

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA設-C-1 改74
提出年月日	平成29年10月13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10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 【41 条】
 - 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となる水の供給設備 【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）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）、論理回路及び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、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2個を自動停止させ、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）
- ・ 原子炉再循環ポンプ遮断器手動スイッチ
- ・ 低速度用電源装置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を2個作動させることで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。

制御棒、制御棒駆動機構、制御棒駆動系水圧制御ユニット、原子炉再循環ポンプ遮断器手動スイッチ、低速度用電源装置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、独立した盤として異なる区画に設置することで、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の検出器からスクラム・パイロット弁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、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、独立した盤として異なる区画に設置することで、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）は、検出

器から原子炉再循環ポンプ遮断器及び低速度用電源装置遮断器まで原子炉緊急停止系の検出器からスクラム・パイロット弁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）は、原子炉緊急停止系の電源と電氣的に分離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れない設計とする。

ほう酸水注入系は、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、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有する設計とする。

ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、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、原子炉緊急停止系の検出器からスクラム・パイロット弁に対して独立した構成とし、配線用遮断器及びヒューズで電氣的に分離することで、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、設計基準事故対処設備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低速度用電源装置遮断器まで、原子炉緊急停止系の検出器からスクラム・パイロット弁に対して独立した構成とし、配線用遮断器及びヒューズで電氣的に分離することで、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。

ほう酸水注入に使用するほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備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で、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、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）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は、設計基準事故対処設備としての仕様が重大事故等時において、発電用原子炉を未臨界にするために必要な制御棒を全挿入することが可能な駆動水を有する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。

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、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 個を自動停止する設計とする。

ほう酸水注入に使用するほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備としての仕様が、重大事故等時において、発電用原子炉を未臨界にするために必要な負の反応度添加率を確保するための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、原子炉建屋附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、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

ほう酸水注入系の操作は、重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

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、重大事故等時において、他の系統と切り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）の検出器各4個、論理回路2チャンネルで構成し、論理回路の各チャンネルは原子炉圧力高の「1 out of 2 twice」論理、又は原子炉水位異常低下（レベル2）の「1 out of 2 twice」論理の成立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、重大事故等時において、他の系統と切り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）の検出器各4個、論理回路4チャンネルで構成し、論理回路の各チャンネルは原子炉圧力高の「1 out of 2 twice」論理、又は原子炉水位異常低下（レベル2）の「1 out of 2 twice」論理の成立で自動的に作動する設計とする。

原子炉再循環ポンプ遮断器手動スイッチは、中央制御室のスイッチにより操作が可能な設計とする。

低速度電源装置遮断器手動スイッチは、中央制御室のスイッチにより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を使用するほう酸水注入系は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準事故対処施設として使用する場合と同じ系統構成で使用する設計とする。

ほう酸水注入ポンプは、中央制御室の操作盤のスイッチにより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、スイッチによる電磁弁の開閉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ができる設計とする。

原子炉再循環ポンプ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。

低速度用電源装置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。

ほう酸水注入系は、原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作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及び外観の確認が可能な設計とする。

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酸濃度及びタンク水位の確認による、ほう酸質量の確認及び外観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 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の主要仕様

- | | | |
|-----|----------------------------------|---|
| (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) 原子炉再循環ポンプ遮断器手動スイッチ

個 数 4

(5) 低速度用電源装置遮断器手動スイッチ

個 数 2

(6) 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
有効長さ	3,632mm
個 数	185

(7) 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

(8) 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

(9) 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
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

(10) ほう酸水貯蔵タンク

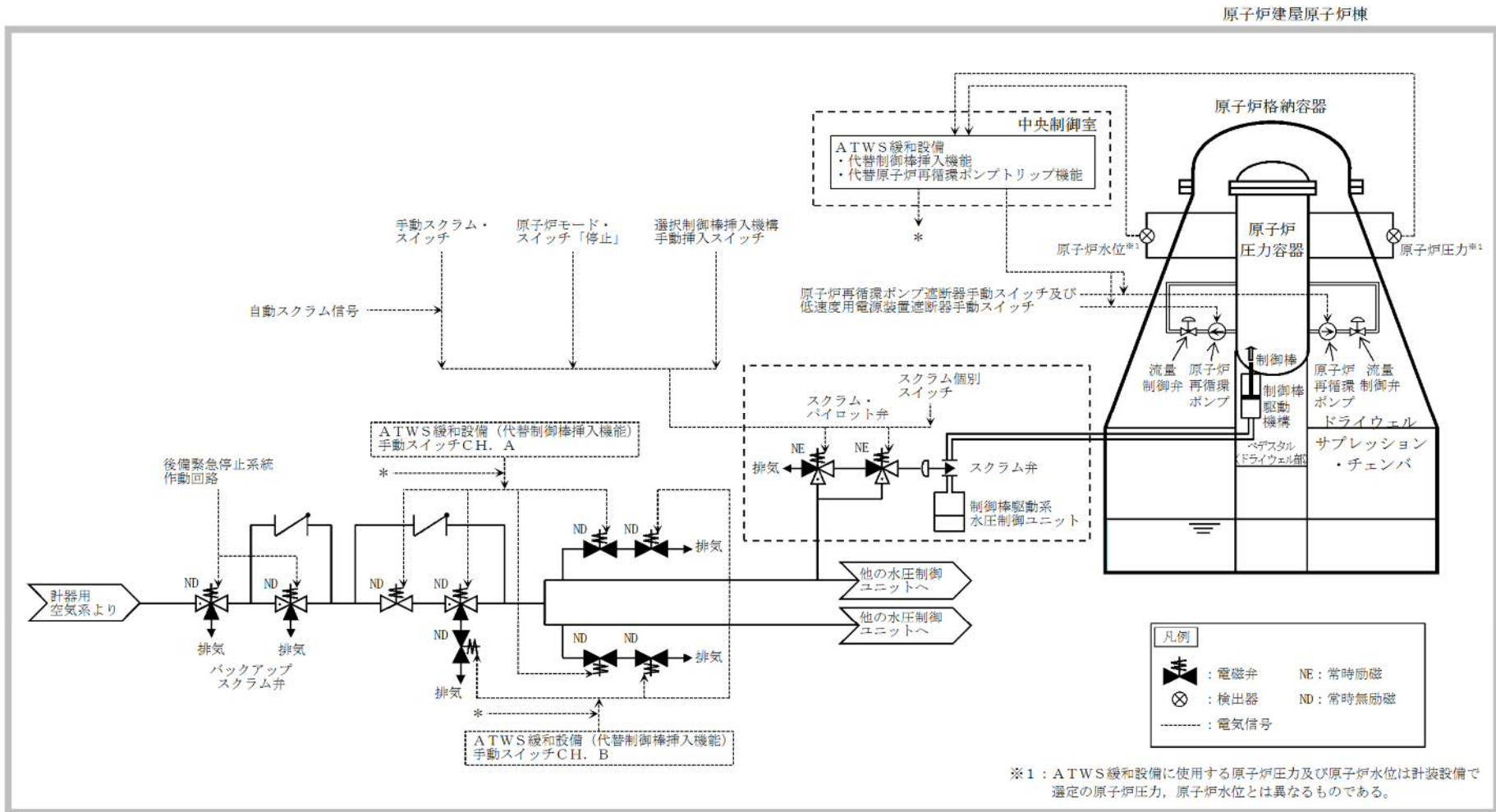
兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 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なとなる水の供給設備

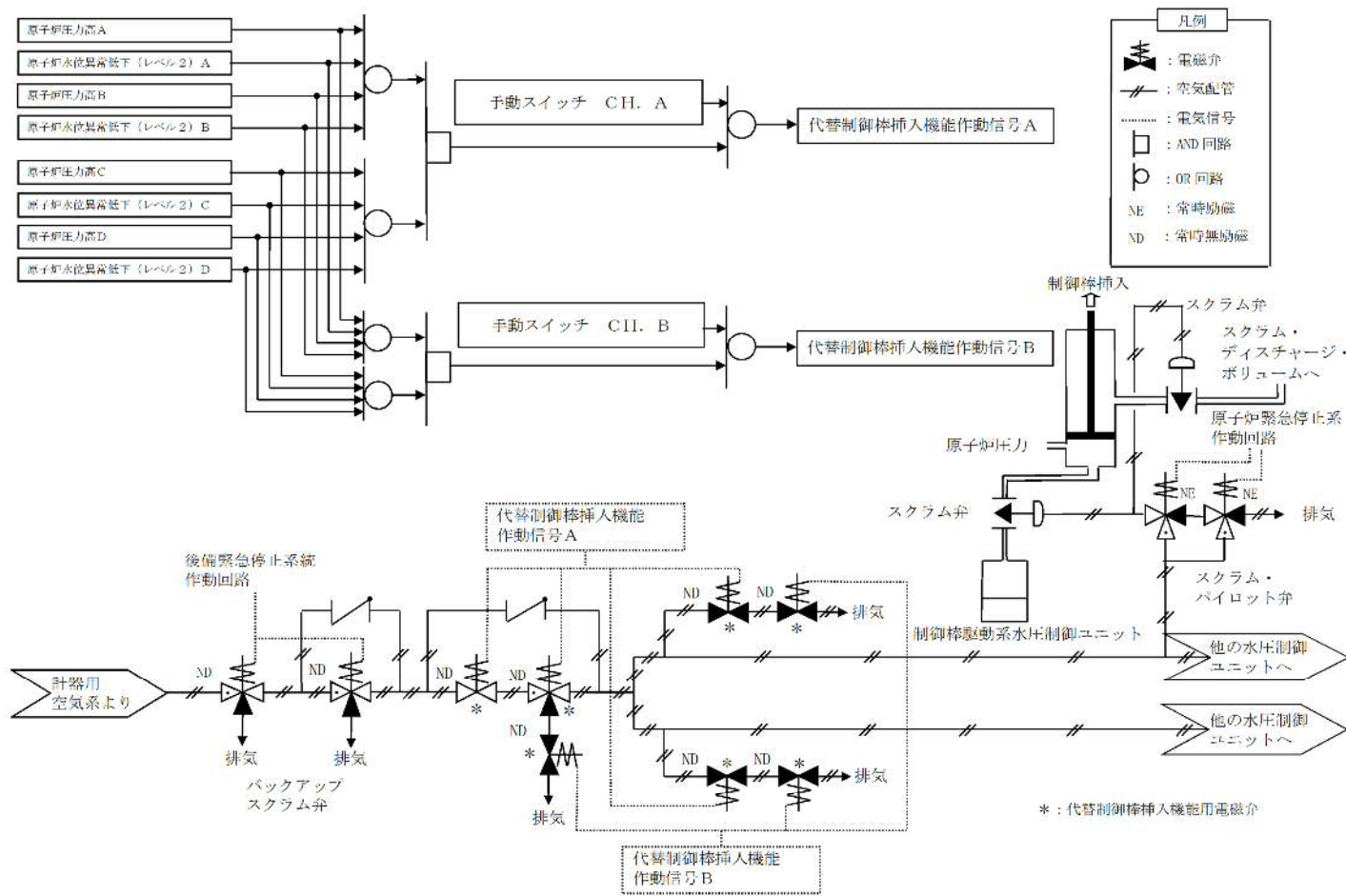
種	類	円筒縦型
個	数	1
容	量	19.5m ³
最高使用圧力		静水頭
最高使用温度		66℃
材	料	ステンレス鋼

