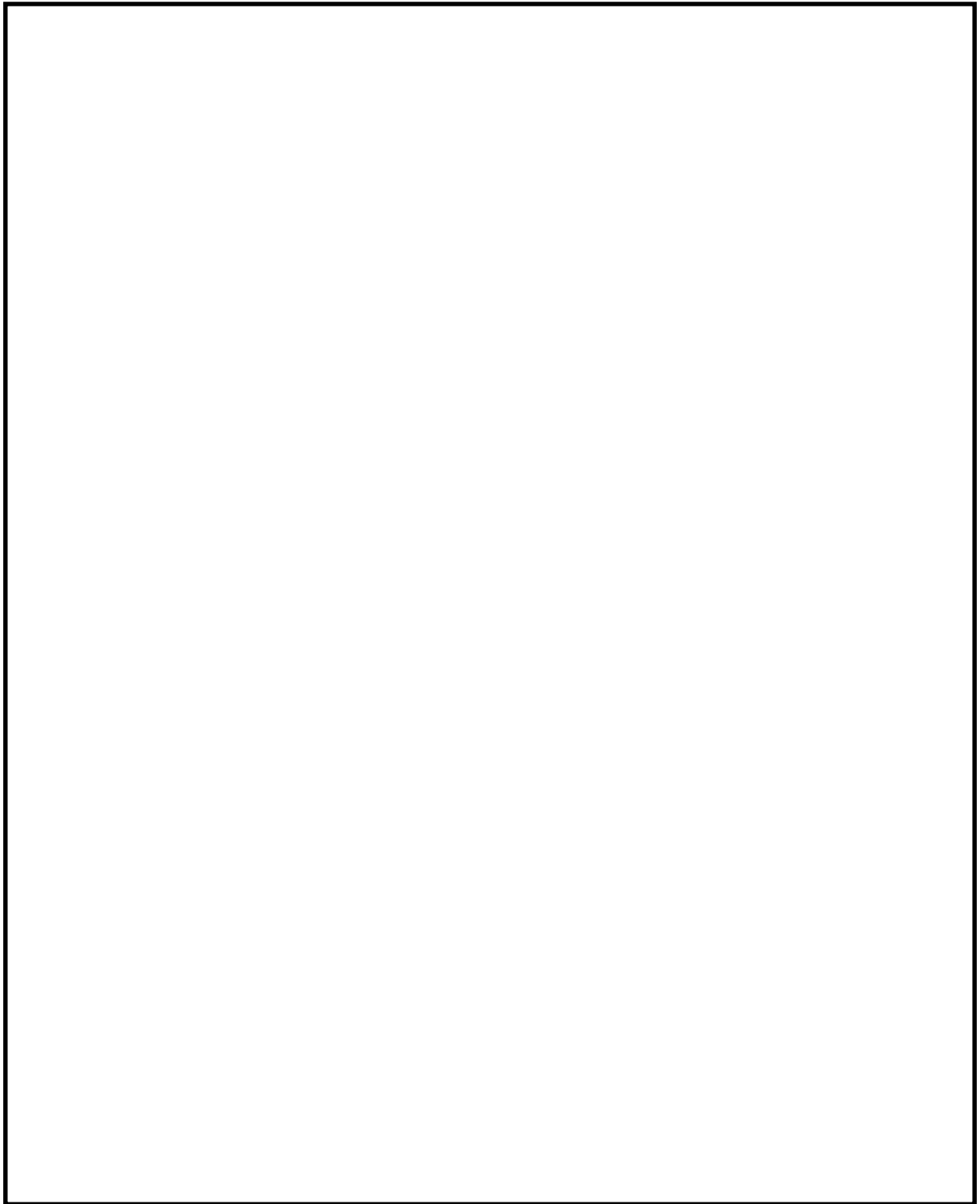
格納容器



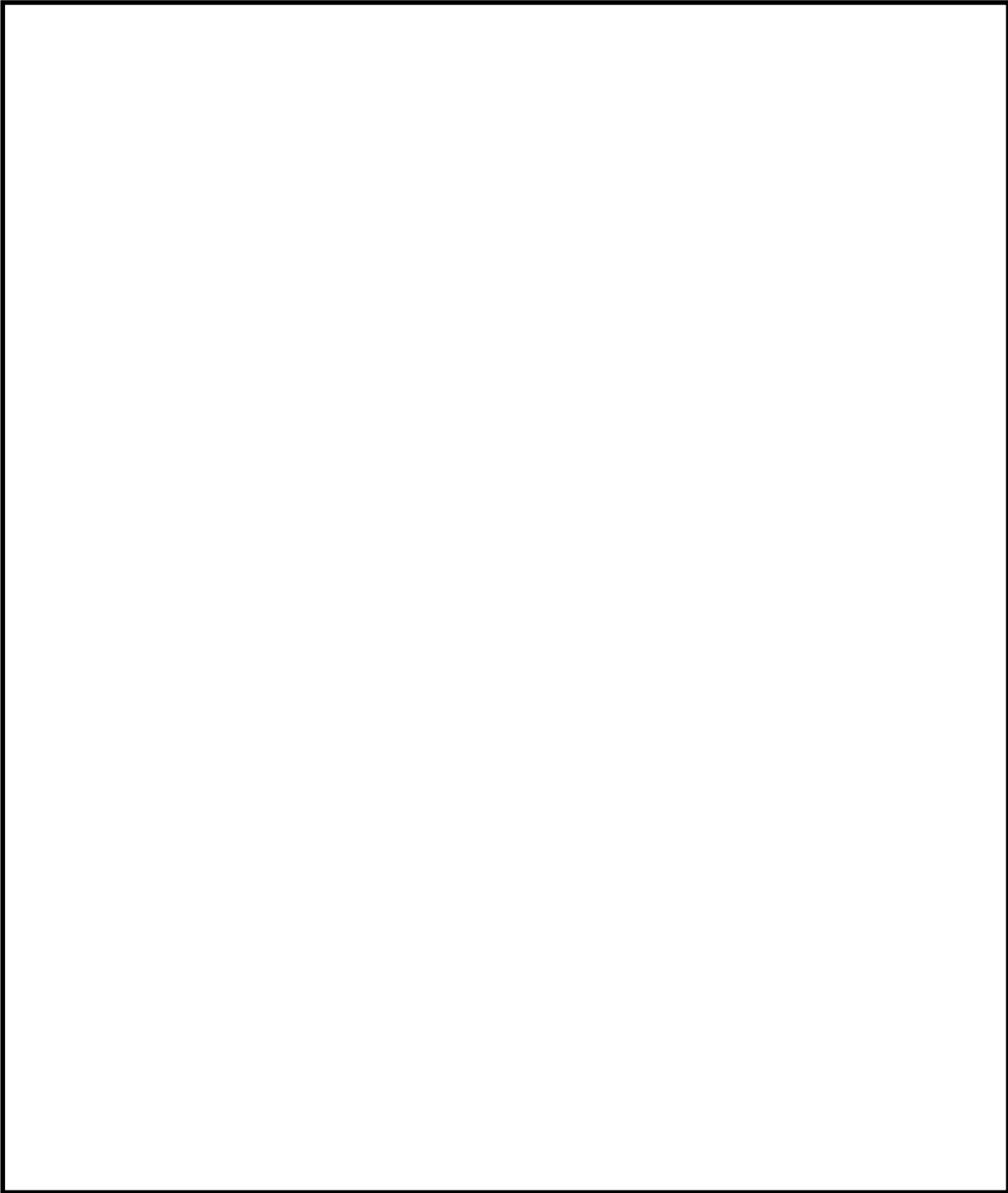
真空破壊弁
(個数：11)