(11) 自動減圧系の起動阻止スイッチ

個	数	2
---	---	---

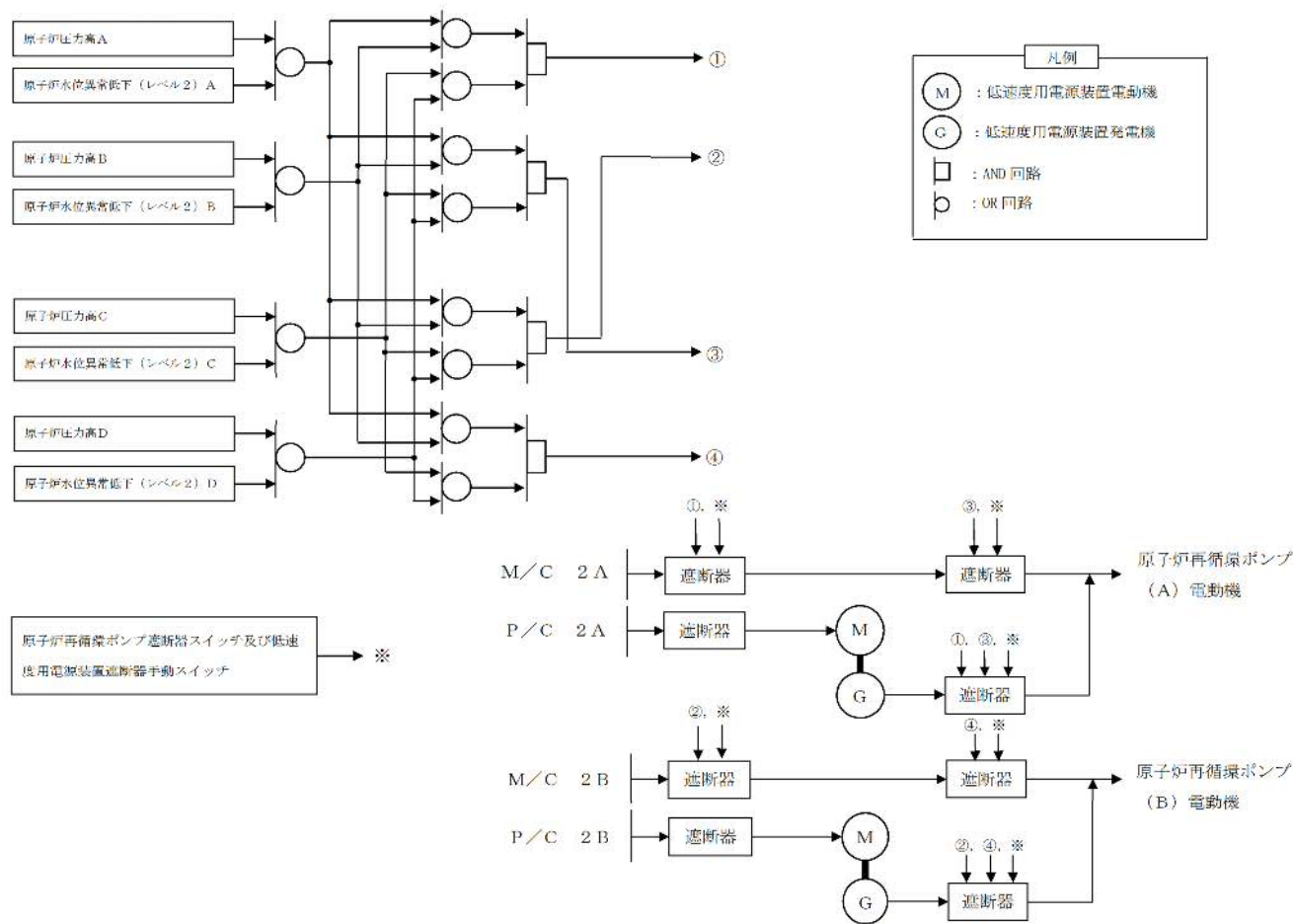


第 6.7-1 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 系統概要図



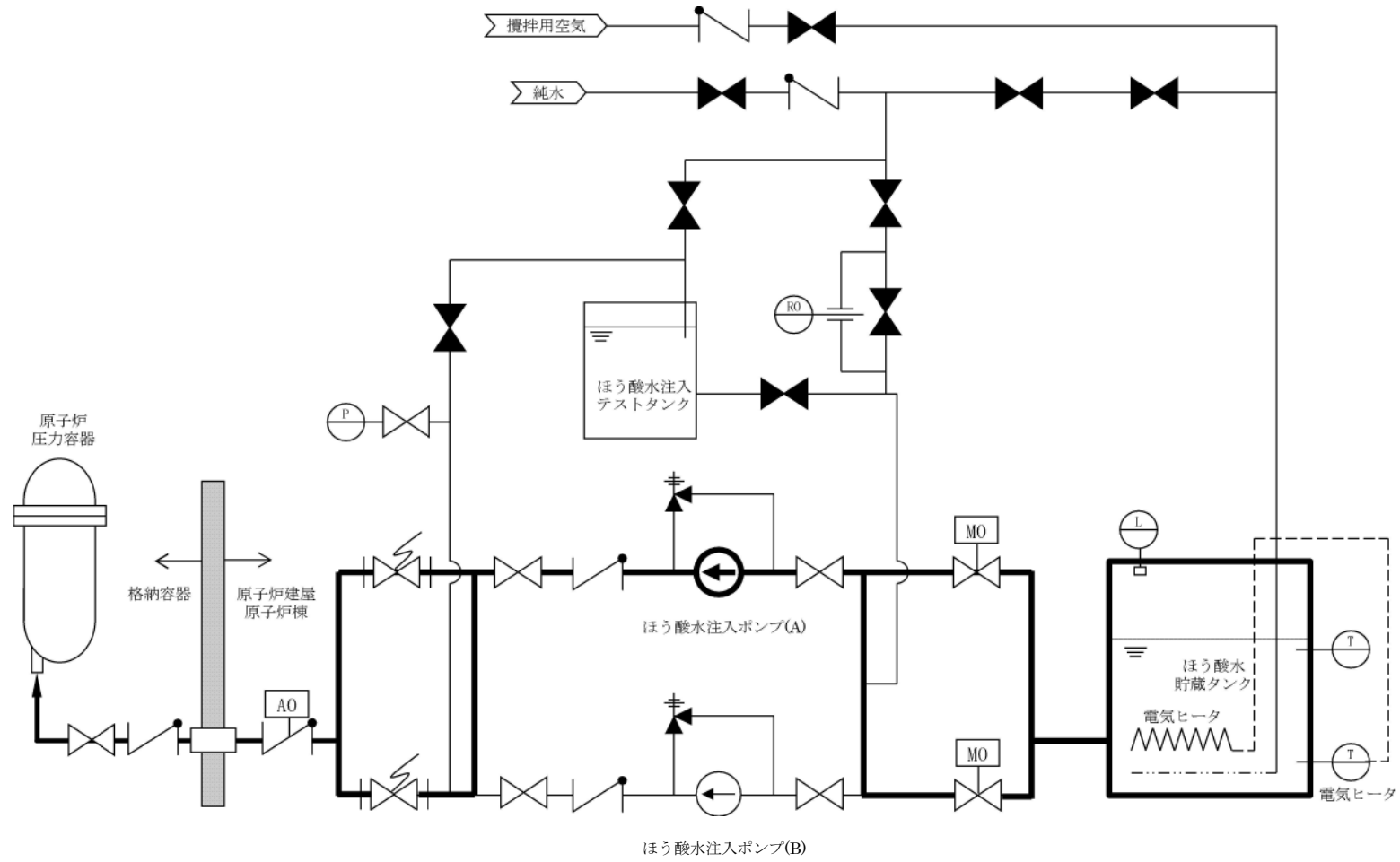
第 6.7-2 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 系統概要図

(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

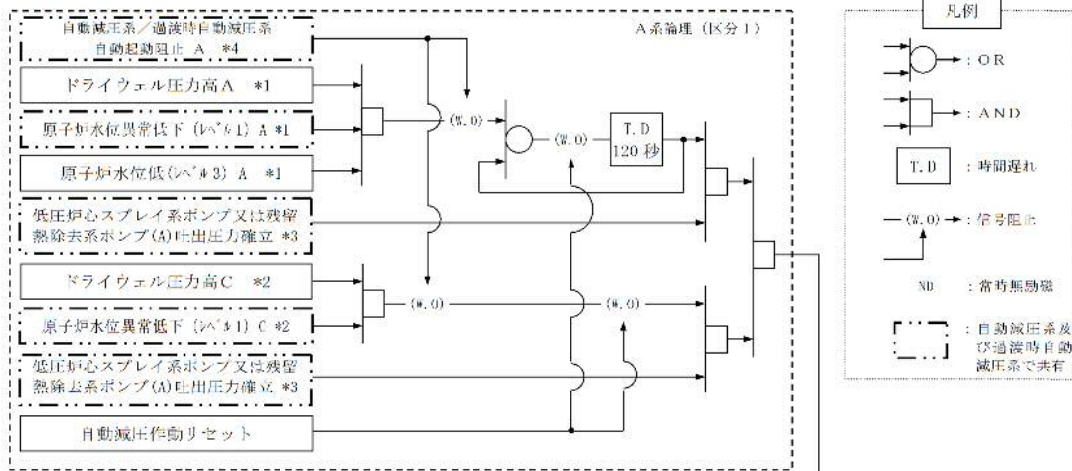
(原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制)



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

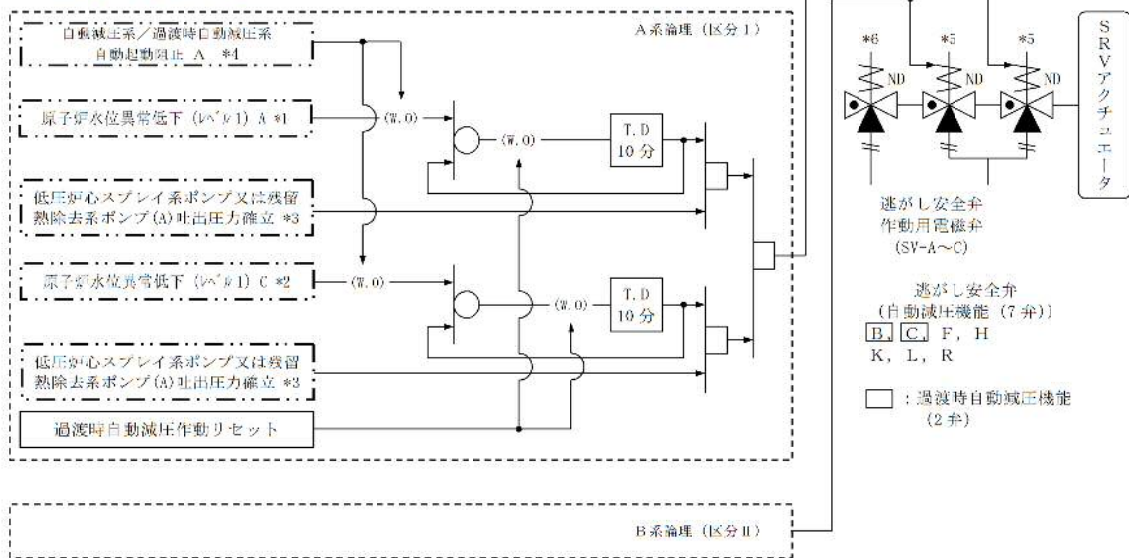
(ほう酸水注入)

自動減圧機能論理回路



B系論理 (区分Ⅱ)

過渡時自動減圧機能論理回路



- *1: B系論理回路の場合は「A」を「B」に読み替える。
- *2: B系論理回路の場合は「C」を「D」に読み替える。
- *3: B系論理回路の場合は「低圧炉心スプレイ系ポンプ又は残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力確立」を「残留熱除去系ポンプ(B)又は(C)吐出圧力確立」に読み替える。
- *4: 自動減圧系の起動阻止スイッチ
- *5: 自動減圧系用電磁弁
- *6: 逃がし安全弁用電磁弁

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）、論理回路及び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。

(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、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2個を自動停止させ、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。

(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））

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。

(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

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を2個動作させることで原子炉の自動による減圧を防止する設計とする。

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）の検出器各4個、論理回路2チャンネルで構成し、論理回路の各チャンネルは原子炉圧力高の「1 out of 2 twice」論理、又は原子炉水位異常低下（レベル2）の「1 out of 2 twice」論理の成立で自動的に作動する設計とする。

また、中央制御室のスイッチでの操作により、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。

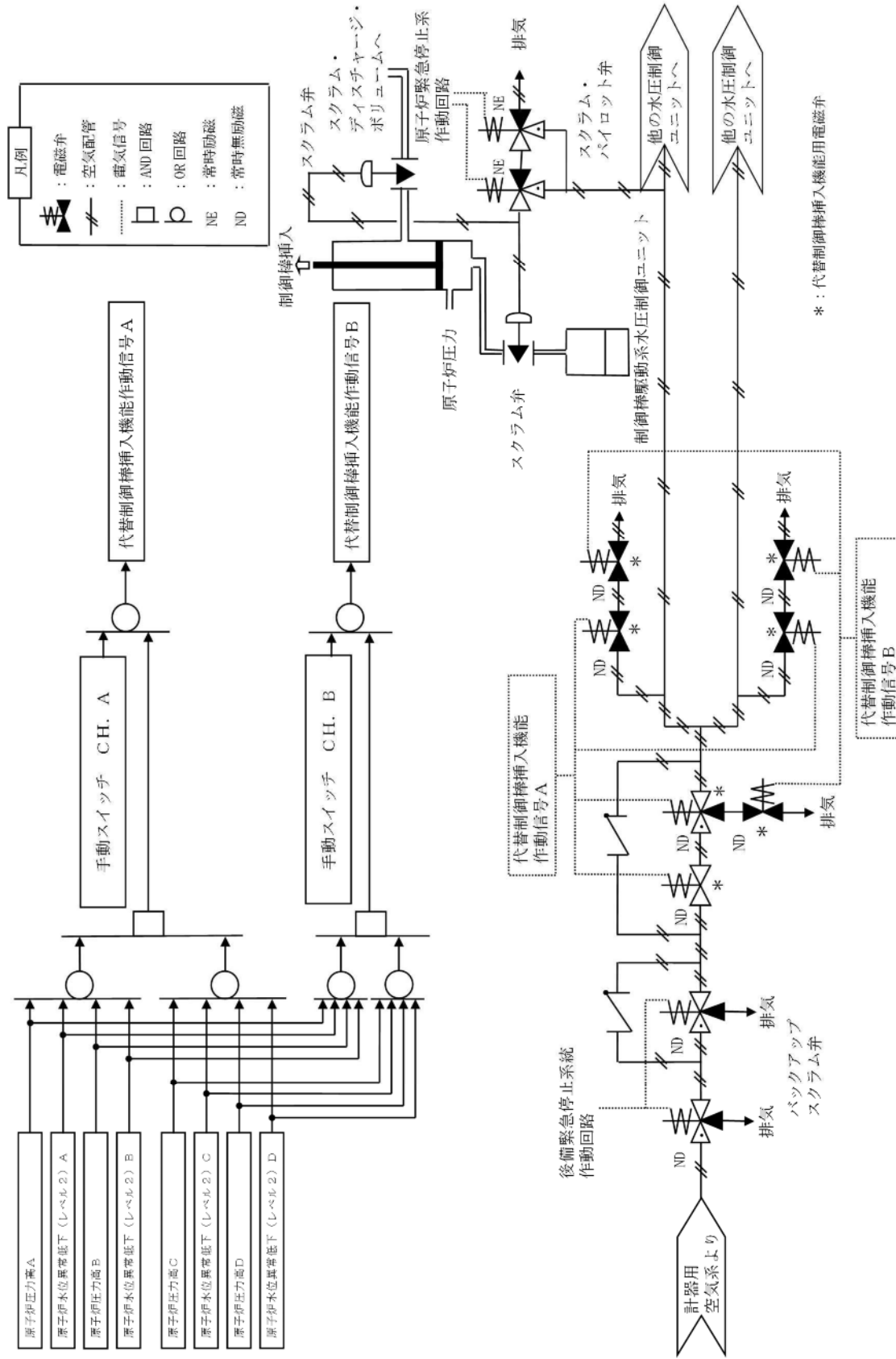
第3.1-1表 A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）に関する重大事故等
 対処設備一覧