第 50-3-4 図 真空破壊弁設置場所

50-3-12



第 50-3-5 図 中央制御室配置図



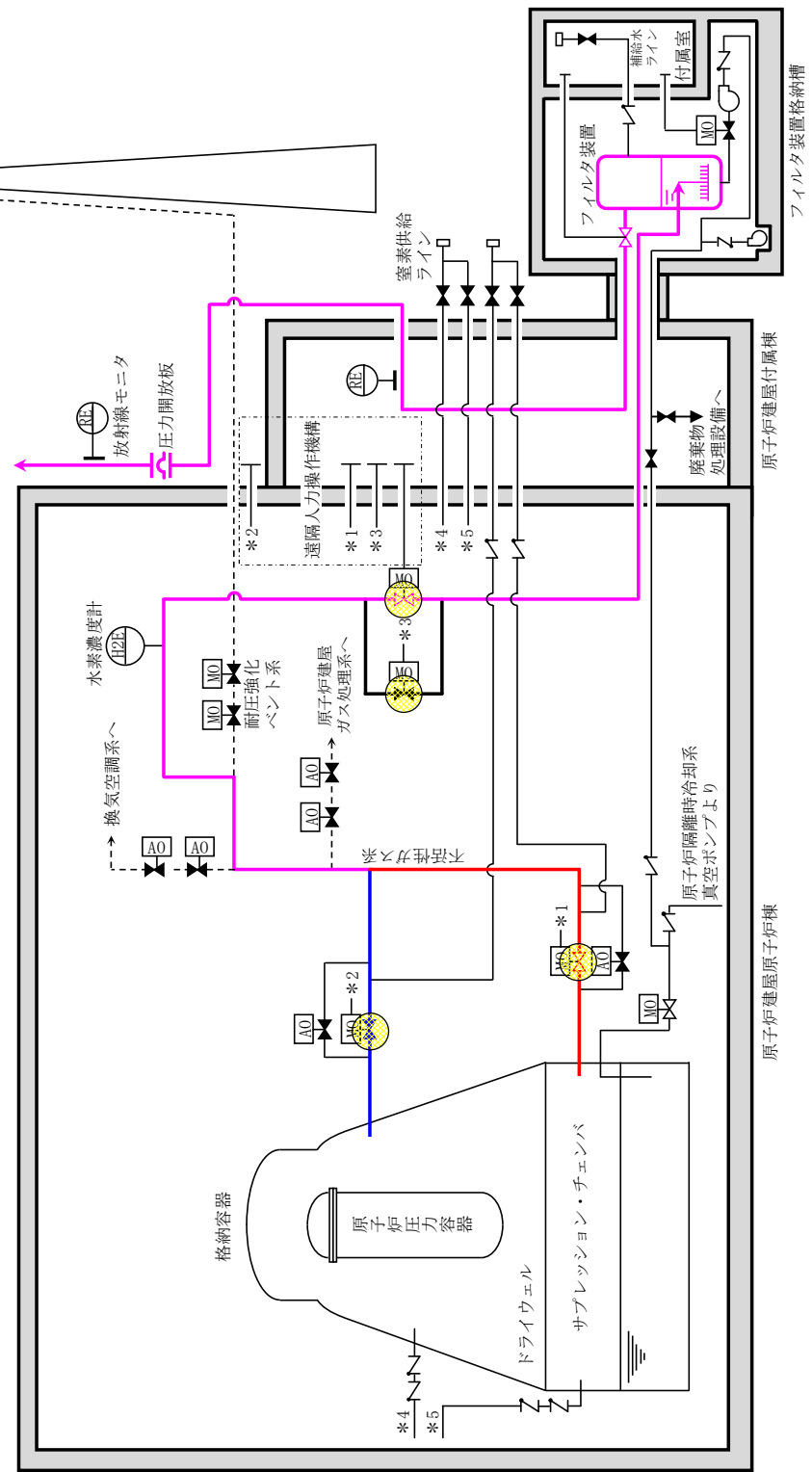
第 50-3-6 図 代替循環冷却系ポンプ配置図

50-4 系統図

50-4-1

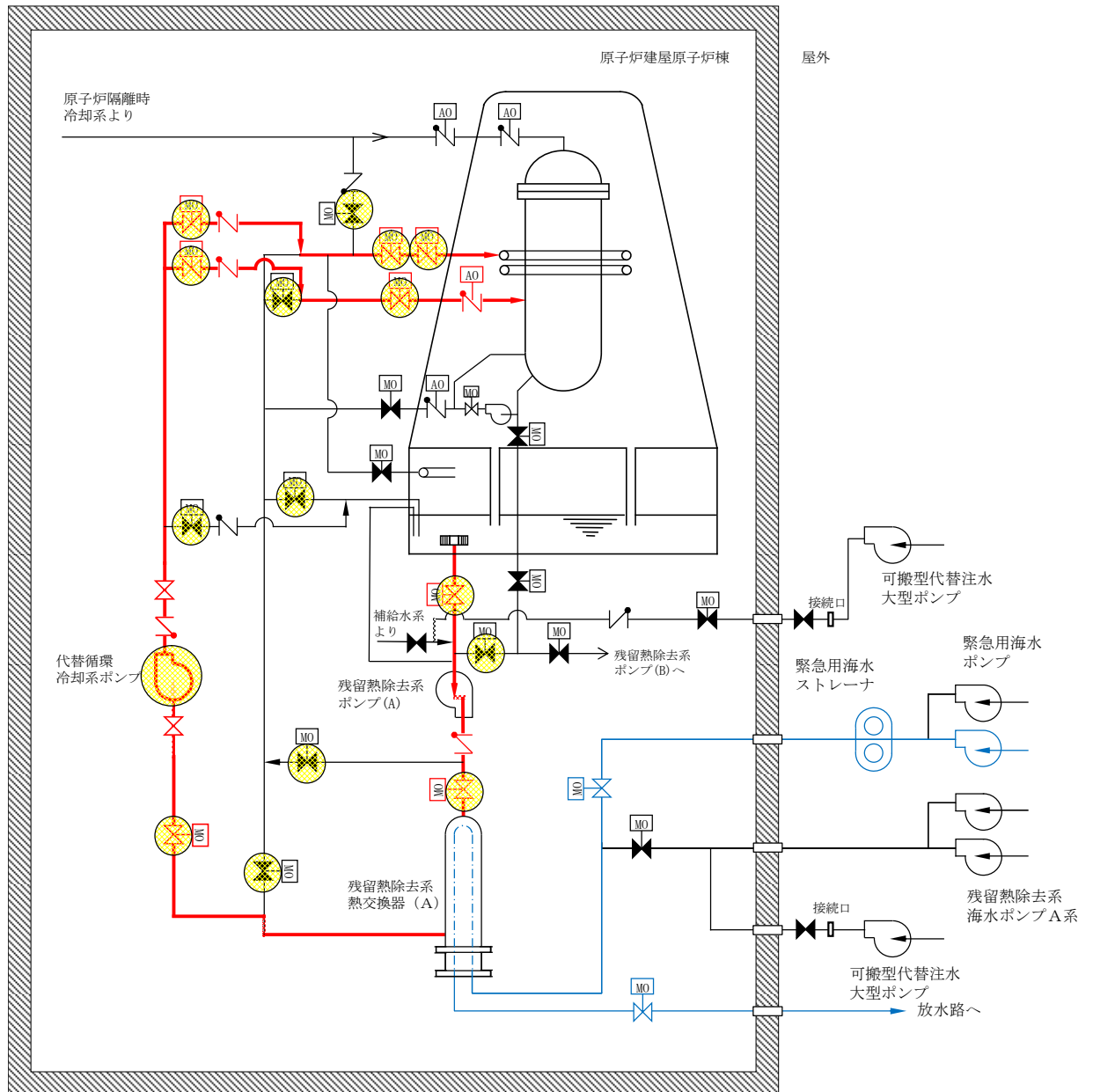
- ドライウエル (D/W) ペントの流路
 - ウェットウエル (W/W) ペントの流路
 - D/Wペント及びW/Wペント共通の流路
- ※系統構成はW/Wペント時の状態を示す。

排気筒



● : 重大事故等発生時に操作する弁

第 50-4-1 図 格納容器圧力逃がし装置系統概要図



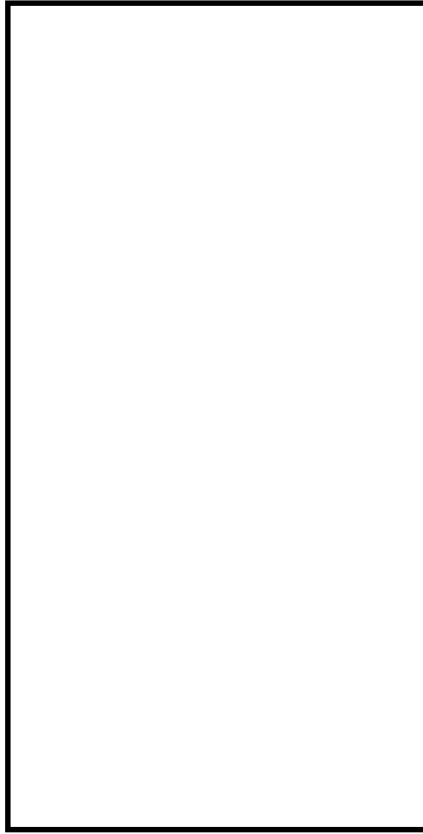
緊急用海水系使用時の図を示す。

● : 重大事故等発生時に操作する機器

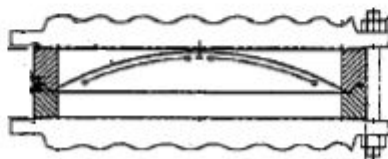
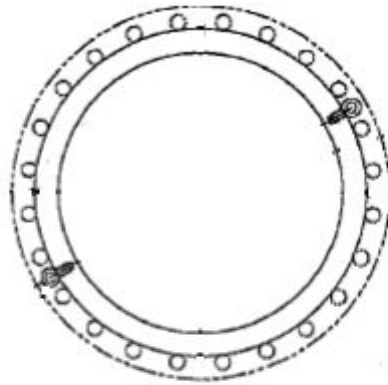
第 50-4-2 図 代替循環冷却系系統概要図