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】 A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチ【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・弁【常設】
	注水先	—
	電源設備*1 （燃料給油設備含む）	非常用交流電源設備 2 C 非常用ディーゼル発電機【常設】 2 D 非常用ディーゼル発電機【常設】 燃料給油設備 2 C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ【常設】 2 D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 2 C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 2 D 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
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

(4) 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
取付箇所：中央制御室

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**時**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，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**時**における格納容器内**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3.1-2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
環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	設置場所である格納容器内，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環境温度，環境圧力，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	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，原子炉建屋付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）の検出器各4個，論理回路2チャンネルで構成し，論理回路の各チャンネルは原子炉圧力高の「1 out of 2 twice」論理，又は原子炉水位異常低下（レベル2）の「1 out of 2 twice」論理の成立で自動的に作動する設計とする。

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。

中央制御室の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, 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。

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

(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。

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）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、スイッチによる電磁弁の開閉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。

第3.1-4表 代替制御棒挿入機能及びA T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動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	校正及び設定値確認 論理回路確認 電磁弁の開閉動作確認

(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
	外観検査	制御棒外観

(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、重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

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、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, 検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで, 原子炉緊急停止系の検出器からスクラム・パイロット弁に対して独立した構成とし, 配線用遮断器及びヒューズで電氣的に分離することで, 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, 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。

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, 設計基準事故対処設備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で, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(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、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、操作不要な設計とする。

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。

緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備として使用する代替制御棒挿入機能は、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）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。また、スクラム不作動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し、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。

制御棒駆動系水圧制御ユニットは、設計基準事故対処設備としての仕様が重大事故等時において、原子炉を未臨界にするために必要な制御棒を全挿入することが可能な駆動水を有する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。

(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。

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，独立した盤として異なる区画に設置することで，共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

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の検出器からスクラム・パイロット弁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。

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、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。

(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）の検出器各4個、論理回路4チャンネルで構成し、論理回路の各チャンネルは原子炉圧力高の「1 out of 2 twice」論理、又は原子炉水位異常低下（レベル2）の「1 out of 2 twice」論理の成立で自動的に作動する設計とする。

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】 原子炉再循環ポンプ遮断器手動スイッチ 低速度用電源装置遮断器手動スイッチ
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	—
	注水先	—
	電源設備*1 （燃料給油設備含む）	非常用交流電源設備 2 C 非常用ディーゼル発電機【常設】 2 D 非常用ディーゼル発電機【常設】 燃料給油設備 2 C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ【常設】 2 D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 2 C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 2 D 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。

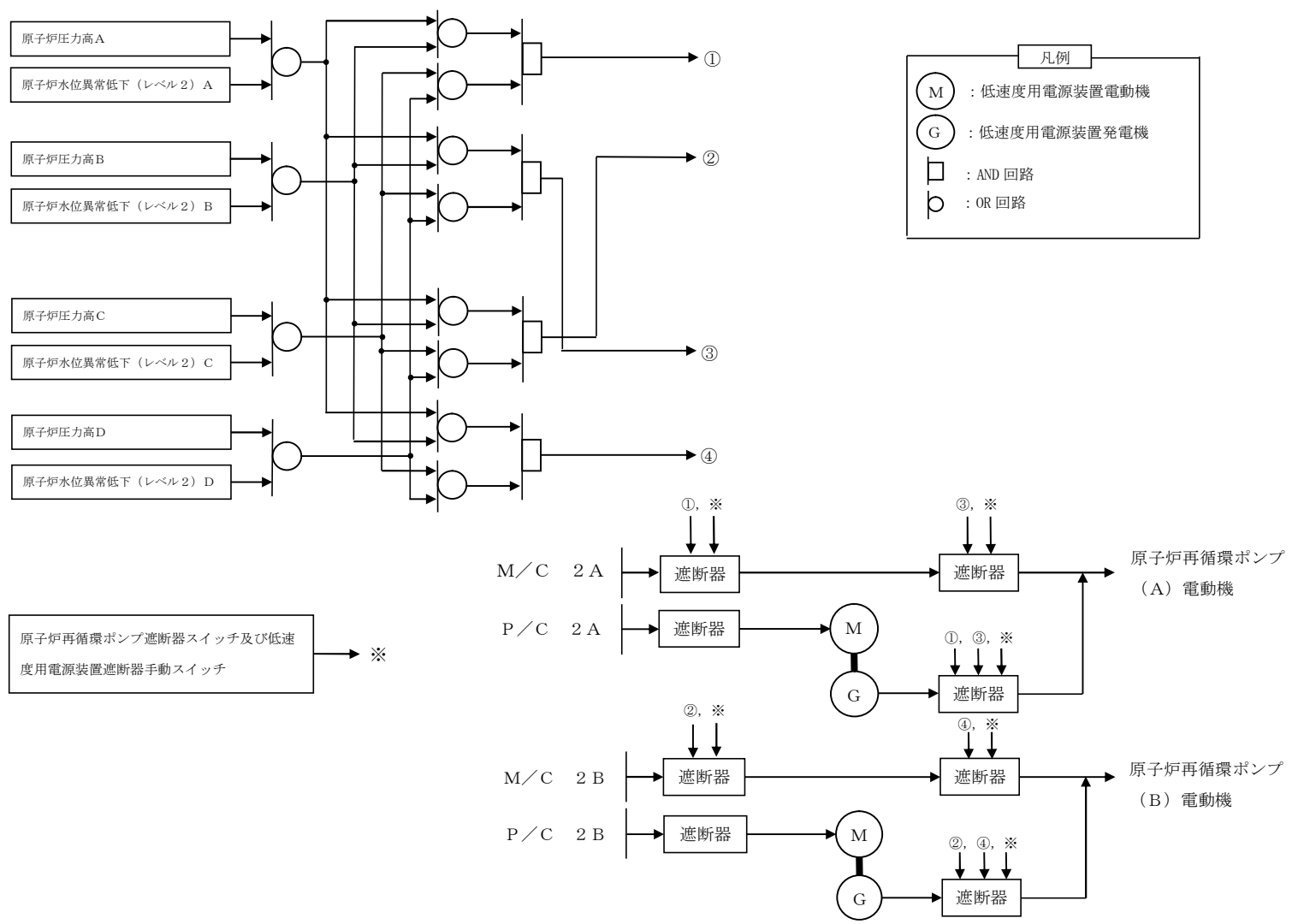
*2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるための操作に必要な計装設備。なお、計装制御設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

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
環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	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環境温度、環境圧力、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	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）の検出器各4個，論理回路4チャンネルで構成し，論理回路の各チャンネルは原子炉圧力高の「1 out of 2 twice」論理，又は原子炉水位異常低下（レベル2）の「1 out of 2 twice」論理の成立で自動的に作動する設計とする。

原子炉再循環ポンプ遮断器手動スイッチは，中央制御室のスイッチにより操作が可能な設計とする。

低速度電源装置遮断器手動スイッチは，中央制御室のスイッチにより操作が可能な設計とする。

中央制御室の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，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
低速度用電源装置遮断器	入／切	スイッチ操作	中央制御室

(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。

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ができる設計とする。

原子炉再循環ポンプ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。

低速度用電源装置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。

第3.1-10表 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能, 原子炉再循環ポンプ遮断器手動スイッチ及び低速度用電源装置遮断器手動スイッチ
の試験・検査

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

(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, 重大事故等時において, 他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

(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は、検出器から原子炉再循環ポンプ遮断器及び低速度用電源装置遮断器まで、原子炉緊急停止系の検出器からスクラム・パイロット弁に対して独立した構成とし、配線用遮断器及びヒューズで電氣的に分離することで、原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計する。また、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。

(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。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	原子炉建屋付属棟地下1階 原子炉建屋付属棟地下2階	中央制御室
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。

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代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、重大事故等において、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個を自動停止する設計とする。

(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。

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、独立した盤として異なる区画に設置することで、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。

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低速度用電源装置遮断器まで原子炉緊急停止系の検出器からスクラム・パイロット弁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。

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。

(44-8-1～10)

3.1.2.3 ほう酸水注入系

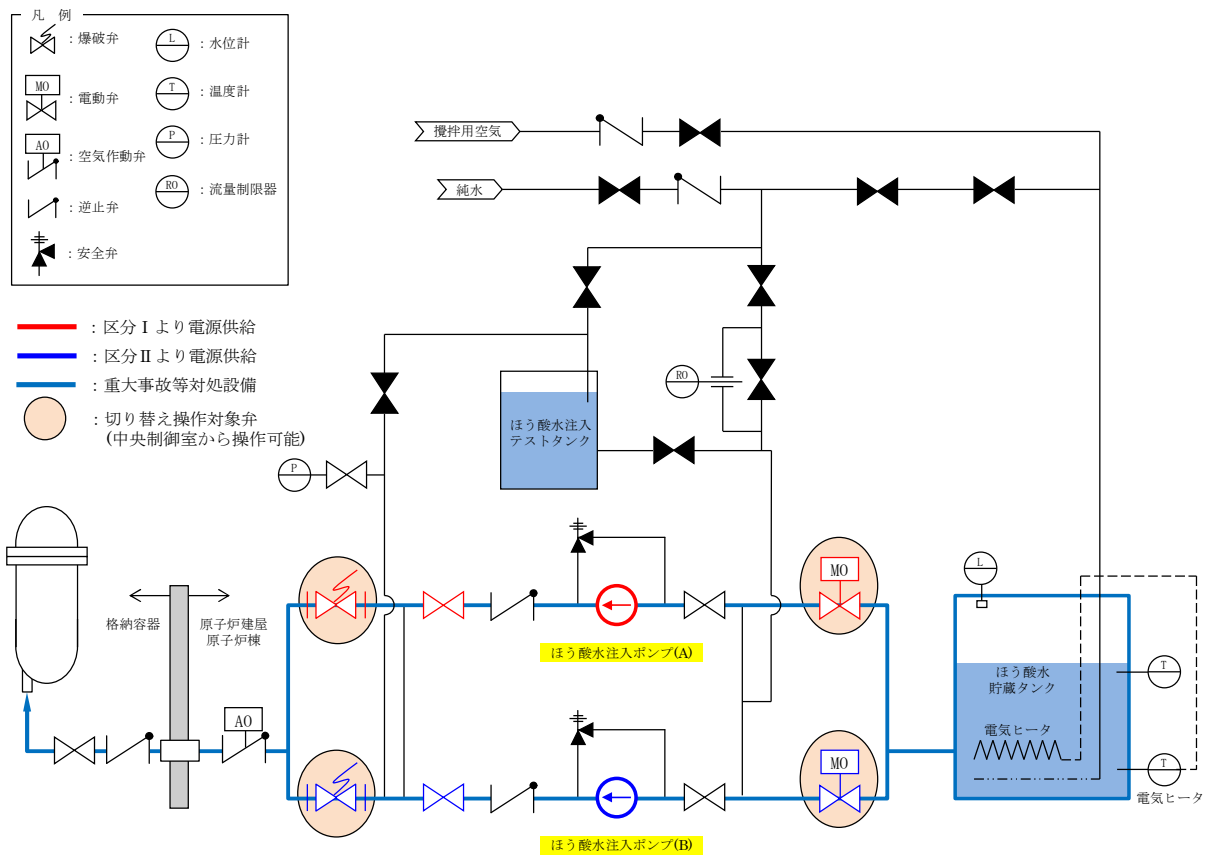
3.1.2.3.1 設備概要

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 (燃料給油設備含む)	非常用交流電源設備 2C 非常用ディーゼル発電機【常設】 2D 非常用ディーゼル発電機【常設】 燃料給油設備 2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ【常設】 2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 2D 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】
	計装設備(補助)*3	ほう酸水注入ポンプ吐出圧力

*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：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

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

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

(2) ほう酸水貯蔵タンク

種 類：円筒縦型

容 量：19.5m³

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。

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。

(44-3-4, 5)

第3.1-13表 想定する環境条件

環境条件	対応
環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	設置場所である原子炉建屋原子炉棟で想定される環境温度，環境圧力，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	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。

(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
停止中	機能・性能検査	運転性能の確認 漏えいの確認 ほう酸質量の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ部品の表面状態を試験及び目視により確認
	外観検査	タンク外観
運転中	機能・性能検査	運転性能の確認 漏えいの確認 ほう酸質量の確認

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、**外観**検査として、タンク本体外観に傷や漏えい痕がないことについてほう酸水貯蔵タンク外表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。

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**の運転中又は**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。