50-5 試験及び検査

50-5-1

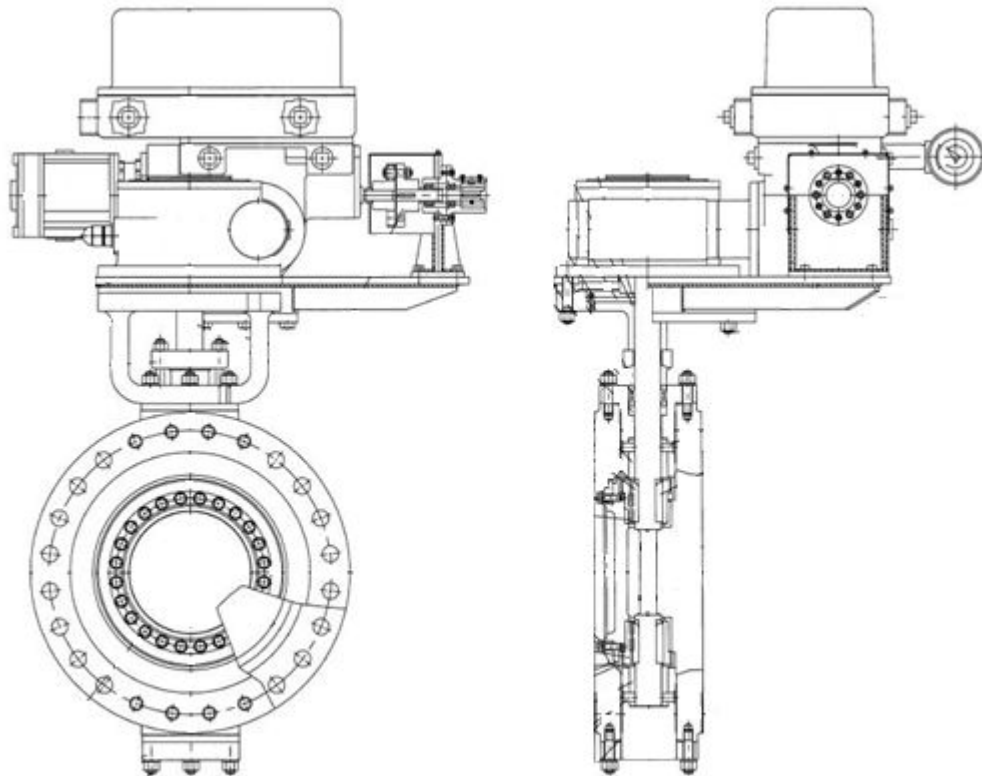


第 50-5-1 図 フィルタ装置構造図

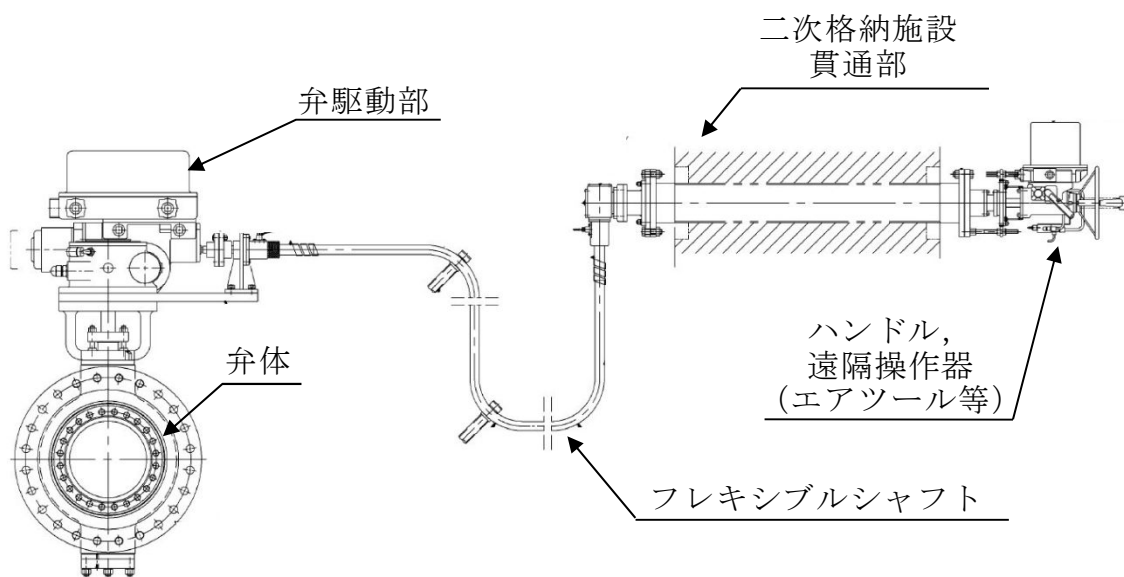


第 50-5-2 図 圧力開放板構造図

50-5-2

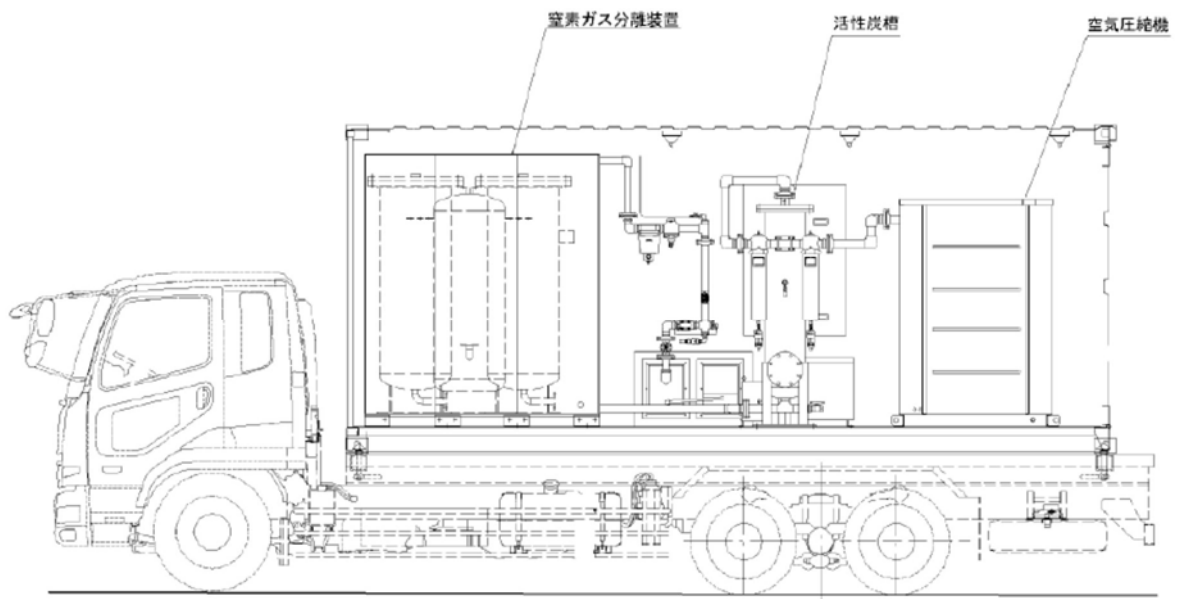


第 50-5-3 図 電動駆動弁構造図

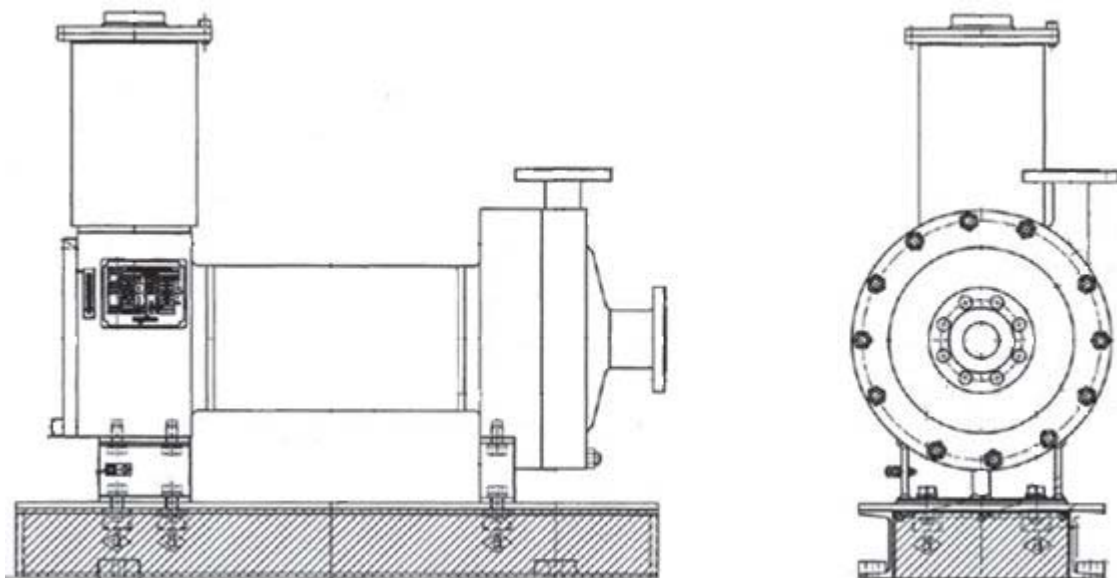


第 50-5-4 図 遠隔人力操作機構構造図

50-5-3

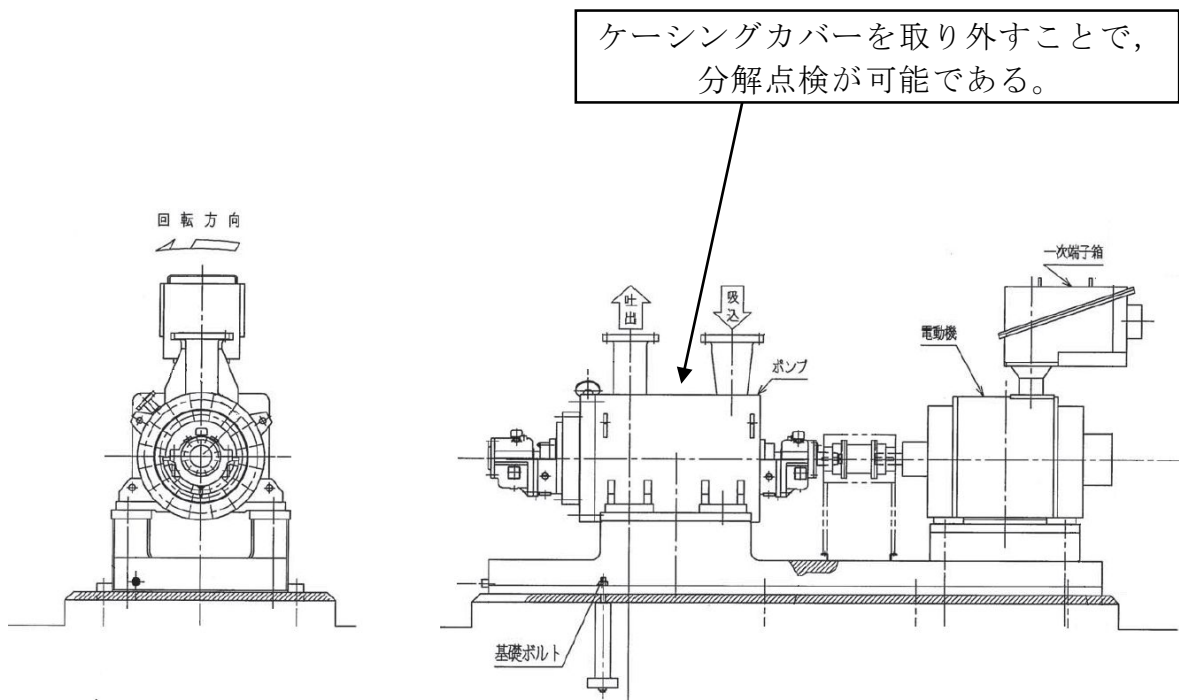


第 50-5-5 図 可搬型窒素供給装置構造図

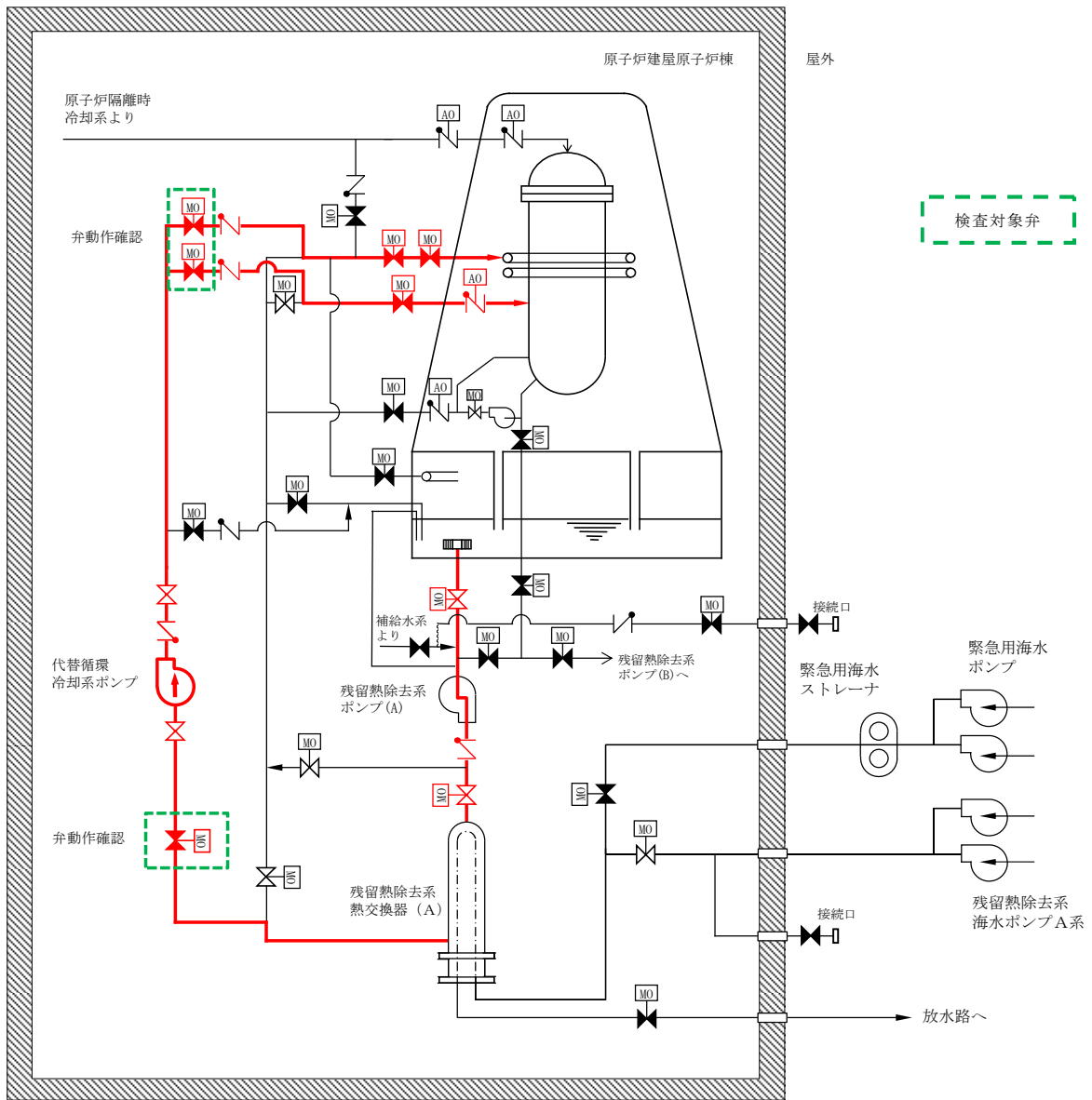


第 50-5-6 図 移送ポンプ構造図

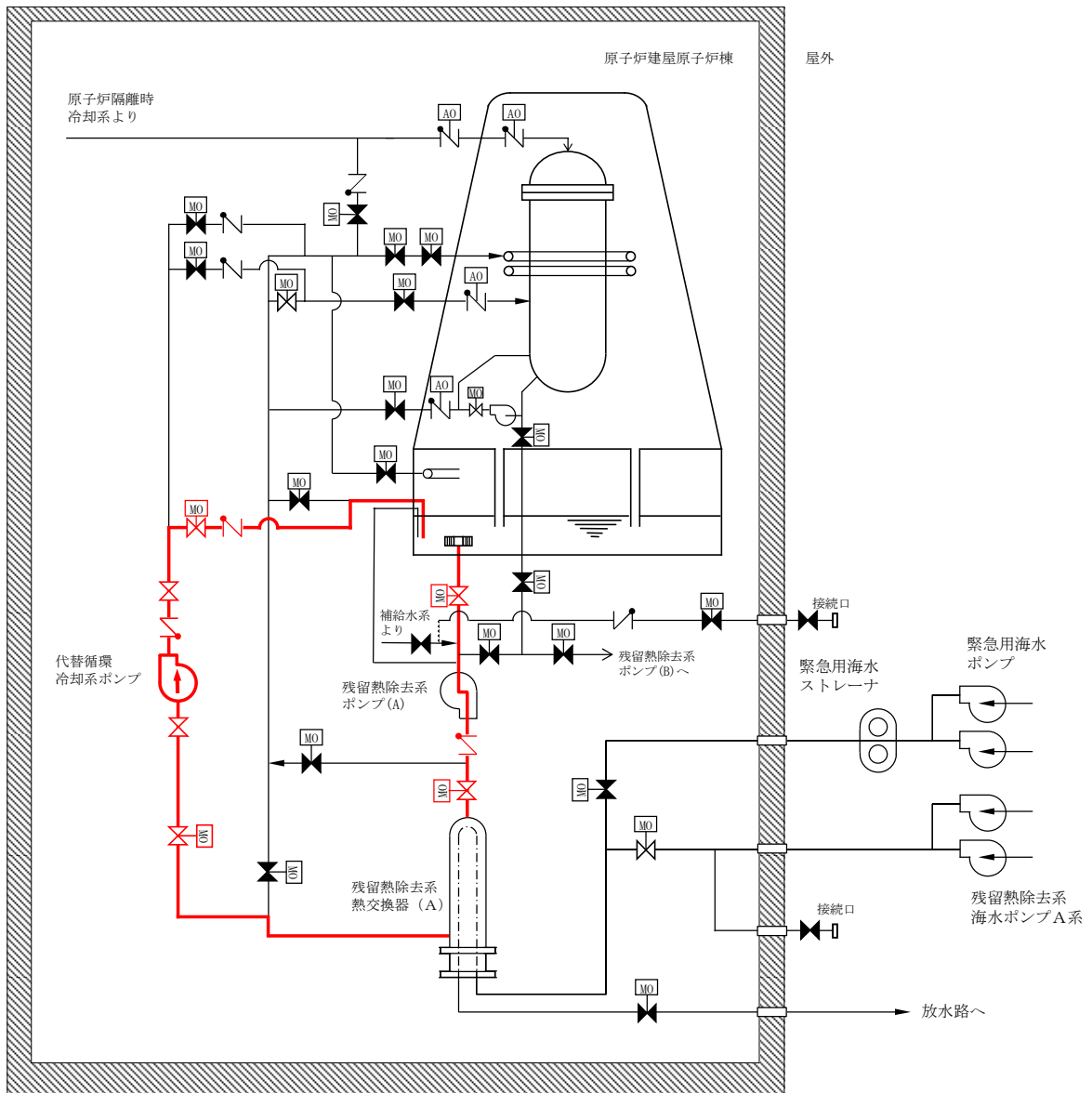
50-5-4



第 50-5-13 図 代替循環冷却系ポンプ外観図



第 50-5-14 図 代替循環冷却系 弁作動試験



第 50-5-15 図 代替循環冷却系 性能検査系統図

50-6 容量設定根拠

50-6-1

名称		格納容器圧力逃がし装置 (系統容量)
最高使用圧力	kPa[gage]	620
最高使用温度	℃	200
系統流量	Kg/s	13.4 (格納容器圧力 310kPa[gage]において)