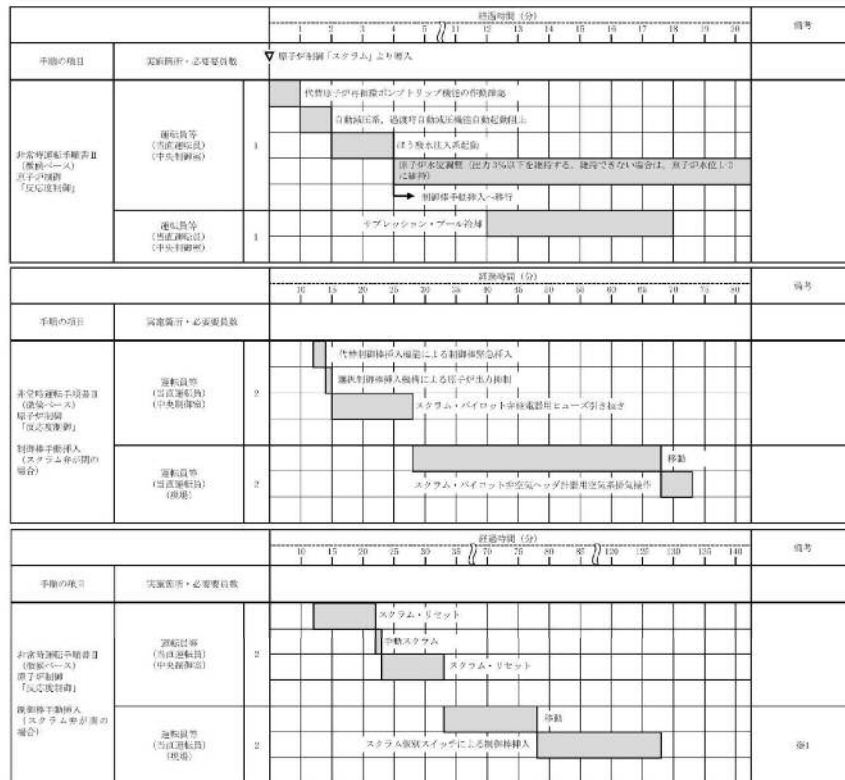
ほう酸水注入系は、本来の用途である原子炉へのほう酸水注入以外の用途として使用することはない。

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分以内となる。

(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替えることが可能な設計とする。

切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、制御棒自動挿入又は制御棒駆動水圧系引抜配管ベ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。

ほう酸水注入系に使用するほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵

タンクは、設計基準事故対処設備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で、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。

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。

(44-3-4, 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、設計基準事故対処設備の容量等の仕様が、重大事故等時において、発電用原子炉を未臨界にするために必要な負の反応度添加率を確保するための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。

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。

ほう酸水貯蔵タンク容量は、原子炉を未臨界にするために必要なほう酸水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以上の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，制御棒駆動系水圧制御ユニットと異なる駆動源を用い，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付属棟地下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

原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、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

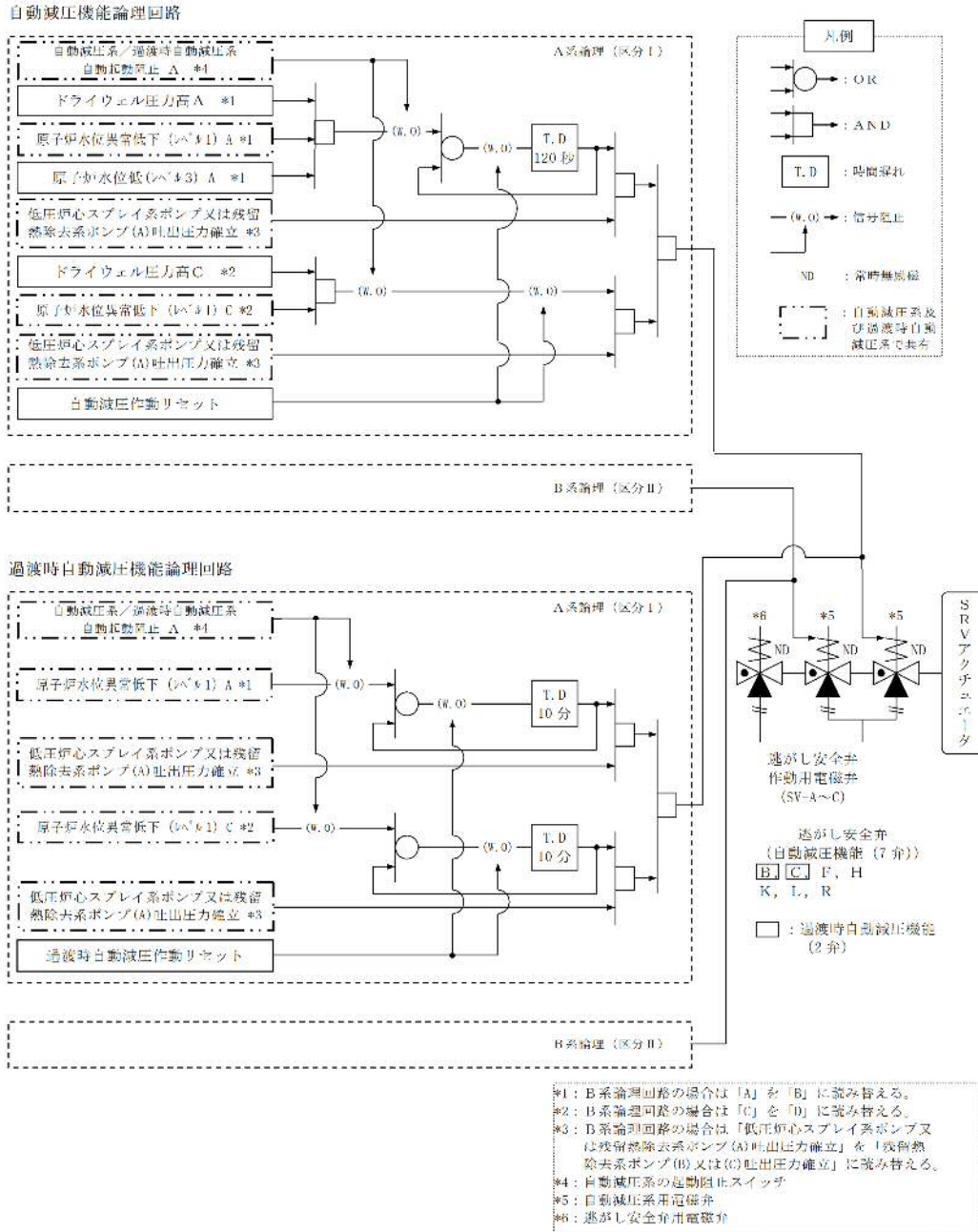
設備区分		設備名
主要設備		自動減圧系の起動阻止スイッチ【常設】
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	—
	注水先	—
	電源設備*1 (燃料給油 設備含む)	非常用交流電源設備 2C 非常用ディーゼル発電機【常設】 2D 非常用ディーゼル発電機【常設】 燃料給油設備 2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ【常設】 2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】
	計装設備*2	—

*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
環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	設置場所である中央制御室で想定される環境温度，環境圧力，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。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) 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、設計基準事故対処施設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。

3.2 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】

基準適合への対応状況

5.7 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

5.7.1 概要

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するための重大事故等対処設備を設置する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の系統概要図を第 5.7-1 図から第 5.7-4 図に示す。

5.7.2 設計方針

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、原子炉を冷却するための設備として重大事故等対処設備（高圧代替注水系による原子炉注水、全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水、全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水並びに監視及び制御）を設ける。

また、原子炉への高圧注水機能が喪失し、原子炉水位を維持できない場合の事象進展抑制のため、重大事故等対処設備（ほう酸水注入系による原子炉注水）を設ける。

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

a. 高圧代替注水系による原子炉注水

(a) 中央制御室からの高圧代替注水系起動

原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプの故障により原子炉への注水機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（中央制御室からの高圧代替注水系起動）として高圧代替注水系の常設高圧代替注水系ポンプ及びサブプレッション・プールを使用する。

サブプレッション・プールを水源とする常設高圧代替注水系ポンプは、原子炉隔離時冷却系を介して原子炉へ注水できる設計とする。常設高圧代替注水系ポンプは蒸気タービン駆動のポンプとし、原子炉で発生する主蒸気系からの蒸気にて駆動できる設計とする。

高圧代替注水系は、蒸気系の流路として主蒸気系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系の配管及び弁を使用する設計とする。

高圧代替注水系は、注水系の流路として高圧炉心スプレイ系、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系の配管及び弁を使用する設計とする。

高圧代替注水系の電動弁の電源は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置、可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車又は常設代替直流電源設備である緊急用直流 125V 系蓄電池から給電できる設計とする。

常設高圧代替注水系ポンプは、中央制御室からの遠隔操作により起動可能な設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 常設高圧代替注水系ポンプ
- ・ サプレッション・プール（9.12 重大事故等の収束に必要となる

水の供給設備)

- ・ 常設代替高圧電源装置 (10.2 代替電源設備)
- ・ 可搬型代替低圧電源車 (10.2 代替電源設備)
- ・ 緊急用直流 125V 系蓄電池 (10.2 代替電源設備)

その他, 設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。

(2) サポート系故障時に用いる設備

a. 全交流動力電源喪失及び所内常設直流電源喪失時の原子炉注水

(a) 中央制御室からの高圧代替注水系起動

全交流動力電源喪失及び所内常設直流電源系統の喪失により原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレー系による原子炉注水ができない場合の重大事故等対処設備 (中央制御室からの高圧代替注水系起動) は, 「5.7.2 (1) a. (a) 中央制御室からの高圧代替注水系起動」と同じである。

(b) 現場での人力操作による高圧代替注水系起動

原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレー系ポンプの故障等により原子炉への注水機能が喪失し, かつ中央制御室から高圧代替注水系を起動できない場合の重大事故等対処設備 (現場での人力操作による高圧代替注水系起動) として常設高圧代替注水系ポンプ及びサプレッション・プールを使用する。

常設高圧代替注水系ポンプは, 蒸気タービン駆動ポンプとし, 原子炉で発生する主蒸気系からの蒸気にて駆動できる設計とする。

流路については, 「(a) 中央制御室からの高圧代替注水系起動」と同じである。

常設高圧代替注水系ポンプは、高圧代替注水系の高圧代替注水系タービン止め弁を現場において人力で開操作することにより蒸気タービンに蒸気を供給し、ポンプの起動が可能な設計とする。また、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたって運転が継続できる設計とする。高圧代替注水系タービン止め弁は、現場での人力操作が容易に行える設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 常設高圧代替注水系ポンプ
- ・ 高圧代替注水系タービン止め弁
- ・ サプレッション・プール（9.12 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）

その他、設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。

b. 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧

(a) 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

全交流動力電源が喪失し、所内常設直流電源設備による給電中に蓄電池が枯渇した場合を想定した重大事故等対処設備（代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電）として常設代替交流電源設備の常設代替高圧電源装置、原子炉隔離時冷却系ポンプ及びサプレッション・プールを使用する。

常設代替高圧電源装置が使用できない場合は、可搬型代替交流電源設備の可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を使用し原子炉隔離時冷却系を復旧することで、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧が可能

な設計とする。また、原子炉隔離時冷却系ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間、運転継続できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ（5.3 原子炉隔離時冷却系）
- ・サプレッション・プール（9.12 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）
- ・常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替低圧電源車（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型整流器（10.2 代替電源設備）

その他、設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。

(b) 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

全交流動力電源が喪失し、所内常設直流電源設備による給電中に蓄電池が枯渇した場合を想定した重大事故等対処設備（代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電）として常設代替直流電源設備の緊急用直流 125V 系蓄電池、原子炉隔離時冷却系ポンプ及びサプレッション・プールを使用する。緊急用直流 125V 系蓄電池が使用できない場合は、可搬型代替交流電源設備の可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を使用し原子炉隔離時冷却系を復旧することで、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧が可能な設計とする。また、原子炉隔離時冷却系ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉への注水手段が整うまでの間、運転継続できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ（5.3 原子炉隔離時冷却系）

- ・サブプレッション・プール（9.12 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備）
- ・常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替低圧電源車（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型整流器（10.2 代替電源設備）

その他，設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。

(3) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水又は高圧炉心スプレイ系による原子炉注水

a. 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水

設計基準事故等対処設備である原子炉隔離時冷却系が健全な場合の重大事故等対処設備（原子炉隔離時冷却系による原子炉注水）として原子炉隔離時冷却系ポンプ及びサブプレッション・プールを使用する。

サブプレッション・プールを水源とする原子炉隔離時冷却系ポンプは，原子炉隔離時冷却系を介して原子炉へ注水できる設計とする。原子炉隔離時冷却系ポンプは，蒸気タービン駆動のポンプを原子炉圧力容器で発生する蒸気にて駆動できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ（5.3 原子炉隔離時冷却系）
- ・サブプレッション・プール（9.12 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備）

その他，設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。

b. 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水

設計基準事故等対処設備である高圧炉心スプレイ系が健全な場合の重大事故等対処設備（高圧炉心スプレイ系による原子炉注水）として高圧炉心スプレイ系ポンプ，サブプレッション・プール及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を使用する。

サブプレッション・プールを水源とする高圧炉心スプレイ系ポンプは，高圧炉心スプレイ系を介して原子炉へ注水できる設計とする。

高圧炉心スプレイ系ポンプは，非常用交流電源設備の高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から給電できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・高圧炉心スプレイ系ポンプ（5.2 非常用炉心冷却系）
- ・サブプレッション・プール（9.12 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備）
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（10.2 代替電源設備）