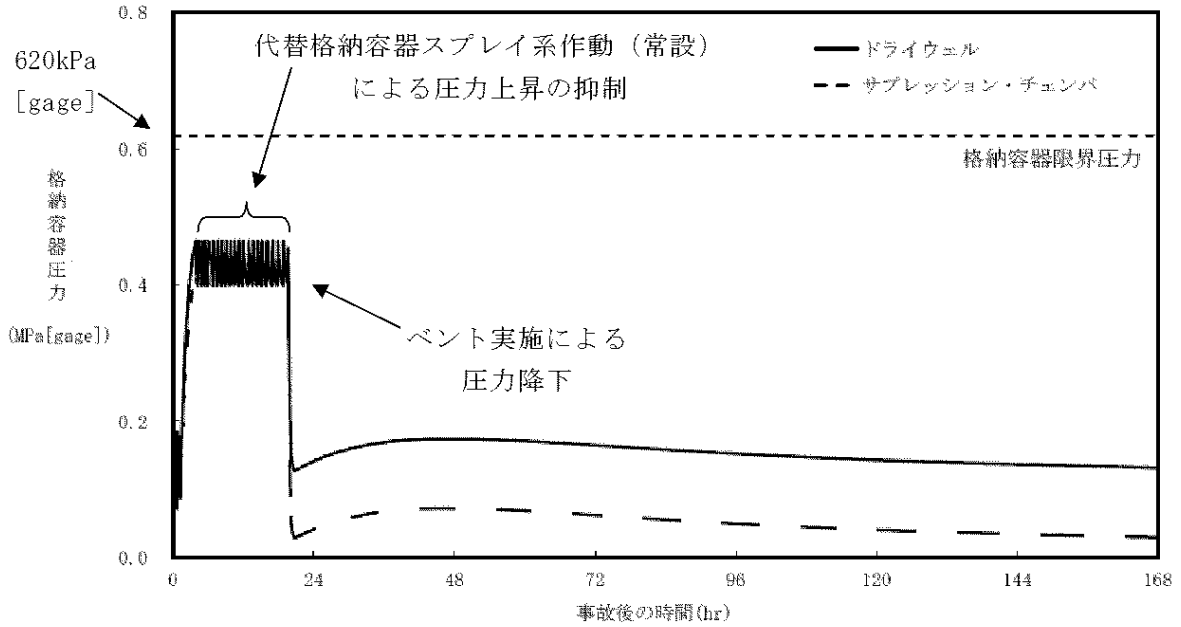
(1) 最高使用圧力及び最高使用温度

格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器内のガスを排気することにより、格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる設計とし、格納容器圧力が格納容器の限界圧力を下回る 620kPa[gage] (2Pd : 最高使用圧力の 2 倍) に到達するまでにベント操作を実施することとしている。

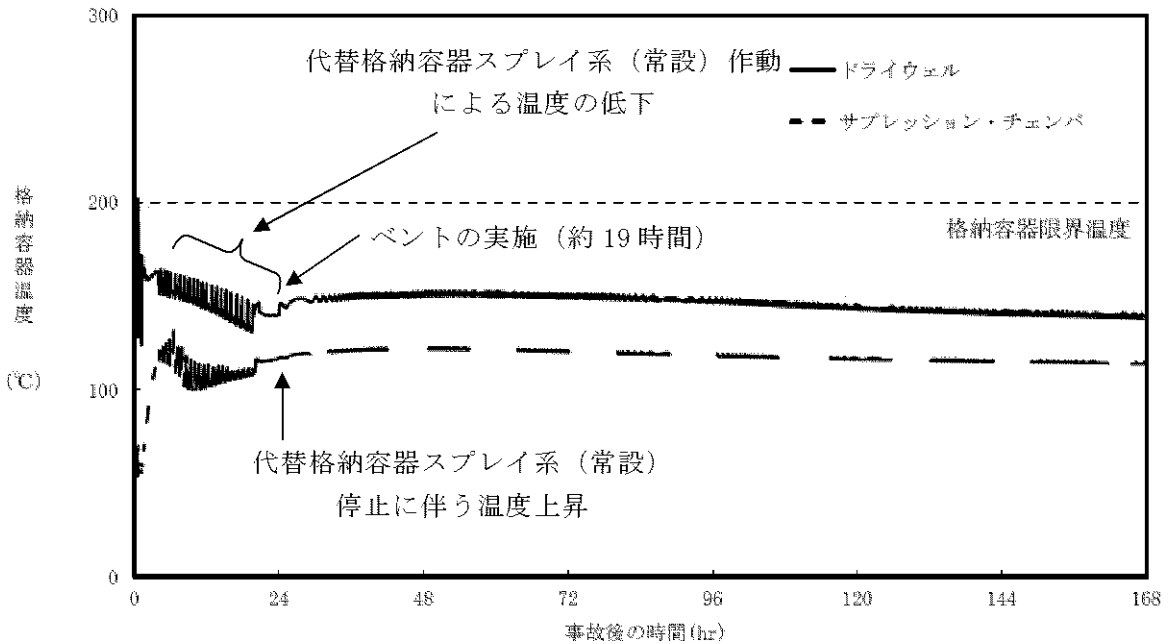
有効性評価における格納容器圧力及び格納容器温度の推移から、ベント時に格納容器圧力及び格納容器温度は限界圧力を下回る 620kPa[gage] 及び限界温度を下回る 200℃を下回ることから、2Pd, 200℃を最高使用圧力及び最高使用温度としている。

有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用しない場合)」における格納容器圧力及び格納容器温度の推移を第 50-6-1 図、第 50-6-2 図に示す。格納容器圧力の最大値はベント時の約 465kPa [gage], シーケンス中の格納容器の最高温度は事象開始直後、破断口から流出する過熱蒸気により一時的に格納容器雰囲気温度は約 202℃となるが、格納容器バウンダリにかかる温度 (壁面温度) は最大でも約 157℃であり、限界温度を下回る 200℃を超えないことから、格納容器の限界圧力及び限界温度を下回っている。

東海第二発電所においては、重大事故等時においても格納容器バウンダリの健全性が維持できる格納容器の限界温度，限界圧力を下回る200℃，620kPa[gage]を格納容器圧力逃がし装置の設計条件としている。



第 50-6-1 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器圧力の推移



第 50-6-2 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器温度の推移

(2) 系統流量 (ベントガス流量)

格納容器圧力逃がし装置の系統流量は、原子炉定格熱出力の1%相当の蒸気流量をベント開始圧力が低い場合 310kPa[gage] (1Pd) においても排出できるように以下のとおり設定している。

a. 蒸気流量の設定

重大事故等発生後の数時間で格納容器圧力逃がし装置が使用されることはないが、保守的に原子炉停止後 2~3 時間後に使用されると考え、その時点での原子炉の崩壊熱として原子炉定格熱出力の1%を設定し、それに相当する蒸気流量とする。

b. 格納容器圧力の設定

有効性評価において格納容器圧力逃がし装置のベント開始圧力を 310kPa[gage]~620kPa[gage] (1Pd~2Pd) としており、格納容器圧力が低い方が蒸気排出条件が厳しくなるため、格納容器圧力は 310kPa[gage] (1Pd) とする。

c. 系統流量の算出

a. 及び b. の組合せにより、系統流量を設定する。系統流量は式 1 により算出する。

$$W_{Vent} = Q_R \times 0.01 / (h_S - h_w) \times 3600 / 1000 \quad (\text{式 1})$$

ここで、

W_{Vent} : 系統流量 (t/h)

Q_R : 定格熱出力 ($3,293 \times 10^3$ kW)

h_S : 飽和蒸気の比エンタルピー (2,739kJ/kg @1Pd)

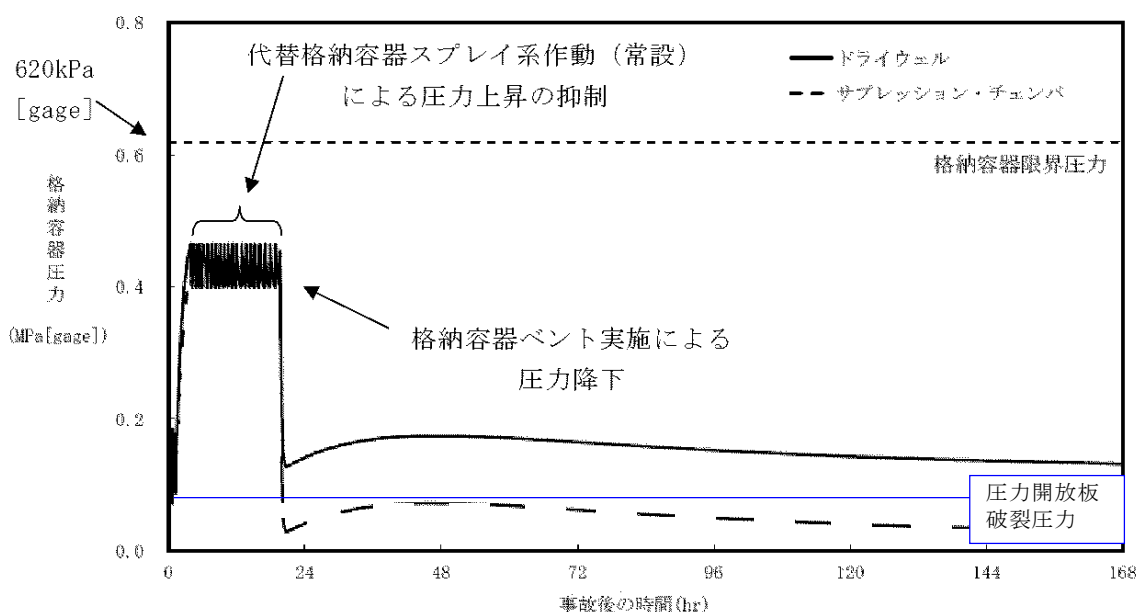
h_w : 飽和水の比エンタルピー (251kJ/kg @60°C)

以上より、系統流量は 48t/h となることから、13.4kg/s を格納容器圧力 310kPa[gage] (1Pd) の時の系統流量とする。

名称		格納容器圧力逃がし装置 圧力開放板
破裂圧力	MPa[gage]	0.08

格納容器圧力逃がし装置の圧力開放板の破裂圧力は、ベント時の障害とならないよう、ベント実施時の格納容器圧力と比較して十分低い圧力にて破裂するように設定してある。

有効性評価のうち格納容器過圧・過温破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器圧力の推移と圧力開放板破裂圧力の関係を第 50-6-3 図に示す。



第 50-6-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器圧力の推移と圧力開放板の関係

名称	格納容器圧力逃がし装置 (フィルタ装置容量)
スクラビング水 水酸化ナトリウム水溶液 pH	pH13 以上 (待機時)
<p>スクラビング水は、無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態 (pH7以上) に維持する必要があるが、重大事故等発生時には、原子炉格納容器内のケーブルから放射線分解、熱分解等により塩化水素 (HCl) 等の酸として放出され、ベント実施により格納容器からフィルタ装置 (スクラビング水) に移行するため、pHが低下する可能性がある。</p> <p>これに対して、スクラビング水は、待機時における重大事故等時に発生する可能性がある酸の量に対して十分な塩基量を確保することにより、ベント実施中のpH監視を実施することなく、確実にアルカリ性の状態を維持することとしている。</p> <p>(1) 格納容器内の酸性物質及び塩基性物質</p> <p>重大事故等時に格納容器内において発生する酸性物質と塩基性物質については、NUREG/CR-5950 において検討が実施されており、その発生源として燃料 (核分裂生成物)、原子炉水、サプレッション・プール水及び溶存窒素、格納容器内塩素含有被覆材ケーブル、格納容器下部コンクリートが掲げられている。これに加え、格納容器内の塗料についても成分元素に窒素が含まれており、酸として硝酸、塩基としてアンモニア等の発生源となる可能性がある。主な酸性物質、塩基性物質を発生源毎に第 50-6-1 表に示す。</p>	

第50-6-1表 主な酸性物質と塩基性物質

発生源	酸性物質	塩基性物質	備考
燃料（核分裂生成物）	よう化水素（HI）	水酸化セシウム（CsOH）等	
原子炉水	—	五ほう酸ナトリウム（Na ₂ B ₁₀ O ₁₆ ）	ほう酸水注入系によりほう酸水を原子炉へ注入した場合
サプレッション・プール水及び溶存窒素	硝酸（HNO ₃ ）	—	
格納容器内塩素含有被覆材ケーブル	塩化水素（HCl）	—	
格納容器下部コンクリート（溶融炉心落下時）	二酸化炭素（CO ₂ ）	—	
格納容器内塗料	硝酸（HNO ₃ ）	アンモニア（NH ₃ ）	

これらのうち、酸性物質が発生することが知られているサプレッション・プール水及び溶存窒素の放射線の照射により発生する硝酸、原子炉圧力容器が破損した場合にMCCIにより発生する二酸化炭素に加え、pHへの寄与が大きいと考えられる塩素含有被覆材ケーブルの放射線分解及び熱分解により発生する塩化水素、スクラビング水中で分解する際に塩基を消費する[]が、スクラビング水の塩基量を評価する上で重要であることから、これらの発生量を評価することとする。

a. 格納容器内ケーブルの被覆材の放射線分解による酸の発生量

格納容器内の塩素含有被覆材ケーブルについて、放射線分解により発生する塩化水素量をNUREG/CR-5950の放射線分解モデルに基づき評価した。なお、ケーブル量については、実機調査を行った（別紙41（参考））。

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」において、ベント

時（事象発生から約19時間後）には [] mol, 7日後には [] mol, 60日後には [] molの酸性物質が格納容器内で生成されると評価した。

b. 格納容器内電気ケーブルの被覆材の熱分解による酸の発生量

熱分解については、原子炉圧力容器損傷前の格納容器内環境（200℃以下）ではケーブルからの塩酸の発生はほとんどないことから、炉心損傷などによるデブリ接近によりケーブル温度が著しく上昇した場合を想定した酸性物質の放出量を評価した。

ここでは、格納容器ペDESTAL内に配置された塩素を含有するケーブルの被覆材から塩化水素が放出されると仮定し、ペDESTAL内ケーブルの塩酸含有量 [] kgの全量が放出されるものとして、 [] [] の酸が発生すると評価した。

c. サプレッション・プール水での放射線分解による硝酸の発生量

重大事故等時において、サプレッション・プール水中ではサプレッション・プール水溶存窒素の放射線の照射によって硝酸が生成される。

NUREG-1465, Reg. Guide. 1. 183及びNUREG/CR-5950に基づき、サプレッション・プール水の積算吸収線量から硝酸の生成量を評価した結果、硝酸の量はベント時（事象発生から約19時間後）には [] [] mol, 7日後には [] mol, 60日後には [] molとなる。

なお、PCV内に放出されたエアロゾルのほとんどがサプレッション・プール水に移行するため、フィルタ装置へ移行するエアロゾルは非常に少なく、影響は無視できると考えられる。仮に多量のエアロゾルがフィルタ装置に移行したとすると、サプレッション・プール水に移行す

る量がその分減少するため、上記の評価に包絡される。

$$[\text{HNO}_3] = \frac{G \times 10}{1.602 \times 10^{-19} \times 6.022 \times 10^{23}} \times (E(t)^\gamma + E(t)^\beta)$$

ここで、

[HNO₃] : 硝酸濃度 (mol/L)

G : HCO₃ の水中におけるG値 (個/100eV)

E(t)_γ, E(t)_β : γ線とβ線の積算吸収線量 (kGy)

d. MCC Iにより発生する二酸化炭素の発生量

MCC I対策としてコリウムシールドを設置するため、原子炉压力容器が破損した場合でも熔融炉心によるコンクリート侵食は発生しないものの、保守的に約30cmのコンクリート侵食を見込み評価する。

MCC Iにより発生する二酸化炭素のほとんどは、高温環境下において熔融炉心に含まれる金属元素によって酸性物質ではない一酸化炭素に還元されるが、全て二酸化炭素として評価した結果、二酸化炭素の発生量は molとなる。



二酸化炭素は塩化水素ほど溶解度が大きくないため、フィルタ装置内では全量がスクラビング水に溶解することはないと考えるが、また弱酸のため、酸性物質としてスクラビング水に与える影響は小さいと考えるが、本評価では保守的にスクラビング水のpHに影響を与える酸性物質として評価する。

e. 無機よう素の捕集により消費される塩基の量

ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量を以下のとおり設定した。

- ・ 事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量

BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力（3,293MW）を考慮して算出した結果、約24.4kgとする。

- ・ 格納容器への放出割合

NUREG-1465に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を61%とする。

- ・ 格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1.195に基づき、よう化セシウム5%、無機よう素91%、有機よう素4%とする。

以上より、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素（分子量253.8g/mol）の量は [] となる。

[]

(1)式に示すとおり、無機よう素はベンチュリスクラバにて薬剤 []

[])との反応により捕集される。

[] (1)

この反応によって消費される塩基の量は [] mol となる。なお、この反応において [] mol 消費される。

[]

f. []の分解により消費される塩基の量

スクラビング水に含まれる[]は、酸素が存在する場合、水酸化物イオンと下記の反応により分解することが知られており、分解される[]の量は、スクラビング水の積算吸収線量の増加に伴って増加する。

[]

ここでは、スクラビング水の積算吸収線量によらず、また、上述のe項で算出した消費される[]の量を見込まず、スクラビング水に含まれる[]全量が分解したとして、塩基の消費量を評価した結果、[]の分解により消費される塩基の量は[]molとなる。

[]

(2) フィルタ装置への酸性物質の移行量

(1) 項で生成した酸性物質は、ほとんどが液相に溶解してサプレッション・プールに移行し、ベント時にはサプレッション・プールに残留してフィルタ装置には移行しない可能性もあるが、保守的に全量が移行するとして評価する。スクラビング水の消費される塩基の量は、以下のとおりとなる。

【事象発生7日後での塩基の消費量 []mol)】

・ケーブルの放射線分解の塩化水素で消費される塩基の量 []mol

- ・ ケーブルの熱分解の塩化水素で消費される塩基の量 mol
- ・ S / P*水から発生する硝酸で消費される塩基の量 mol
- ・ M C C I で発生する二酸化炭素で消費される塩基の量 mol
- ・ 無機よう素の捕集により消費される塩基の量 mol
- ・ の分解により消費される塩基 mol

【事象発生60日後での塩基の消費量 (mol) 】

- ・ ケーブルの放射線分解の塩化水素で消費される塩基の量 mol
- ・ ケーブルの熱分解の塩化水素で消費される塩基の量 mol
- ・ S / P*水から発生する硝酸で消費される塩基の量 mol
- ・ M C C I で発生する二酸化炭素で消費される塩基の量 mol
- ・ 無機よう素の捕集により消費される塩基の量 mol
- ・ の分解により消費される塩基 mol

※ S / P : サプレッション・プール

(3) スクラビング水のpH評価結果

フィルタ装置は無機よう素 (I₂) を捕集及び保持するものであるため、2ヶ月でよう素が十分減衰することを考慮し、スクラビング水には保守的に設定した60日後の酸性物質の移行量 (mol) を考慮する。

消費される mol の塩基に相当する の濃度は、待機時最低水位 (約35t) 時に wt% () となることから、これに余裕を考慮して、スクラビング水の 濃度は、待機時最低水位 時に wt% とする。

この場合、初期の pH は , 60 日後のスクラビング水の pH は

であり、スクラビング水はアルカリ性の状態を維持できる。なお、電気ケーブルに含まれる酸性物質の総量（mol）が全て分解し、フィルタ装置に移行した場合であっても 60 日後の酸性物質移行量は
であり、待機時にスクラビング水に含まれるの量は十分である。この場合、スクラビング水の pH は約 12.7 となる。

名称		格納容器圧力逃がし装置 (フィルタ装置容量)
金属フィルタ総面積	m ²	<input style="width: 50px; height: 20px;" type="text"/>
<p>炉心損傷後のベント時には、熔融炉心から発生するエアロゾルに加え、炉内構造物の過温などによるエアロゾル、MCCIにより発生するCaO₂等のコンクリート材料に起因するエアロゾル、保温材等の熱的・機械的衝撃により発生する粉塵がフィルタ装置に移行する可能性がある。これらのエアロゾルの影響により、金属フィルタに付着し、閉塞する可能性について考慮する。また、液滴の付着による閉塞についても考慮する。</p> <p>(1) 金属フィルタのエアロゾルによる閉塞</p> <p>ベンチュリスクラバで捕集されなかったエアロゾルは、後段の金属フィルタに捕集される。この金属フィルタに捕集されるエアロゾル量と金属フィルタの許容負荷量を比較し、閉塞しないことを以下のとおり確認した。</p> <p>a. 金属フィルタの許容負荷量</p> <p>金属フィルタ単体に対し、エアロゾルを供給した場合、負荷量は <input style="width: 50px; height: 20px;" type="text"/> /m²まで許容されることが確認されている。</p> <p>b. エアロゾル量</p> <p>有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾルの重量を第50-6-2表に示す。</p>		

第 50-6-2 表 想定されるエアロゾル重量

シーケンス (事象)	エアロゾル重量	
	W/Wベント	D/Wベント
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用しない場合)	1g	5,000g

一方、格納容器からのエアロゾルの移行量を保守的に評価するため、サプレッション・プールによるスクラビング効果がないドライウェルベント時の格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾル量について、核分裂生成物の炉内増量と NUREG-1465 に基づく炉心から格納容器へ放出される核分裂生成物の割合を用いて評価した結果、約 38kg となる。さらにエアロゾルに係る海外規制を踏まえ、400kg に設定している。(別紙 2)

このエアロゾル重量に金属フィルタへのエアロゾル移行割合 1/100 を考慮する(別紙 46 第 4 表)と、設計エアロゾル移行量(400kg)に対して金属フィルタへの移行量は、4kg となる。

c. 評価結果

金属フィルタの総面積は [] であり、設計エアロゾル移行量に対する金属フィルタへの移行量は 4kg となることから、金属フィルタの負荷は [] [] となる。

これは金属フィルタの許容負荷量に対して十分小さいことから、金属フィルタが閉塞することはない。

(2) 金属フィルタの液滴による閉塞

金属フィルタに移行するベントガスに含まれる液滴(湿分)は、 []

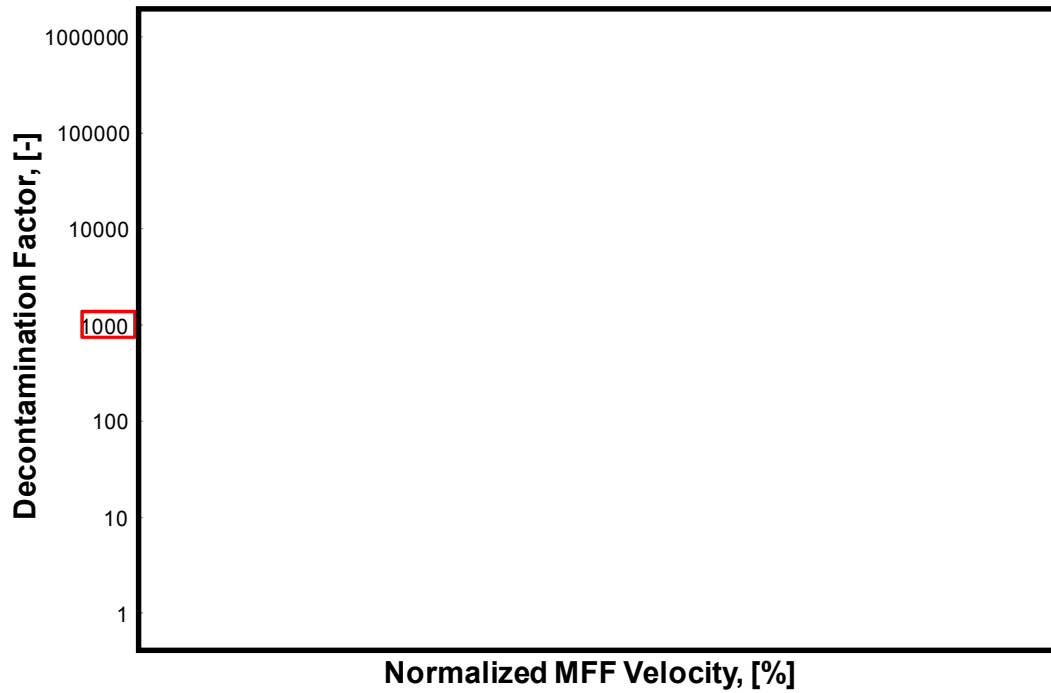
[]

[Redacted]

低流速では、[Redacted]機能の低下が懸念されるものの、JAVA 試験における下記の結果から、金属フィルタ部におけるエアロゾルの除去性能は運転範囲を下回る低速範囲 [Redacted] [Redacted]においても低下しないと考えられる。

- ① ベントフィルタ運転範囲を下回る低流速範囲においても、第 50-6-4 図のとおりベントフィルタ（ベンチュリスクラバ及び金属フィルタ）の除去性能が確保されている。
- ② ベンチュリスクラバでは、慣性力による衝突によりエアロゾルを除去していることから、低流速においては、除去効率が低下する傾向にあると考えられる。

以上から、プレフィルタ及び湿水分離機構における、液滴分離が十分に実施でき、液滴（湿分）によるメインフィルタの閉塞が発生することはないと評価する。



第 50-6-4 図 金属フィルタ部におけるガス流速に対するベンチュリ
スクラバと金属フィルタを組合せた除去係数

名称		格納容器圧力逃がし装置 (フィルタ装置容量)
よう素除去部 銀ゼオライト充填量	t	<input type="text"/>
よう素除去部 ベッド厚さ	mm	<input type="text"/>

ガス状放射性よう素は銀ゼオライトに捕集されるが、銀ゼオライトの吸着容量に達した場合には、ガス状放射性よう素は捕集されずに系外に放出されることが考えられる。

よう素除去部で保持が可能なガス状放射性よう素の吸着容量（銀分子数）は、格納容器から放出されるよう素量に対して十分大きいことから、吸着容量に達することはないことを以下のとおり確認した。また、JAVA PLUS 試験と実機の有機よう素注入量と銀ゼオライト充填量との比較においても、よう素除去部の有機よう素捕集に関する吸着容量が十分であることを確認した。