その他，設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。

(4) 監視及び制御に用いる設備

a. 監視及び制御

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態では原子炉を冷却する場合に監視及び制御に使用する重大事故等対処設備（監視及び制御）として原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（S A広帯域），原子炉水位（S A燃料域），原子炉圧力，原子炉圧力（S A），高圧代替注水系系統流量及びサブプレッション・プール水位を使用する。

原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉水位（S A広

帯域) 及び原子炉水位 (S A燃料域) は、原子炉の保有水量を監視又は推定できる設計とする。

原子炉圧力及び原子炉圧力 (S A) は、原子炉圧力を監視又は推定できる設計とする。

高圧代替注水系系統流量及びサブプレッション・プール水位は、原子炉へ注水するための常設高圧代替注水系ポンプの作動状況を確認できる設計とする。

具体的なパラメータは、以下のとおりとする。

- ・原子炉水位 (広帯域) (6.4 計装設備 (重大事故等対処設備))
- ・原子炉水位 (燃料域) (6.4 計装設備 (重大事故等対処設備))
- ・原子炉水位 (S A広帯域) (6.4 計装設備 (重大事故等対処設備))
- ・原子炉水位 (S A燃料域) (6.4 計装設備 (重大事故等対処設備))
- ・サブプレッション・プール水位 (6.4 計装設備 (重大事故等対処設備))
- ・原子炉圧力 (6.4 計装設備 (重大事故等対処設備))
- ・原子炉圧力 (S A) (6.4 計装設備 (重大事故等対処設備))
- ・高圧代替注水系系統流量 (6.4 計装設備 (重大事故等対処設備))

(5) 事象進展抑制のために用いる設備

a. ほう酸水注入系による原子炉注水

常設高圧代替注水系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプの故障等により原子炉への高圧注水機能が喪失し、原子炉水位を維持できない場合の事象進展抑制のため、重大事故等対処設備 (ほう酸水注入系による原子炉注水) として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は、ほう酸水注入系統を介してほう酸水貯蔵タンクの水を原子炉に注水することで、重大事故等の進展を抑制できる設計とする。

ほう酸水注入系による原子炉注水については、「6.8 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」に示す。

原子炉隔離時冷却系ポンプ及び、高圧炉心スプレイ系ポンプは、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、多様性及び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」のうち多様性及び位置的分散の設計方針は適用しない。

サプレッション・プールについては、「9.12 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」に示す。

原子炉圧力容器については、「3.5 原子炉圧力容器」に示す。

常設代替高圧電源装置、可搬型代替低圧電源車、緊急用直流 125V 系蓄電池、可搬型代替低圧電源車、可搬型整流器、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリについては、「10.2 代替電源設備」に示す。

原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S A 広帯域）、原子炉水位（S A 燃料域）、原子炉圧力、原子炉圧力（S A）、高圧代替注水系系統流量及びサプレッション・プール水位は、「6.4 計装設備（重大事故等対処設備）」に示す。

原子炉隔離時冷却系ポンプについては、「5.3 原子炉隔離時冷却系」

に示す。

高圧炉心スプレイ系ポンプについては、「5.2 非常用炉心冷却系」に示す。

5.7.2.1 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。

常設高圧代替注水系ポンプは，蒸気タービン駆動とすることで，電動機駆動による高圧炉心スプレイ系ポンプに対し多様性を有する設計とする。

高圧代替注水系タービン止め弁は，高圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう常設高圧代替電源装置，可搬型代替低圧電源車又は緊急用直流 125V 系蓄電池から給電できる多様性を有する設計とする。また，中央制御室からの遠隔操作ができない場合であっても，弁駆動部にハンドルを設け現場での人力操作を可能とすることで，電動駆動に対し多様性を有する設計とする。

常設高圧代替注水系ポンプは，原子炉建屋原子炉棟内の原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプと異なる区画に設置することで，原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプと位置的分散を図る設計とする。

高圧代替注水系による原子炉注水は，サブプレッション・プールから原子炉へ注水する原子炉隔離時冷却系配管との合流部まで，原子炉隔離時冷却系ポンプを使用する系統に対して可能な限り多様性を有する設計とする。また，サブプレッション・プールから原子炉へ注水する高圧炉心スプレイ系配管は高

圧代替注水系と異なった流路とし、高圧炉心スプレイ系ポンプを使用する系統に対して可能な限り多様性を有する設計とする。

常設高圧代替注水系ポンプのタービンを駆動させるための蒸気と原子炉隔離時冷却系ポンプのタービンを駆動させるための蒸気は、共通の配管から分岐することで可能な限り多様性を有する設計とする。

常設高圧代替注水系ポンプは、冷却を自己冷却とすることで、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプにより冷却する高圧炉心スプレイ系ポンプ及び自己冷却である原子炉隔離時冷却系ポンプに対して多様性を有する設計とする。

5.7.2.2 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。

高圧代替注水系による原子炉注水に使用する常設高圧代替注水系ポンプは、通常待機時は隔離弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプは、設計基準事故対処設備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で、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

高圧炉心スプレイ系による原子炉注水に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプは、設計基準事故対処設備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で、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.7.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

高压代替注水系による原子炉注水として使用する常設高压代替注水系ポンプは、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷を防止するために必要な原子炉注水量に対して十分なポンプ流量を確保できる設計とする。

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水として使用する原子炉隔離時冷却系ポンプは、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷を防止するために必要な原子炉注水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。

高压炉心スプレイ系による原子炉注水として使用する高压炉心スプレイ系ポンプは、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷を防止するために必要な原子炉注水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。

5.7.2.4 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。

常設高压代替注水系ポンプ、**高压代替注水系タービン止め弁**、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高压炉心スプレイ系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮した設計とする。

原子炉隔離時冷却系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、インターフェイスシステム LOCA 時に使用する設備であるため、これらの環境影響を受け
ない区画に設置するか又はこれらの事象が発生した場合の環境条件の変

化を考慮した設計とする。

常設高圧代替注水系ポンプ、高圧代替注水系タービン止め弁、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプは、中央制御室から操作が可能な設計とする。

また、中央制御室からの操作により高圧代替注水系が起動できない場合において、設置場所において人力により操作が可能な設計とする。

5.7.2.5 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。

常設高圧代替注水系ポンプ、高圧代替注水系タービン止め弁及びサブプレッション・プールを使用する常設高圧代替注水系による原子炉注水を行う系統は、重大事故等時において、通常待機時の系統から弁操作等にて速やかに系統構成できる設計とする。

常設高圧代替注水系ポンプ、高圧代替注水系タービン止め弁は、中央制御室の制御盤のスイッチにより操作が可能な設計とする。また、高圧代替注水系タービン止め弁は、設置場所にて人力により確実に操作できる設計とする。

原子炉隔離時冷却系ポンプ及びサブプレッション・プールを使用する原子炉隔離時冷却系による原子炉注水を行う系統は、重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で使用設計とする。

原子炉隔離時冷却系ポンプは、中央制御室の制御盤のスイッチにより操作が可能な設計とする。

高圧炉心スプレイ系ポンプ及びサブプレッション・プールを使用する高圧炉

心スプレイ系による原子炉注水を行う系統は、重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で使用する設計とする。

高压炉心スプレイ系ポンプは、中央制御室の制御盤のスイッチにより操作が可能な設計とする。

5.7.3 主要設備及び仕様

原子炉冷却材圧力バウンダリ高压時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要設備及び仕様を第 5.7-1 表に示す。

5.7.4 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。

高压代替注水系による原子炉注水に使用する常設高压代替注水系ポンプ及び高压代替注水系タービン止め弁は、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。

高压代替注水系タービン止め弁は、原子炉の運転中又は停止中に開閉動作確認が可能な設計とする。

常設高压代替注水系ポンプ及び高压代替注水系タービン止め弁は、原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプは、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。

原子炉隔離時冷却系ポンプは、原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

る。

高圧炉心スプレイ系による原子炉注水に使用する高圧炉心スプレイ系ポンプは、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。

高圧炉心スプレイ系ポンプは、原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

第 5.7-1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（常設）の設備仕様

(1) 常設高圧代替注水系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉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

型 式	うず巻形
個 数	1
容 量	約 136m ³ /h
全 揚 程	約 882m
最高使用圧力	10.35MPa[gage]
最高使用温度	120℃
材 料	ステンレス鋼

(2) 高圧代替注水系タービン止め弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉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

型 式	電気作動
個 数	1
最高使用圧力	8.62MPa[gage]
最高使用温度	302℃
材 料	炭素鋼

(3) 原子炉隔離時冷却系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉隔離時冷却系
- ・ 原子炉圧力バウンダリ 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溶融炉心を冷却するための設備

型 式	横置多段うず巻き形
個 数	1
容 量	約 142m ³ /h
全 揚 程	約 869m～約 186m
最高使用圧力	10.35MPa [gage]
最高使用温度	77℃
材 料	炭素鋼

(4) 高圧炉心スプレイ系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却系
- ・ 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

型 式	多段たて形式
個 数	1
容 量	約 1440t/h
全 揚 程	約 257m
最高使用圧力	10.69MPa [gage]
最高使用温度	100℃
材 料	鋳鋼

(5) サプレッション・プール

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納施設
- ・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
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・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なとなる水の供給設備

個	数	1
容	量	約 3,400m ³
最高使用圧力		0.62MPa [gage]
最高使用温度		200℃
材	料	炭素鋼

(6) 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溶融炉心を冷却するための設備

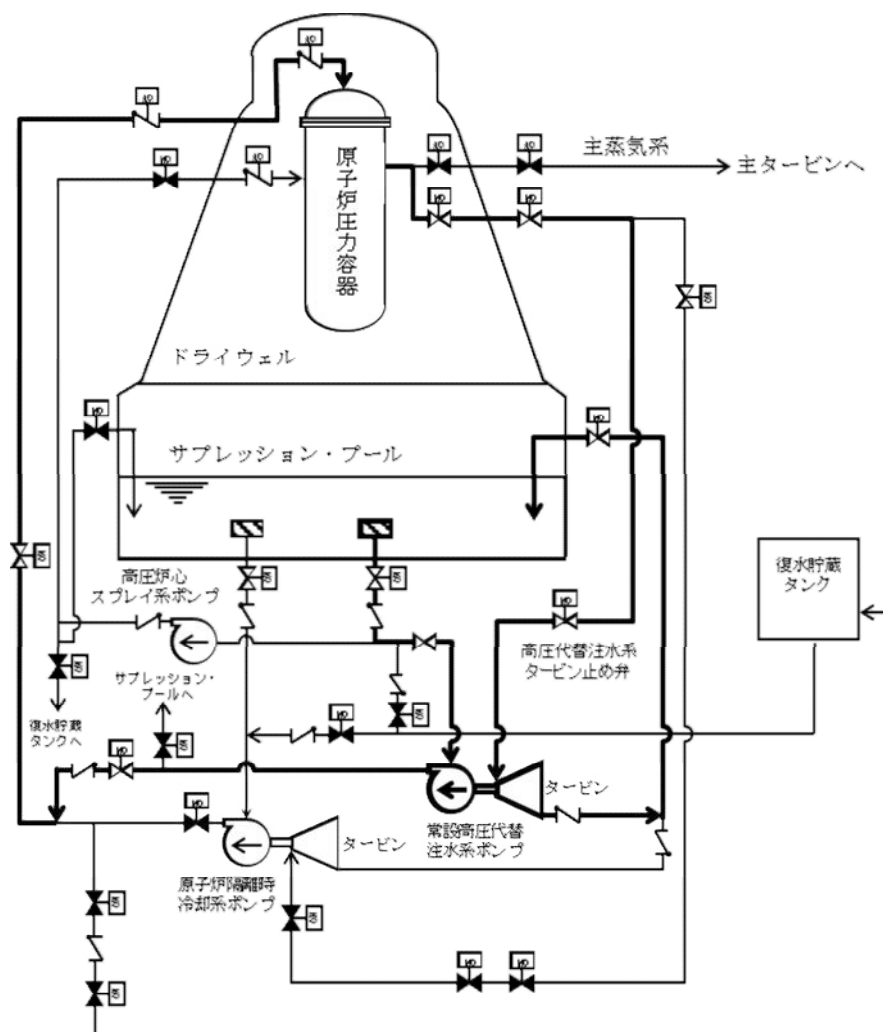
種 類	水平3連プランジャポンプ
個 数	1 (予備1)
容 量	9.78m ³ /h
全 揚 程	870m
最高使用圧力	9.66MPa [gage]
最高使用温度	66°C
材 料	ステンレス鋼

(7) ほう酸水貯蔵タンク

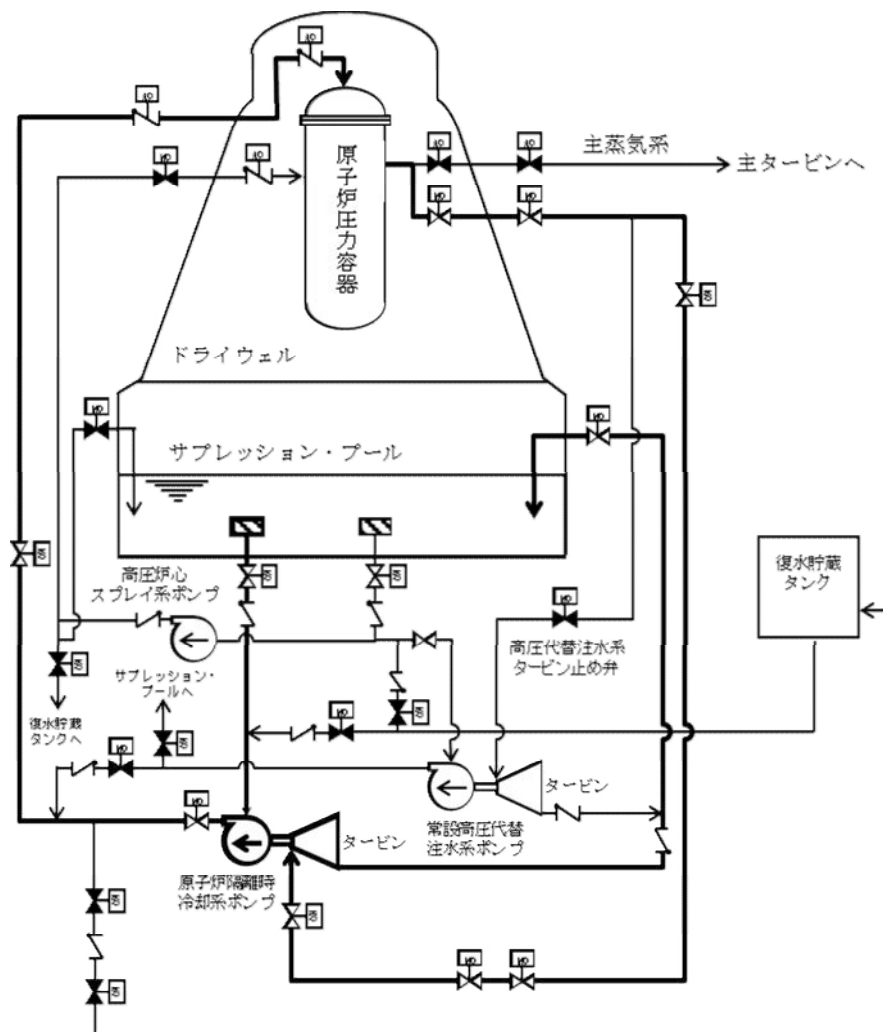
兼用する設備は以下のとおり。

- ・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溶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

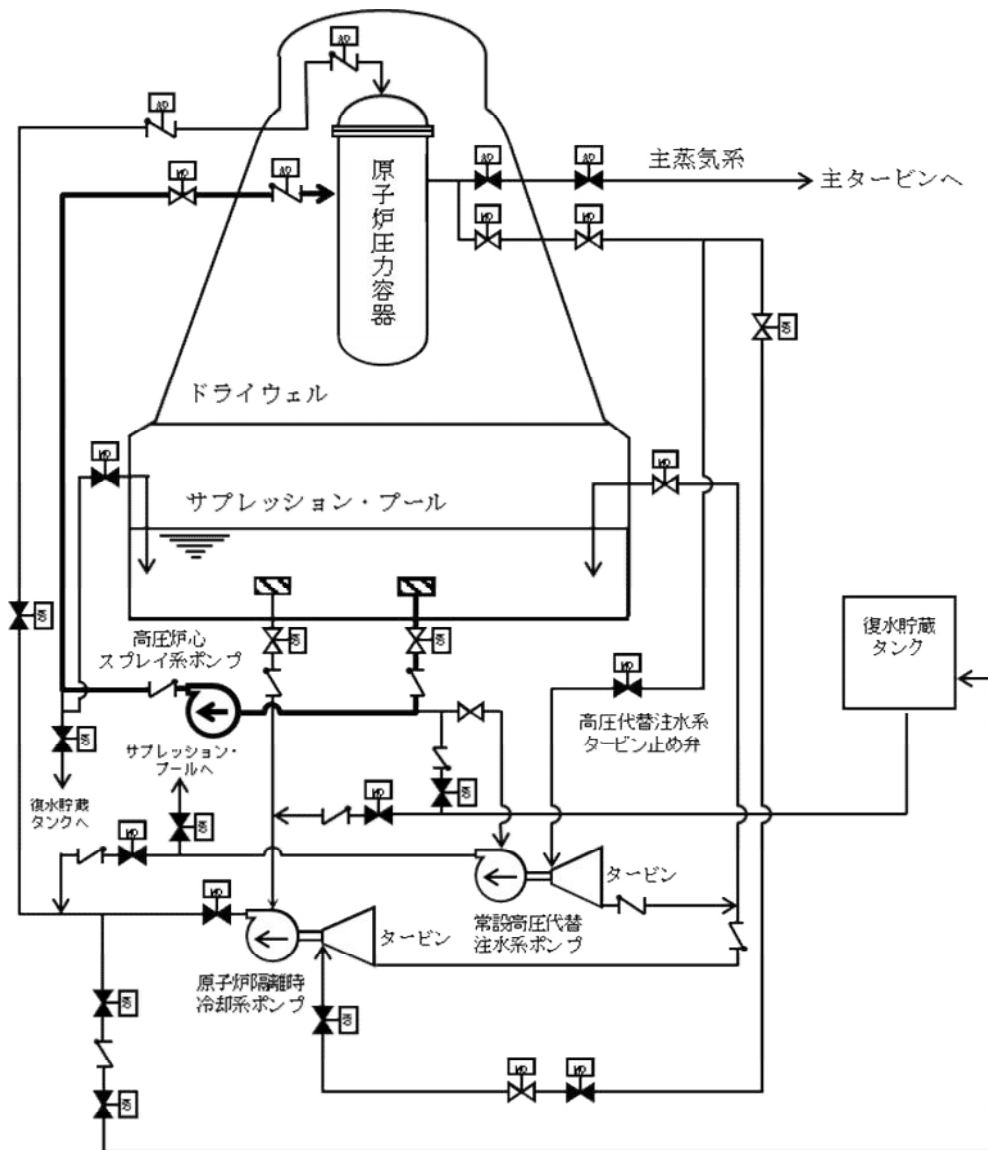
種 類	円筒縦型
個 数	1
容 量	19.5m ³
最高使用圧力	静水頭
最高使用温度	66°C
材 料	ステンレス鋼



第 5.7-1 図 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 系統概要図 (1)
(高圧代替注水系による原子炉注水)



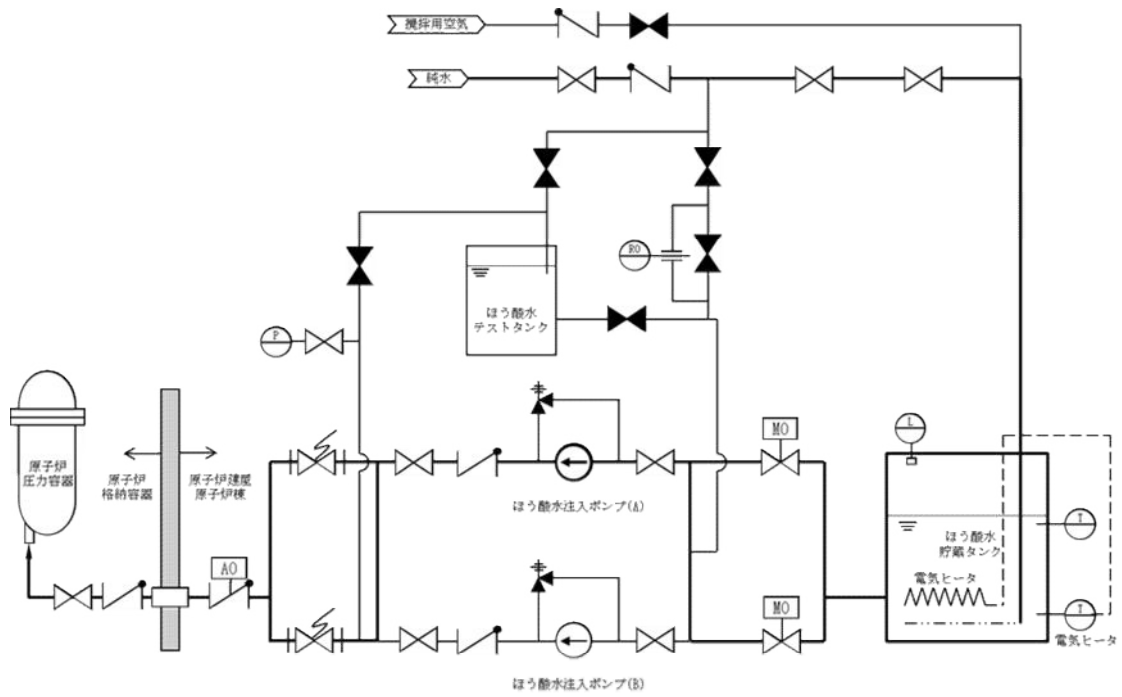
第 5.7-2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図 (2)
(原子炉隔離時冷却系による原子炉注水)



第 5.7-3 図 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

ための設備系統概要図 (3)

(高圧炉心スプレイ系による原子炉注水)



第 5.7-4 図 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

ための設備系統概要図 (4)

(ほう酸水注入系による原子炉注水)

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】

< 添付資料 目次 >

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

3.2.1 設置許可基準規則第45条への適合方針

- (1) 高圧代替注水系による原子炉注水（中央制御室からの高圧代替注水系起動）（設置許可基準規則解釈の第1項（1））
- (2) 高圧代替注水系による原子炉注水（現場手動操作による高圧代替注水系起動）（設置許可基準規則解釈の第1項（1）b）
- (3) 原子炉隔離時冷却系
- (4) 高圧炉心スプレイ系
- (5) 監視及び制御に用いる設備
 - ① 高圧代替注水系による原子炉注水
 - ② 全交流動力電源喪失及び所内常設直流電源喪失時の原子炉注水
- (6) 復旧手段の整備
 - ① 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧
- (7) ほう酸水注入系による原子炉注水
- (8) 純水系（ほう酸水注入系による原子炉注水を継続させる場合）
- (9) 制御棒駆動水圧系による原子炉注水

3.2.2 重大事故等対処設備

3.2.2.1 高圧代替注水系

3.2.2.1.1 設備概要

3.2.2.1.2 主要設備の仕様

- (1) 常設高圧代替注水系ポンプ
- (2) 高圧代替注水系タービン止め弁
- (3) サプレッション・プール

3.2.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.2.2.1.3.1 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) 切り替えの容易性（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）

3.2.2.1.3.2 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位置的分散（設置許可基準規則第43条第2項三）

3.2.2.2 高圧代替注水系の現場操作の整備

3.2.3 設計基準事故対処設備を用いた重大事故等対処設備

3.2.3.1 原子炉隔離時冷却系

3.2.3.1.1 設備概要

3.2.3.1.2 主要設備の仕様

- (1) 原子炉隔離時冷却系ポンプ
- (2) サプレッション・プール

3.2.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.2.3.2 高圧炉心スプレイ系

3.2.3.2.1 設備概要

3.2.3.2.2 主要設備の仕様

- (1) 高圧炉心スプレイ系ポンプ
- (2) サプレッション・プール

3.2.3.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

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】

【設置許可基準規則】

(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)

第四十五条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却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45条に規定する「発電用原子炉を冷却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) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器(BWRの場合)又はタービン動補助給水ポンプ(PWRの場合)(以下「RCIC等」という。)により発電用原子炉を冷却するため、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整備すること。

a) 可搬型重大事故防止設備

i) 現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリー又は窒素ボンベ等)を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし、下記(1)b)i)の人力による措置が容易に行える場合を除く。

b) 現場操作

i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期

間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。

※：原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。

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

3.2.1 設置許可基準規則第45条への適合方針

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、以下の対策及び設備を設ける。また、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が健全であれば、**重大事故防止設備**として使用する。

(1) 高圧代替注水系による原子炉注水（中央制御室からの高圧代替注水系起動）（設置許可基準規則解釈の第1項（1））

設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するために、**重大事故防止設備**として高圧代替注水系を設ける。

高圧代替注水系は、常設高圧代替注水系ポンプを用い、サブプレッション・プール又は自主対策設備である復水貯蔵タンクを水源として高圧状態の原子炉に注水し、原子炉水位を一定の範囲で維持できる設計とする。

常設高圧代替注水系ポンプは、原子炉からの蒸気で駆動可能なタービン駆動ポンプとし、弁操作により駆動タービンに蒸気を供給することで起動可能な設計とする。

また、高圧代替注水系は、全交流動力電源が喪失し、設計基準事故対処設備である所内常設直流電源である**125V系蓄電池** A系及び**125V系蓄電池** B系が喪失した場合でも、常設代替直流電源設備である**緊急用125V系蓄電池**からの給電により、常設高圧代替注水系ポンプの起動及び高圧注水が必要な期間にわたって運転継続が可能な設計とする。

これにより、高圧代替注水系は、原子炉隔離時冷却系と同等以上の原子炉の冷却効果を有する設計とする。

(2) 高圧代替注水系による原子炉注水（現場手動操作による高圧代替注水系起動）（設置許可基準規則解釈の第1項（1）b））

高圧代替注水系は、全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合でも、系統構成に必要な弁を、現場において人力で操作することにより、常設高圧代替注水系ポンプの起動及び必要な期間にわたって高圧注水を継続可能な設計とする。なお、人力による措置が容易に行えるよう、常設高圧代替注水系ポンプ駆動タービンは、機械式ガバナでタービン蒸気供給量を制御する方式とし、弁操作のみで起動、停止及び運転継続が可能な設計とする。本操作弁については手動で操作できる設計とし、共通要因によって、直流電源の弁と同時に機能を損なわないよう多様性を持たせた設計とする。

なお、人力による措置が容易に行えることから、現場での可搬型重大事故防止設備（可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等）を用いた、弁操作による高圧代替注水系の起動、十分な期間の運転継続のための可搬型重大事故防止設備等の整備は不要とするが、設置許可基準規則第57条への適合のため、可搬型代替直流電源設備による給電も可能な設計とする。