よう素除去部のベッド厚さは、有機よう素の除去性能（DF=50）を満足するために必要なベントガスの滞留時間となるように mm としている。

1. よう素除去部銀ゼオライトの充填量について

(1) よう素除去部の銀の保有量

よう素除去部の銀ゼオライトの銀含有割合は であるため、銀ゼオライト に含まれる銀の量は である。

(2) ガス状放射性よう素の流入量

よう素除去部に蓄積されるよう素の発熱量を以下のとおり設定した。

- ・事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量

BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱

出力 (3,293MW) を考慮して算出した結果, 約 24.4kg とする。

・ 格納容器への放出割合

NUREG-1465 に基づき, 格納容器内へのよう素の放出割合を 61% とする。

・ 格納容器に放出されるよう素の元素割合

Regulatory Guide 1.195 に基づき, よう化セシウム 5%, 無機よう素 91%, 有機よう素 4% とする。

フィルタ装置での無機よう素の除去性能 (DF=100) を考慮して, ベンチュリスクラバで除去されずに残った全ての無機よう素がよう素除去部に蓄積するものとする。また, 有機よう素は全てがよう素除去部に蓄積されるものとする。

以上の想定で, よう素除去部に吸着するガス状放射性よう素の量は無機よう素約 0.54mol, 有機よう素約 4.7mol であり, 無機よう素 I_2 (分子量: 253.8) 約 136g, 有機よう素 CH_3I (分子量: 141.9) 約 666g に相当する。

(無機よう素 (I_2) のモル数)

$$\begin{aligned} &= 24,400\text{g} / 126.9\text{g/mol} \times 61\% \times 91\% / 100(\text{DF}) / 2 (I_2) \\ &= 0.536\cdots\text{mol} \end{aligned}$$

(有機よう素 (CH_3I) のモル数)

$$\begin{aligned} &= 24,400\text{g} / 126.9\text{g/mol} \times 61\% \times 4\% \\ &= 4.69\cdots\text{mol} \end{aligned}$$

(3) 評価結果

よう素は, 以下に示すように銀と反応することから, 銀ゼオライトに含まれる銀の量 は, 流入する放射性よう素の捕集に十分

な量であると言える。

- ・有機よう素の除去反応

[]

- ・無機よう素の除去反応

[]

(4) JAVA PLUS 試験と実機の比較による容量の確認

JAVA PLUS 試験において、有機よう素を用いて銀ゼオライトの性能検証を行っている。JAVA PLUS 試験では、[] の銀ゼオライトを交換することなく有機よう素を [] 以上注入しているが、銀ゼオライトの性能劣化は確認されていない。

実機の銀ゼオライト充填量は [] であり、JAVA PLUS 試験の実績より、約 20kg の有機よう素が流入しても性能劣化を起こさないと言える。実機よう素除去部に想定される有機よう素の最大流入量は [] であり、無機よう素を含めても [] であることから、銀ゼオライトが性能劣化することはないと考えられる。

2. よう素除去部のベッド厚さについて

JAVA PLUS 試験から得られたよう素除去係数とベッド厚さから実機のよう素除去係数を満足するために必要なベントガスの滞留時間を確保するように実機のベッド厚さを設定する。

(1) 滞留時間

よう素フィルタ内銀ゼオライトの吸着速度は、物質移動係数 (m/s : 拡散速度 (m^2/sec) を濃度境界層厚さ (m) で除したもの) を用いて吸着速度を表すと次式のとおりとなる。

$$\gamma \frac{\partial q}{\partial t} = K(C - C^*) \quad \dots \dots \dots (1)$$

ここで、

γ : 吸着剤充填密度 (g/m³)

q : 吸着量 (mol/g)

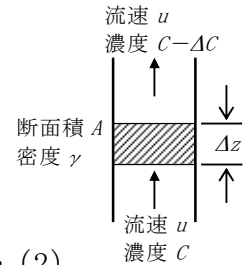
K : 総括物質移動係数 (m/s)

C : 気相中よう素濃度 (mol/m³)

C^* : 気相中よう素平均濃度 (mol/m³)

なお、 C^* は平衡値を示すが、ここでは化学反応による吸着（不可逆反応）であることから、 $C^*=0$ とみなすことができる。

また、ベッド内の物質収支の関係は、次式で表せる。



$$-uA\Delta t\Delta C = \gamma A\Delta z\Delta q$$

$$u \frac{\partial C}{\partial z} + \gamma \frac{\partial q}{\partial t} = 0 \quad \dots \dots \dots (2)$$

$\partial z = u\partial t$ なので、次式となる。

$$\frac{\partial C}{\partial t} = -\gamma \frac{\partial q}{\partial t} \quad \dots \dots \dots (3)$$

よって、(1)式より次式が得られる。

$$\frac{\partial C}{\partial t} = -KC \quad \dots \dots \dots (4)$$

上式を変数分離し、両辺を積分すると次式が得られる。

$$\text{Log} \frac{C}{C_0} = -Kt \quad \dots \dots \dots (5)$$

$\frac{C_0}{C} = DF$ (除去係数) であるから、次式が得られる。

$$\frac{\text{Log}(DF)}{t} = K \quad \dots \dots \dots (6)$$

上記 (6) 式を用いると、JAVA PLUS 試験のベッド厚さで得られた滞留時間 t と除染係数 (DF) の比と、実機条件で要求される DFa とこれを達成するために必要とされる滞在時間 ta の比が等しいとして下式が得られ、実機のベッド厚さが求められる。

$$\frac{\text{Log}(DF)}{t} = \frac{\text{Log}(DFa)}{ta} \quad \dots \dots \dots (7)$$

なお、 K （総括物質移動係数）は、よう素フィルタの性能を示す指標となるが、過熱度に依存性があり、運転条件によるので、設定したベッド厚さが想定される圧力範囲（過熱度の範囲）において必要除去係数を満足していることを K 値などの試験結果から確認している。

名称		代替循環冷却系ポンプ
容量	m ³ /h	250 (注1) (約 250 (注2))
全揚程	m	112 (注1) (約 120 (注2))
最高使用圧力	MPa [gage]	3.45
最高使用温度	°C	77
原動機出力	kW	140
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>代替循環冷却系ポンプは、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格納容器の破損を防止するとともに、ベントを実施することなく格納容器の除熱をするために使用する。</p> <p>系統構成は、サプレッション・プールを水源とした代替循環冷却系ポンプより、残留熱除去系配管を経由して、原子炉への注水及び格納容器へのスプレイにより格納容器の破損を防止するとともに、格納容器の限界温度・圧力を超えないよう格納容器の除熱を行える設計とする。</p> <p>なお、重大事故等対処設備の代替循環冷却系として使用する代替循環冷却系ポンプは1台設置する。</p> <p>1. 容量</p> <p>代替循環冷却の必要容量は、格納容器破損防止対策に係る有効性評価で期待している流量配分パターンを第1表に示す。</p>		

第 1 表 代替冷却系の流量配分パターン

モード		注水先 (m ³ /h)	
		49 条/1.6	47 条/1.4
		格納容器スプレイ	原子炉注水
①	循環冷却	150	100
②	格納容器スプレイ	250	0

ポンプ容量は、有効性評価で期待している流量である 250m³/h とする。

2. 全揚程

代替循環冷却系ポンプの全揚程は、水源と移送先の圧力差、静水頭、機器及び配管・弁類圧損を基に設定する。

① 格納容器スプレイ：150m³/h，原子炉注水：100m³/h の場合

a. 格納容器スプレイ

水源と移送先の圧力差	約 10.3m
静水頭	約 30.1m
機器及び配管・弁類圧損	約 21.2m
<hr/>	
合計	約 61.6m

b. 原子炉注水

水源と移送先の圧力差	約 41.0m
静水頭	約 26.9m
機器及び配管・弁類圧損	約 43.4m
<hr/>	
合計	約 111.3m→112m

② 格納容器スプレイ：250m³/h の場合

a. 格納容器スプレイ

水源と移送先の圧力差	約 10.3m
静水頭	約 30.1m
機器及び配管・弁類圧損	約 40.1m
<hr/>	
合計	約 80.5m

以上より、これらを上回る揚程として代替循環冷却系ポンプの全揚程は112mを要求値とする。

3. 最高使用圧力

代替循環冷却系ポンプの最高使用圧力をポンプの締切り運転圧力と吸込み側の圧力から設定する。

① 締切運転時の揚程（設計計画値） 273m

② 水頭圧は、保守的に代替循環冷却系ポンプを設置する原子炉建屋地下2階からサプレッション・プール水位上限（W/WベントのX-79ペネトレーションのレベル）までとする。

$$\text{水頭圧} = 11.427 - (-3.000) = 14.427\text{m}$$

③ 原子炉格納容器限界圧力 0.62MPa

上記①～③の合計より

$$\begin{aligned}\text{最高使用圧力 (MPa)} &= 1,000 \times 9.80665 (273 + 14.427) / 10^6 + 0.62 \\ &= 3.43 \dots\end{aligned}$$

以上より、代替循環冷却系ポンプの最高使用圧力は、3.45MPaとする。

4. 最高使用温度

代替循環冷却系ポンプの最高使用温度は、代替循環冷却系が分岐する残留熱除去系熱交換器出口配管の最高使用温度に合わせ、77℃とする。

5. 原動機出力

代替循環冷却系ポンプの容量250m³/h、揚程120mの時の必要軸動力は、下記の式より求める。

$$\begin{aligned} P(\text{kW}) &= 10^{-3} \times \rho \times g \times (Q/3,600) \times H / (\eta / 100) \\ &= 10^{-3} \times 1,000 \times 9.80665 \times (250/3,600) \times 120 / (\square / 100) \\ &= \square \end{aligned}$$

P : 必要軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

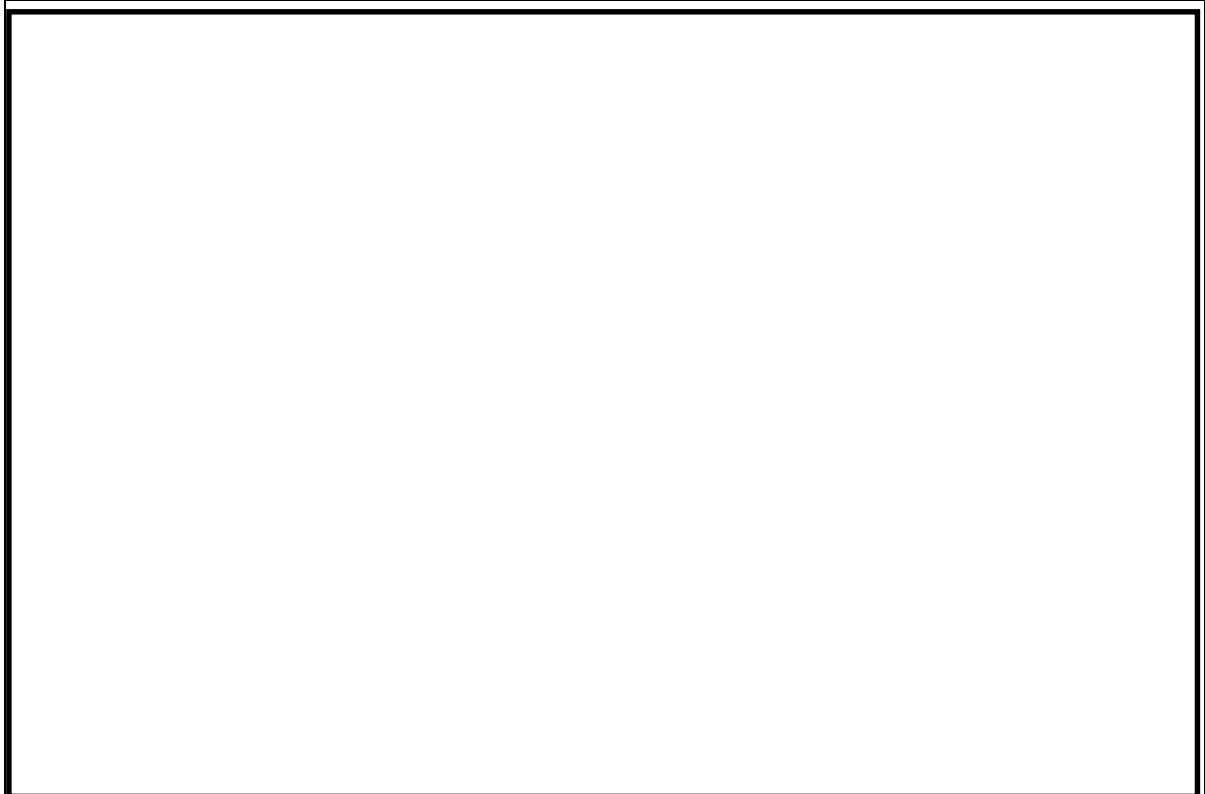
Q : ポンプ容量 (m³/h) = 250

H : ポンプ揚程 (m) = 120 (第50-6-5図より)

η : ポンプ効率 (%) = \square (第50-6-5図より)

(参考文献 : 「ターボポンプ用語」 (JIS B 0131-2002))

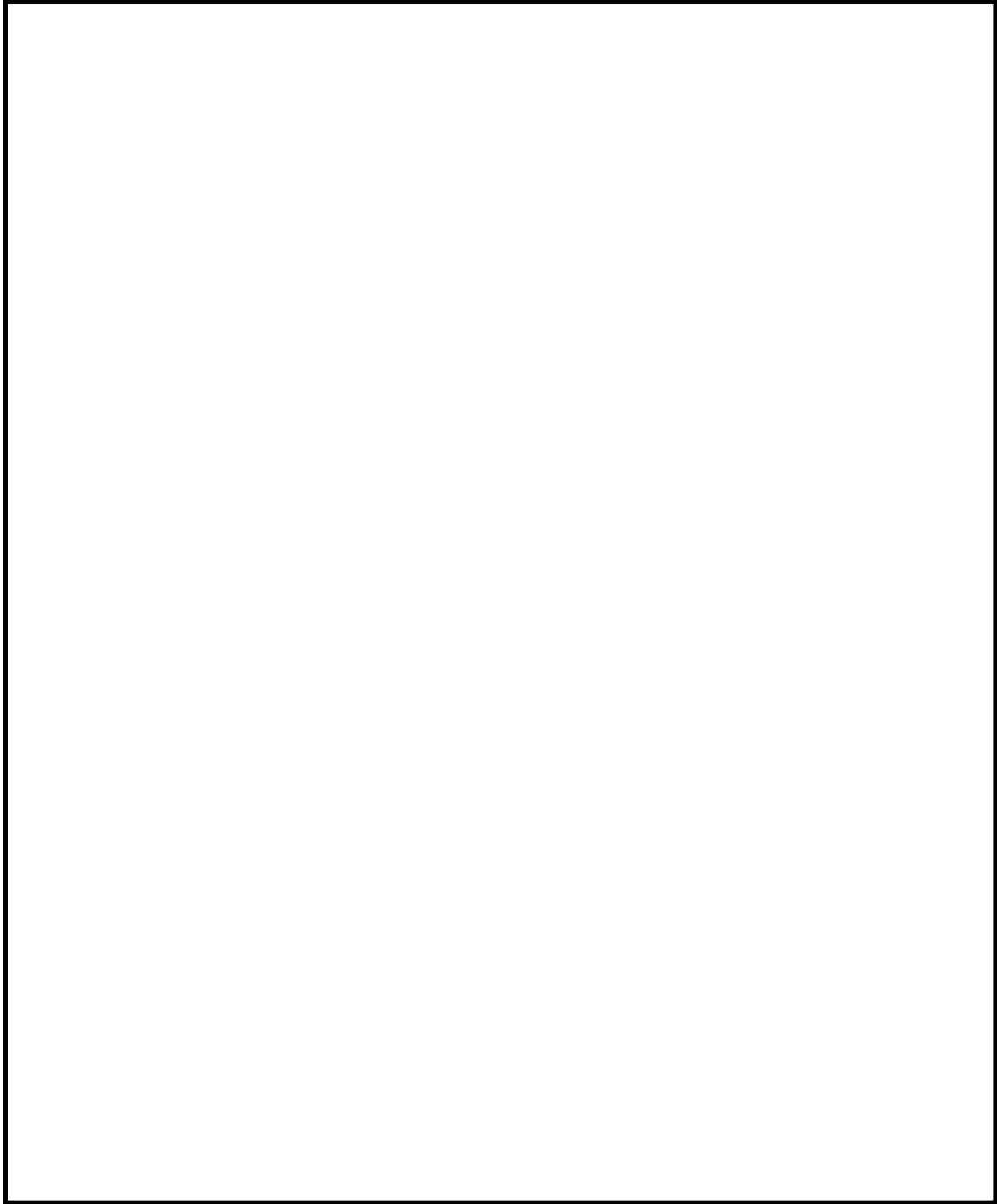
以上より、代替循環冷却系ポンプの原動機出力は、140kW とする。



第 50-6-5 図 代替循環冷却系ポンプ性能曲線

50-7 接続図

50-7-1



第 50-7-1 図 格納容器圧力逃がし装置の可搬設備配置図

50-8 保管場所図

50-8-1

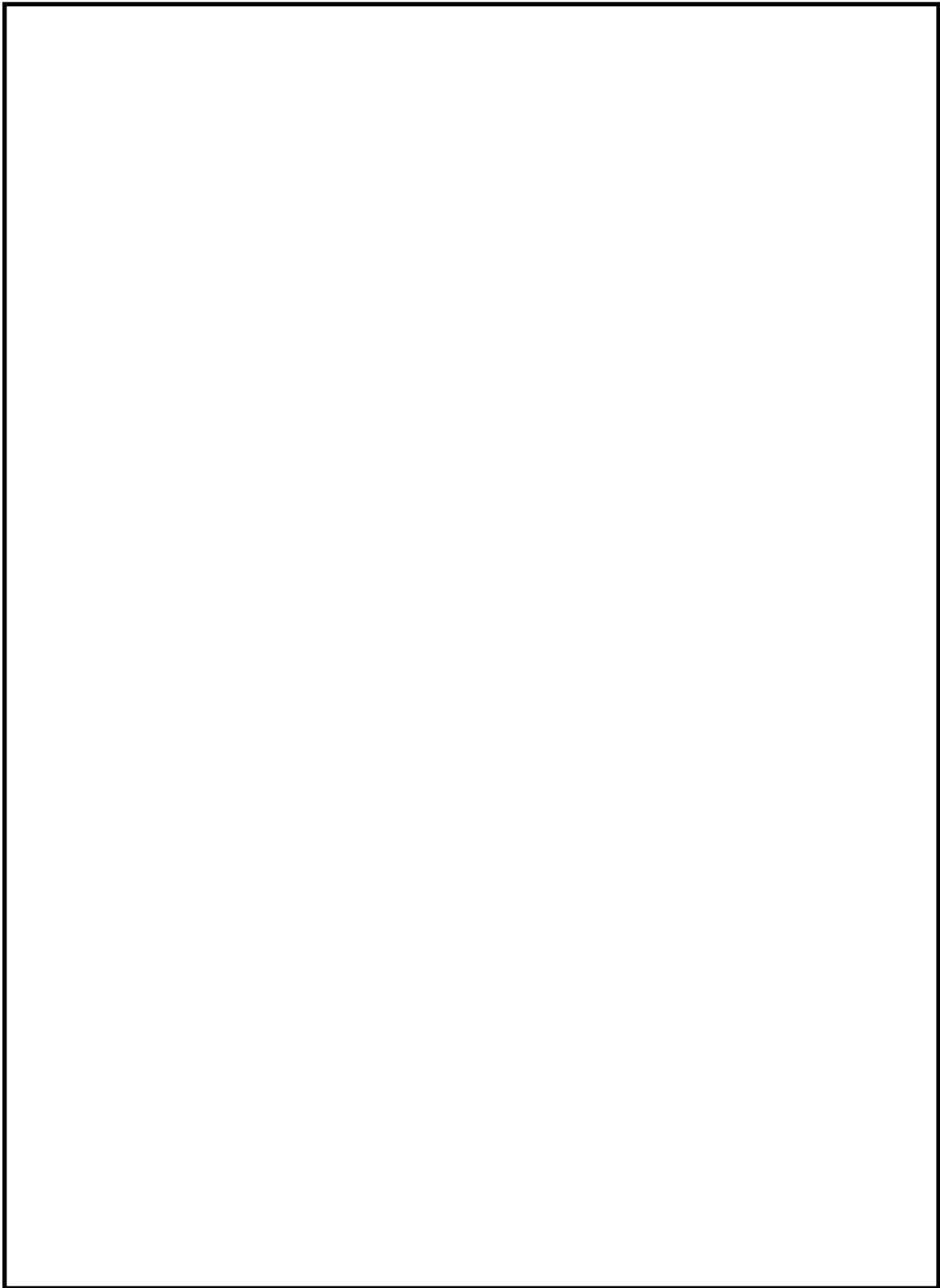
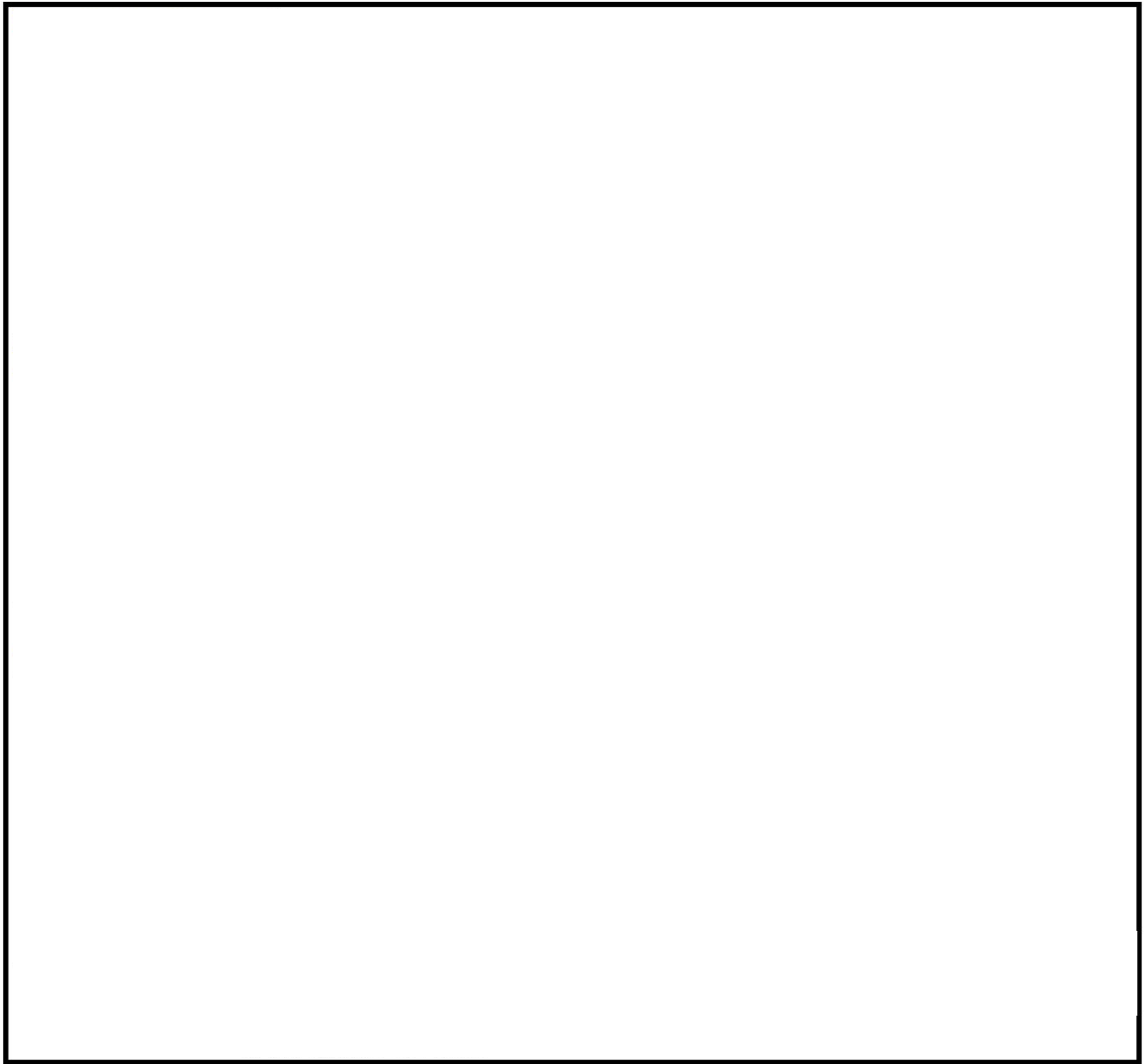


図 50-8-1 可搬型設備保管配置図

(可搬型窒素供給装置, 可搬型代替注水大型ポンプ)