その他、設計基準事故対処設備であるが、想定される重大事故等時において健全であれば、以下の設備を重大事故等対処設備として使用する。

(3) 原子炉隔離時冷却系

原子炉隔離時冷却系は、原子炉停止後、何らかの原因で給水が停止した場

合等に、原子炉からの蒸気の一部を用いてタービン駆動ポンプを作動させ、原子炉に注水し水位を維持する設計とする。

原子炉隔離時冷却系の水源としては、通常はサプレッション・プールの水を使用するが、自主対策設備である復水貯蔵タンクの水も利用することが可能な設計とする。原子炉隔離時冷却系は中央制御室でのスイッチ操作による起動又は原子炉水位異常低下（レベル2）信号によって自動起動する設計とする。

(4) 高圧炉心スプレイ系

高圧炉心スプレイ系は、冷却材喪失事故時に、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系及び自動減圧系と連携して炉心を冷却する機能を有する設計とする。

高圧炉心スプレイ系は、原子炉水位異常低下（レベル2）信号又はドライウエル圧力高信号で作動を開始し、サプレッション・プール水又は自主対策設備である復水貯蔵タンクの水を、炉心上部に取付けられたスパージャ・ヘッドのノズルから燃料集合体上にスプレイすることによって炉心を冷却する設計とする。また、原子炉水位高信号でスプレイを自動的に停止する設計とする。

また、技術的能力審査基準への適合のため、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に、原子炉を冷却するために必要な監視及び制御の手順等として以下を整備する。

(5) 監視及び制御に用いる設備

「高圧代替注水系による原子炉注水」、 「全交流動力電源喪失時及び常設直流電源系統喪失時の原子炉注水」の場合に、原子炉を冷却するために原

子炉水位を監視又は推定する手段を整備する。

また、原子炉へ注水するための高圧代替注水系の作動状況を確認する手段及び原子炉を冷却するための原子炉水位を制御する手段を整備する。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・原子炉水位（広帯域）
- ・原子炉水位（燃料域）
- ・原子炉水位（S A広帯域）
- ・原子炉水位（S A燃料域）
- ・原子炉圧力
- ・原子炉圧力（S A）
- ・高圧代替注水系系統流量
- ・サプレッション・プール水位

なお、計装設備については、「3.15 電源設備(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。

また、「高圧代替注水系による原子炉注水」及び「全交流動力電源喪失及び所内常設直流電源喪失時の原子炉注水」手順については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準への適合状況について」の「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」の以下の項目で示す。

① 高圧代替注水系による原子炉注水

- 1.2.2 重大事故等発生時の手順 1.2.2.2 フロントライン系故障時の対応手順 (1)高圧代替注水系による原子炉注水 a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動

② 全交流動力電源喪失及び所内常設直流電源喪失時の原子炉注水

- 1.2.2 重大事故等発生時の手順 1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順 (1) 全交流動力電源喪失及び所内常設直流電源喪失時の原子炉注水 a. 中央制御室からの高圧代替注水系起動及び b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動

また、技術的能力審査基準への適合のため、復旧手段として以下を整備する。

(6) 復旧手段の整備

全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備により給電している場合は、所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に、代替交流電源設備（常設又は可搬型）又は代替交流電源設備（常設又は可搬型）により、原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する手段を整備する。

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

また、手順については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準への適合状況について」の「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」の以下の項目で示す。

① 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の復旧

- 1.2.2 重大事故等発生時の手順 1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順 (2) 復旧 a. 代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電 b. 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

また、技術的能力審査基準への適合のため、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に、重大事故等の進展抑制のための手段として以下を整備する。

(7) ほう酸水注入系による原子炉注水

高圧炉心スプレイ系，原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系により原子炉水位を維持できない場合には，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車により電源を確保し，ほう酸水貯蔵タンクを水源として，ほう酸水注入ポンプにより原子炉への注水を実施可能な設計とする。さらに，純水系を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給することで，ほう酸水注入系による原子炉注水を継続させる設計とする。なお，ほう酸水注入系については「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（設置許可基準規則第44条に対する設計方針を示す章）」で示す。

常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流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。

(45-4-3)

また，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に，重大事故等の進展抑制をするための自主対策設備として以下を整備する。

(8) 純水系（ほう酸水注入系による原子炉注水を継続させる場合）

純水系を水源としてほう酸水貯蔵タンクに補給する設計とする。ほう酸水貯蔵タンクへの補給に使用する純水系は耐震SクラスではなくS_s機能維持

を担保できないが、使用可能であれば、ほう酸水貯蔵タンクに純水を補給することができ、ほう酸水注入系による原子炉への注水を継続することが可能となることから、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展を抑制する手段として有効である。

(9) 制御棒駆動水圧系による原子炉注水

原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系及び高圧代替注水系による原子炉への注水機能が喪失した場合、重大事故等の進展抑制のため、冷却水として原子炉補機冷却系を確保し、自主対策設備である復水貯蔵タンクを水源として制御棒駆動水系ポンプによる原子炉への注水を実施する。

制御棒駆動水系ポンプ原子炉を冷却するには十分な注水量を確保できない。また、制御棒駆動水ポンプ等は耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時における重大事故等の進展抑制のための手段として有効である。

3.2.2 重大事故等対処設備

3.2.2.1 高圧代替注水系

3.2.2.1.1 設備概要

高圧代替注水系は、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系の有する原子炉の冷却機能が喪失した場合に、この機能を代替し、炉心の著しい損傷を防止するため原子炉を冷却すること及び原子炉水位を維持することを目的として設置するものである。

高圧代替注水系は、ポンプ1個（蒸気タービン駆動）、電源設備（常設代替直流電源設備又は可搬型代替交流電源設備）、水源であるサブプレッション・プール、注水流路である高圧炉心スプレイ系及び高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系、蒸气流路である原子炉隔離時冷却系及び主蒸気系、高圧代替注水系配管・弁、注水先である原子炉圧力容器等から構成される。

高圧代替注水系の系統概要図を第3.2-1図に重大事故等対処設備一覧を第3.2-1表に示す。

高圧代替注水系は、全交流動力電源が喪失し、設計基準事故対処設備である所内常設直流電源系統が喪失した場合でも、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車、常設代替直流電源設備である緊急用125V系蓄電池から給電し、中央制御室からのスイッチ操作によって、サブプレッション・プールを水源として、原子炉隔離時冷却系を介して原子炉へ注水可能な設計とする。また、常設代替直流電源設備が機能しない場合でも、現場での高圧代替注水系タービン止め弁の人力による操作により、高圧注水系が必要な期間にわたって運転を継続できる設計とする。

常設高圧代替注水系ポンプ駆動タービンへの蒸気供給ラインは、原子炉隔離時冷却系の蒸気供給ラインから分岐し、高圧代替注水系タービン止め弁の

開操作により，常設高圧代替注水系ポンプ駆動タービンに蒸気を導く設計とする。

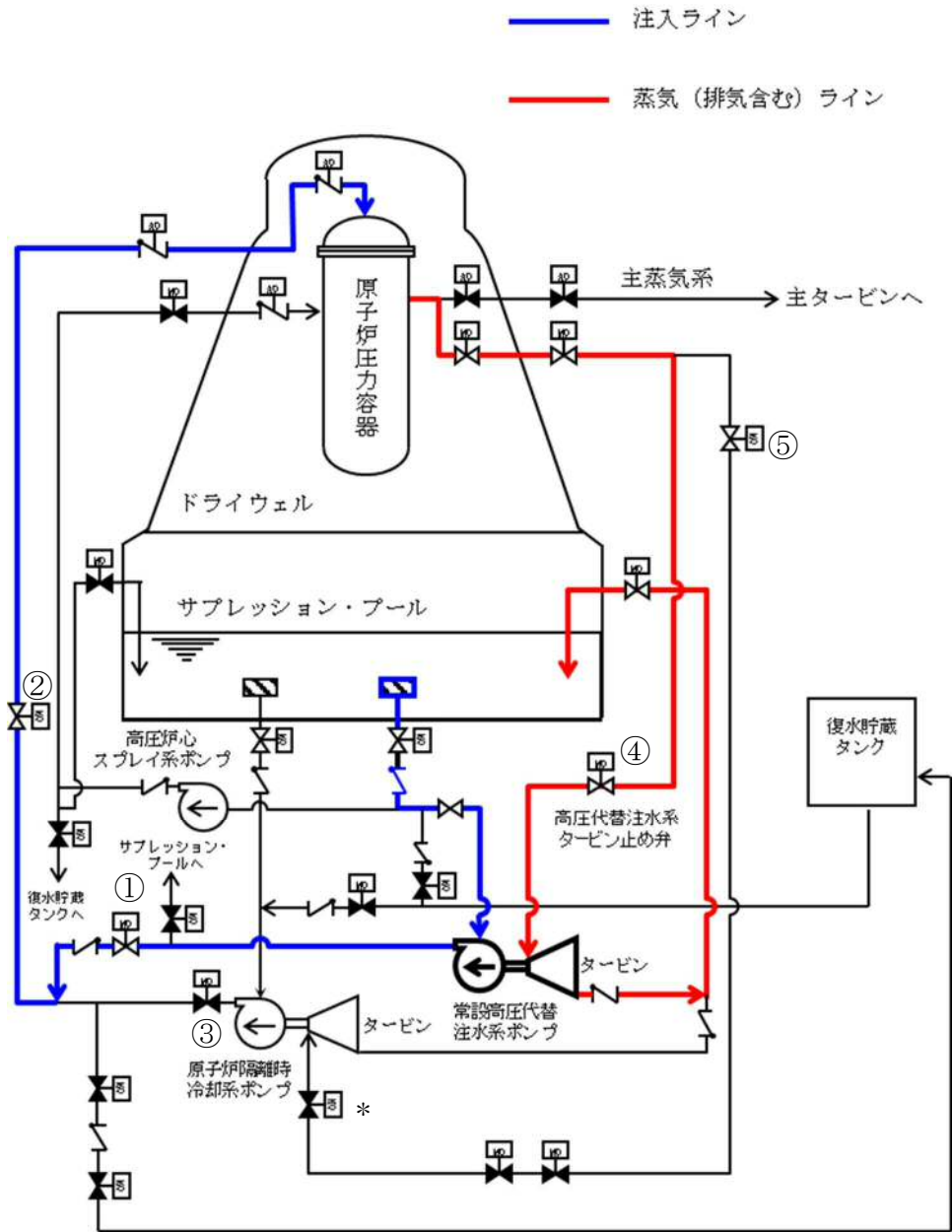
常設高圧代替注水系ポンプ駆動タービンの排気は，原子炉隔離時冷却系タービン排気ラインに合流し，サブプレッション・プールへ放出する設計とする。

常設高圧代替注水系ポンプの吸込ラインは，サブプレッション・プールを水源とする高圧炉心スプレイ系から分岐してポンプに供給する設計とする。

常設高圧代替注水系ポンプの吐出ラインは，原子炉隔離時冷却系の原子炉への注水配管に接続する設計とし，吐出ラインにはサブプレッション・プールに戻るテストラインを設ける設計とする。

高圧代替注水系は，中央制御室又は現場で高圧代替注水系タービン止め弁，高圧代替注水系注入弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁の開操作をすることで運転を行う設計とする。

	弁名称
①	高压代替注水系注入弁
②	原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
③	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁
④	高压代替注水系タービン止め弁
⑤	原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁



* : Hydraulic Operated の略。
 油圧作動弁をさす。
 当該弁の詳細は補足説明資料 45-8 に示す。

第 3.2-1 図 高压代替注水系系統概要図

第 3.2-1 表 高压代替注水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		常設高圧代替注水系ポンプ【常設】 高圧代替注水系タービン止め弁【常設】
関連設備	付属設備	—
	水源*1	サプレッション・プール【常設】
	流路	蒸気系 高圧代替注水系（蒸気系）配管・弁【常設】 主蒸気系 配管・弁【常設】 原子炉隔離時冷却系（蒸気系） 配管・弁【常設】 注水系 高圧代替注水系（注水系）配管・弁【常設】 高圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ【常設】 原子炉隔離時冷却系（注水系） 配管・弁【常設】
	注水先	原子炉圧力容器【常設】
	電源設備*2 (燃料給油設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【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】 可搬型整流器【可搬】 常設代替直流電源設備 緊急用125V系蓄電池【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】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】

第3.2-1表 高圧代替注水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	高圧代替注水系系統流量【常設】 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】 サプレッション・プール水位【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。

3.2.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器仕様を以下に示す。

(1) 常設高圧代替注水系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉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
- ・格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

種 類	うず巻形
容 量	約136m ³ /h
全 揚 程	約882m
最高使用圧力	吸込側0.70MPa[gage]／吐出側10.35MPa[gage]
最高使用温度	120℃
個 数	1
取 付 箇 所	原子炉建屋原子炉棟地下2階

(2) 高圧代替注水系タービン止め弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉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

型 式	電気作動
個 数	1
最高使用圧力	8.62MPa[gage]
最高使用温度	302℃
材 質	炭素鋼

(3) 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
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の溶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

基 数	1
容 量	約3,400m ³
最高使用圧力	0.62MPa [gage]
最高使用温度	200℃
材 質	炭素鋼
取 付 箇 所	格納容器内

3.2.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.2.2.1.3.1 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。

高圧代替注水系の常設高圧代替注水系ポンプは，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の環境条件を考慮し，第3.2-2表に示す設計とする。

(45-3-1～3)