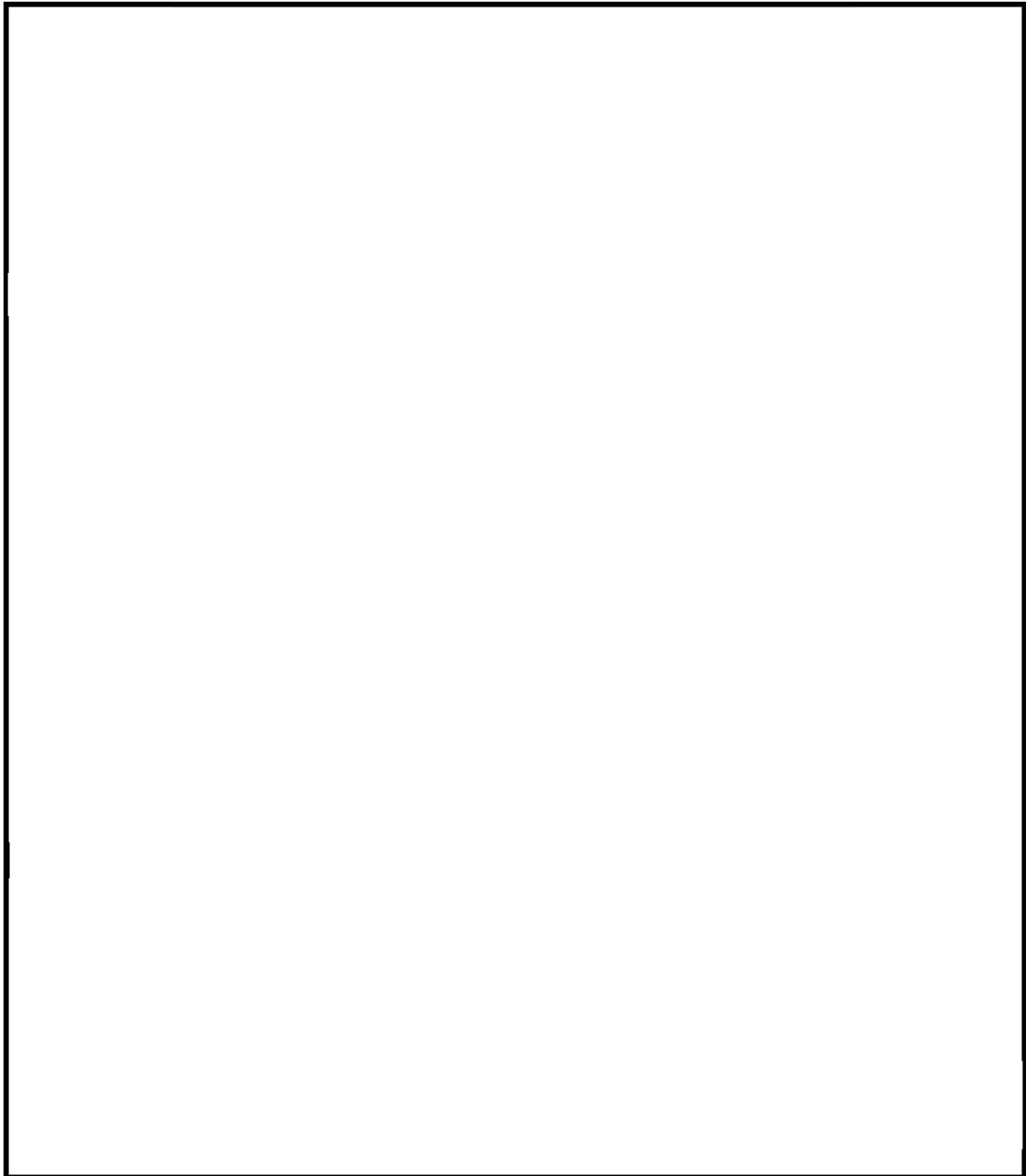
50-8-2

50-9 アクセスルート図



第 50-9-1 図 保管場所及びアクセスルート図

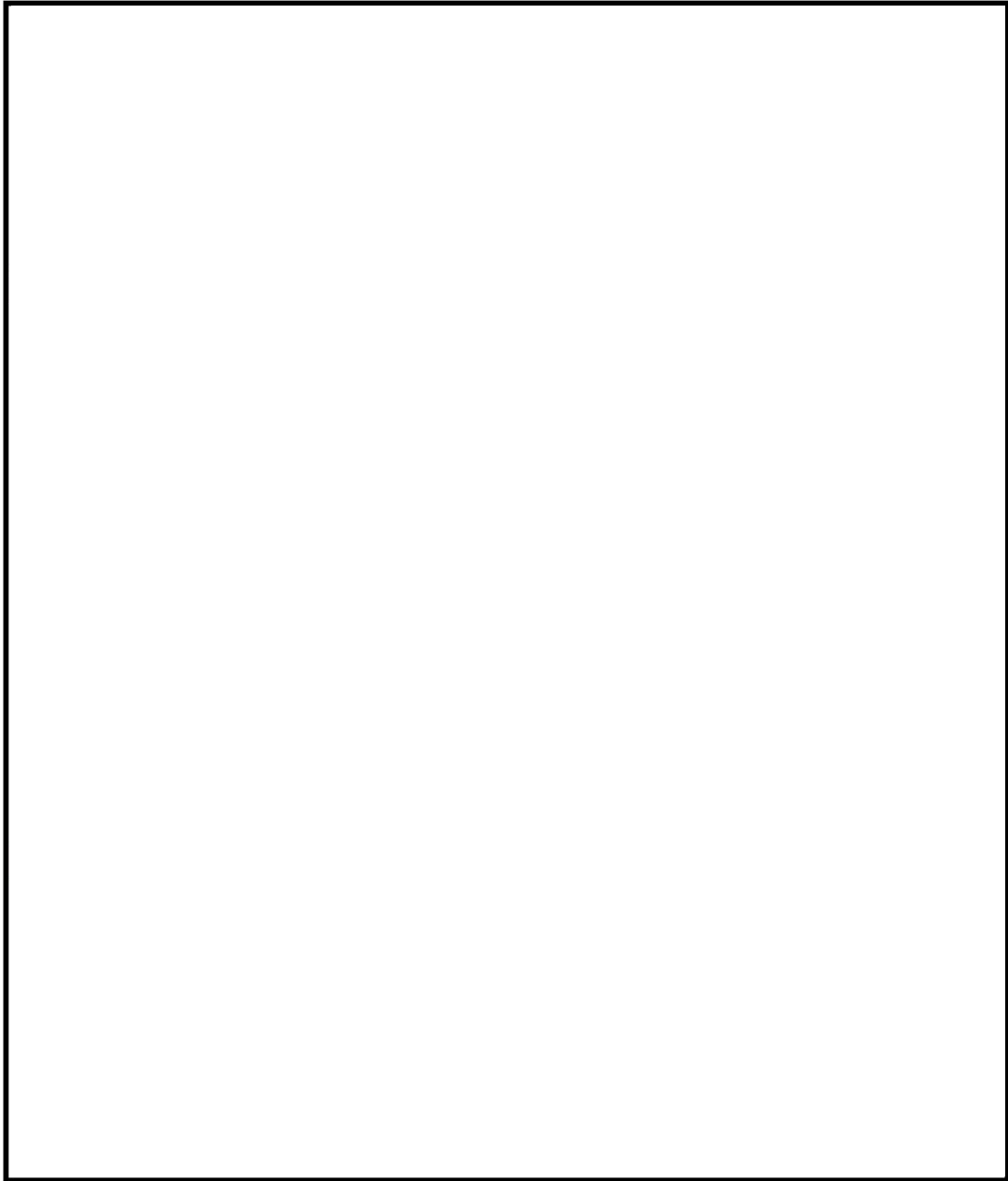
50-9-2



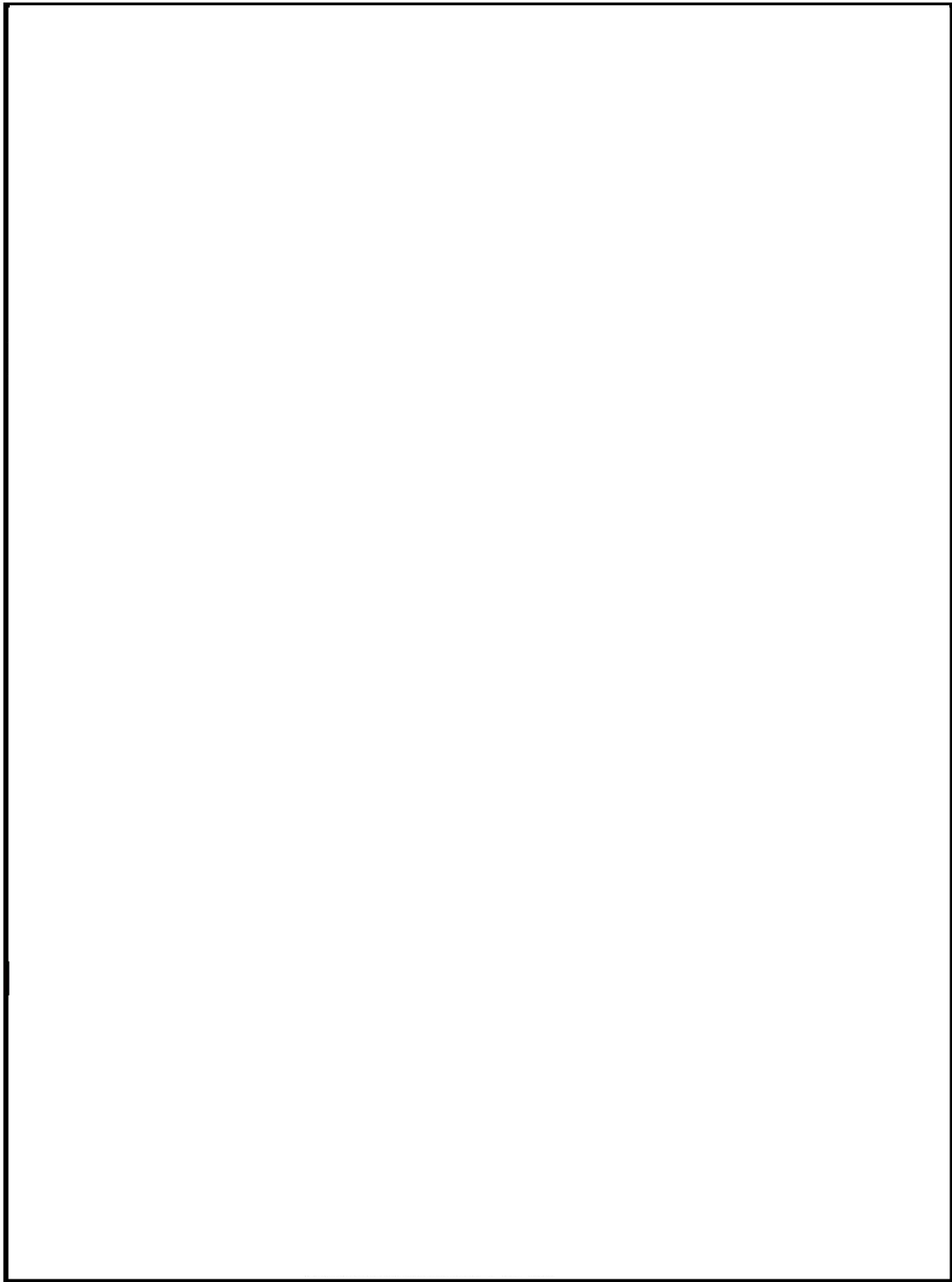
第 50-9-2 図 保管場所～SA 用海水ピット～接続口までのアクセスルート

概要

50-9-3



第 50-9-3 図 保管場所～代替淡水貯槽～接続口までのアクセスルート概要



第 50-9-4 図 保管場所～淡水貯水池～接続口までのアクセスルート概要

50-10 その他設備

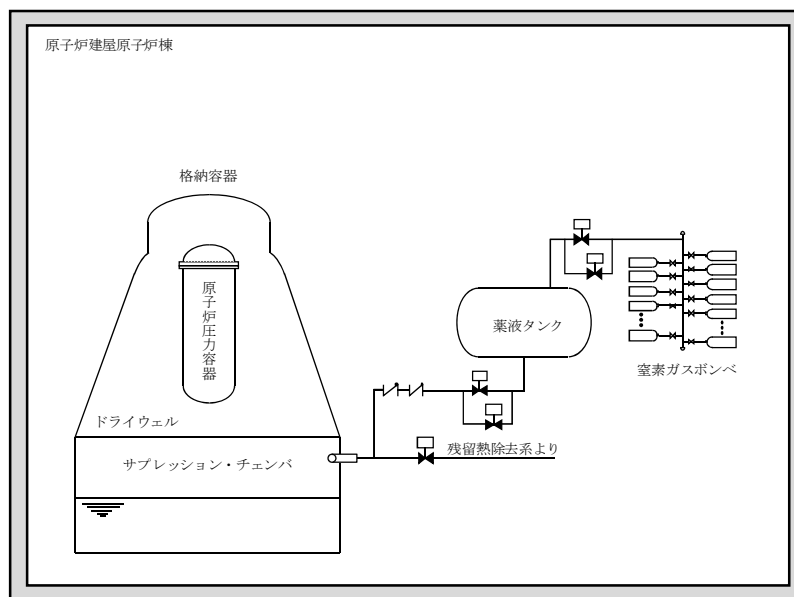
50-10-1

【サプレッション・プール水 pH 制御設備】

設備概要

格納容器圧力逃がし装置を使用する際、格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッション・プール水中にイオン素を捕獲することでイオン素の放出量を低減するために、サプレッション・プール水 pH 制御設備を設ける。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。

本システムは、第50-10-1図に示すように、薬液タンクを窒素により加圧し、残留熱除去系配管からサプレッション・チェンバに薬液を注入する構成とする。



第50-10-1図 格納容器pH制御のための設備系統概要図