第3.2-2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合せ考慮した上で機器が損傷しない設計とする(詳細は「2.1.3耐震設計の基本方針」に示す)。
津波	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。
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。

高压代替注水系の運転のため操作が必要な機器を第3.2-3表に示す。

高压代替注水系を運転する場合は、高压代替注水系注入弁及び原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁を開にする。その後、高压代替注水系タービン止め弁を開とし、常設高压代替注水系ポンプを起動し、高压代替注水系による原子炉注水を行う。なお、R C I Cタービン止め弁が開状態から動作不能になった場合や、配管機能が喪失した場合で高压代替注水系側へ十分な蒸気供給ができない状況への対応についても、原子炉隔離時冷却系S A蒸気止め弁を閉操作することで、高压代替注水系側へ蒸気供給を行うことができる設計とする。

常設高压代替注水系ポンプは、高压代替注水系タービン止め弁を開操作することで起動し、ポンプ自体の起動操作は不要な設計とする。

高压代替注水系注入弁、原子炉隔離時冷却系S A蒸気止め弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁及び高压代替注水系タービン止め弁の操作は、いずれも中央制御室のスイッチにより操作可能な設計とする。

中央制御室に設置する操作盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作・監視性・識別性を考慮しており、また、十分な操作空間を確保することで確実に操作できる設計とする。

電源喪失により中央制御室からの電動弁の遠隔操作ができない場合であっても、高压代替注水系注入弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁、高压代替注水系タービン止め弁を現場で人力により手動操作することで常設高压代替注水系の運転が可能な設計とする。

弁の現場操作を可能とするため、操作弁駆動部には手動ハンドルを設け、想定される重大事故等が発生した場合の設置場所である原子炉建屋原子炉棟内の環境条件(被ばく影響等)を考慮の上、設置場所に十分な操作空間を確保し、確実に操作可能な設計とする。

第3.2-3表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
高圧代替注水系注入弁	全閉→全開	中央制御室	スイッチ
		原子炉建屋原子炉棟地下2階	手動操作
原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	全閉→全開	中央制御室	スイッチ
		原子炉建屋原子炉棟4階	手動操作
高圧代替注水系タービン止め弁	全閉→全開	中央制御室	スイッチ
		原子炉建屋原子炉棟地下1階	手動操作
原子炉隔離時冷却系 SA蒸気止め弁*	全開→全閉	中央制御室	スイッチ
		原子炉建屋原子炉棟2階	手動操作

* 原子炉隔離時冷却系を運転中にR C I C蒸気供給弁が開状態から作動不能となった場合や原子炉隔離時冷却系配管が機能喪失した場合に操作を行う。

(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。

高圧代替注水系は第3.2-4表に示すように、原子炉の運転中に機能・性能検査を及び弁動作確認を、また、原子炉停止中に機能・性能検査、弁動作確認及び分解検査が可能な設計とする。

常設高圧代替注水系ポンプは、原子炉停止中に、分解検査としてケー

シングカバー及びタービンカバーを取り外し、ポンプ及びタービンの部品(主軸、軸受、羽根車及びタービン等)の点検が可能な設計とする。弁については、弁体等の部品の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。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指示模様の有無を確認する。また、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を確認可能な設計とする。

また、常設高圧代替注水系ポンプは、吐出配管にテストラインを設置し、原子炉運転中又は原子炉停止中に、サプレッション・プール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。弁については、原子炉運転中又は原子炉停止中に弁動作確認を実施することで弁開閉動作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及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

(45-5-1, 2)

第3.2-4表 高圧代替注水系の試験・検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能検査	ポンプ運転性能確認，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	ポンプ運転性能確認，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
	分解検査	ポンプまた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) 切り替えの容易性(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。

高圧代替注水系は，本来の用途以外の用途には使用しない。

(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。

高圧代替注水系は，第3.2-5表に示すとおり，通常待機時は高圧代替注水系タービン止め弁を閉とすることで，原子炉隔離時冷却系の蒸気ラインから隔離するとともに，高圧代替注水系注入弁を閉とすることで，原子炉隔離時冷却系の注水ラインから隔離する設計としており，重大事故等時に高圧代替注水系を用いる場合は，弁操作によって，通常待機時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，高圧代替注水系は，高圧炉心スプレイ系に対し独立した注水ラインを有する設計とすることで，相互に悪影響を及ぼさない設計とする。

高圧代替注水系は，原子炉隔離時冷却系運転時に，高圧代替注水系タービン止め弁が自動開することによる原子炉隔離時冷却系機能への悪影響を防止するため，高圧代替注水系タービン止め弁に自動開インターロックを設けない設計とし，高圧代替注水系と原子炉隔離時冷却系は，相互に悪影響を及ぼすことのないように，同時に使用しない運用とする。

また，常設高圧代替注水系ポンプ駆動タービンは単段式であり，タービン翼は鍛造品の削り出し加工により製造するものを適用することで，破損により飛散することがない設計とする。

(45-4-1)

第3.2-5表 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
原子炉隔離時冷却系	高圧代替注水系注入弁	電動駆動	通常待機時閉 電源喪失時閉
原子炉隔離時冷却系	高圧代替注水系タービン止め弁	電動駆動	通常待機時閉 電源喪失時閉

(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。

高圧代替注水系の系統構成に操作が必要な弁の設置場所、操作場所を第3.2-6表に示す。高圧代替注水系注入弁、原子炉隔離時冷却系SA蒸気止め弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁は、原子炉建屋原子炉棟内に設置されるが、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。

また、仮に電源が喪失し、中央制御室からの遠隔操作ができない場合は、高圧代替注水系注入弁、原子炉隔離時冷却系SA蒸気止め弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁を原子

炉建屋原子炉棟内の現場で人力により手動操作を行うことから、操作場所の放射線量が高くなるよう考慮した場所に設置する設計とする。

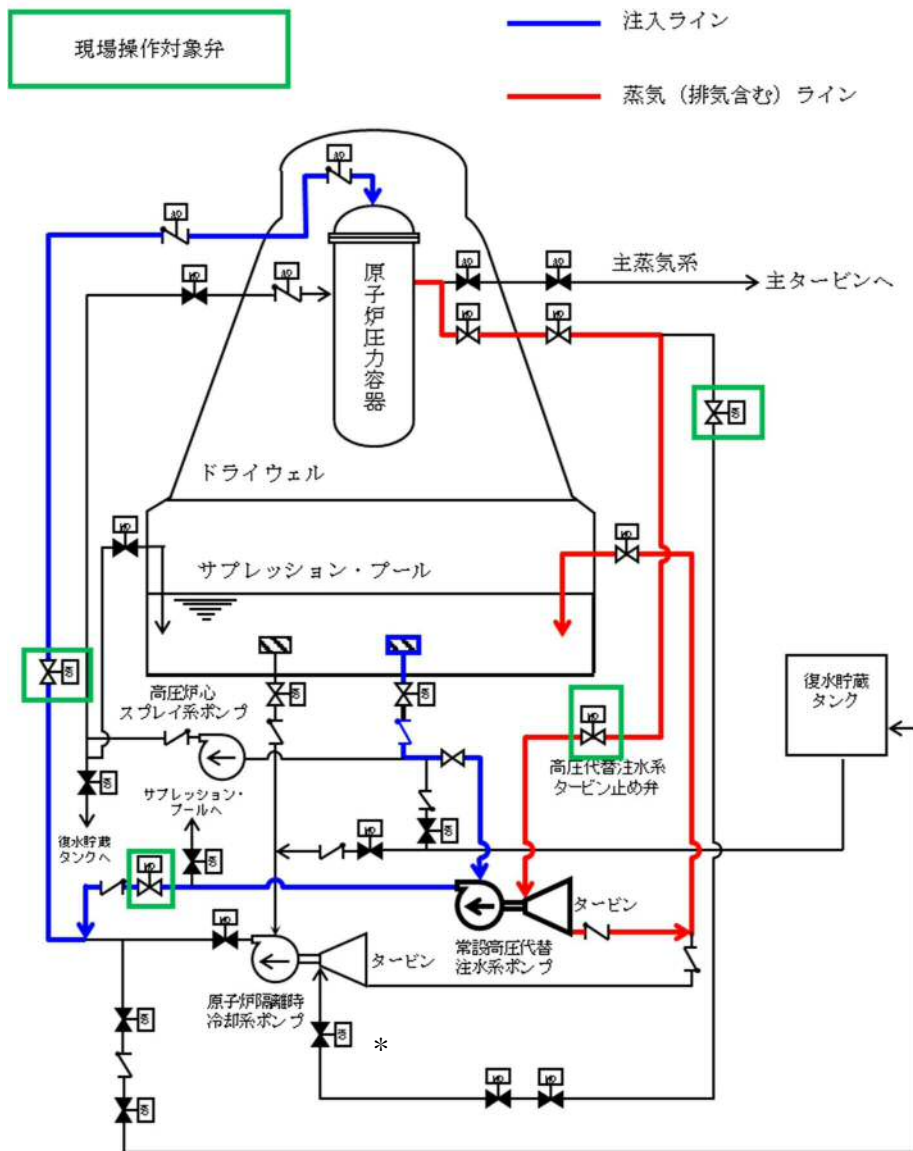
第3.2-6表に設置場所と操作方法を、第3.2-4図に系統上の配置を示す。

(45-3-1～3)

第3.2-6表 操作対象機器設置場所

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
高压代替注水系注入弁	全閉→全開	中央制御室	スイッチ
		原子炉建屋原子炉棟地下2階	手動操作
原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	全閉→全開	中央制御室	スイッチ
		原子炉建屋原子炉棟4階	手動操作
高压代替注水系タービン止め弁	全閉→全開	中央制御室	スイッチ
		原子炉建屋原子炉棟地下1階	手動操作
原子炉隔離時冷却系SA蒸気止め弁*	全開→全閉	中央制御室	スイッチ
		原子炉建屋原子炉棟2階	手動操作

* 原子炉隔離時冷却系を運転中にR C I C蒸気供給弁が開状態から作動不能となった場合や原子炉隔離時冷却系配管が機能喪失した場合に操作を行う。



* : Hydraulic Operated の略。
 油圧作動弁をさす。
 当該弁の詳細は補足説明資料 45-8 に示す。

第3. 2-4図 高圧代替注水系の現場操作

3.2.2.1.3.2 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。

高圧代替注水系は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であつて、設計基準事故対処設備が有する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、十分な期間原子炉水位を維持できる容量を有する設計とする。常設高圧代替注水系ポンプの容量は、原子炉停止15分後に注水を確立した場合に炉心損傷を防止するために必要な流量 $136.7\text{m}^3/\text{h}$ とし、ポンプ容量として $136\text{m}^3/\text{h}$ 以上の容量で設計する。

また、原子炉に注水する場合の常設高圧代替注水系ポンプの揚程は、 $136\text{m}^3/\text{h}$ 以上で注水を実施する場合の圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（格納容器）の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損）を考慮した要求値が約872mであることから、約882mの揚程を確保可能な設計とする。

(45-6-1, 2)

(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、高圧代替注水系は共用しない。

(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、悪影響防止について」に示す。

高圧代替注水系は、高圧注水機能を持つ設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系に対し、第3.2-7表に示すとおり多様性を有し位置的分散を図る設計とする。

常設高圧代替注水系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟に設置するが、設

計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系ポンプ又は高圧炉心スプレィ系ポンプとは異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

水源としては、サブプレッション・プールを使用し、原子炉隔離時冷却系と吸い込み口を分離配置することで位置的分散を図る設計とする。

常設高圧代替注水系ポンプのサポート系として、冷却水は自己冷却とすることで原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレィ系ポンプの冷却水と同時に機能喪失しない多様性を有する設計とする。

駆動源については、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレィ系の駆動源（電動機）と異なるタービン駆動とすることで、多様性を有する設計とする。

流路については、サブプレッション・プールから原子炉圧力容器へ注水する原子炉隔離時冷却系配管との合流部まで、原子炉隔離時冷却系ポンプを使用する系統に対して独立した設計とする。また、サブプレッション・プールから原子炉圧力容器へ注水する高圧炉心スプレィ系配管は高圧代替注水系と異なった流路とし、高圧炉心スプレィ系ポンプを使用する系統に対して独立した設計とする。

常設高圧代替注水ポンプのタービンを駆動させるための蒸気を供給する電動弁については、原子炉隔離時冷却系ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう緊急用125V系蓄電池により給電できる多様性を有する設計とする。また、高圧代替注水系注入弁及び高圧代替注水系タービン止め弁は手動操作用ハンドルを設けており、仮に、電源設備が全て喪失し、中央制御室からの遠隔操作ができない場合であっても、現場で人力により手動操作することでポンプの起動が可能な設計とし、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレィ系に対し多様性を有する設計

とする。

電源設備の多様性及び位置的分散については「10.2 代替電源設備」に示す。

高圧代替注水系は、第3.2-8表 で示すとおり、地震、津波、火災及び溢水による共通要因故障を防止するために、独立性を確保する設計とする。

第3.2-7表 設計基準事故対処設備との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
	高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却系	高圧代替注水系
ポンプ	高圧炉心スプレイポンプ	原子炉隔離時冷却系ポンプ	常設高圧代替注水系ポンプ
	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	原子炉建屋原子炉棟 地下2階（別区画）
水源	サプレッション・プール	サプレッション・プール	サプレッション・プール （原子炉隔離時冷却系と 吸込口分離配置）
駆動用 空気	不要	不要	不要
潤滑油	不要（内包油）	内包油（内包油）	不要（水潤滑）
冷却水	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水系	自己冷却	自己冷却
電源	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	所内常設直流電源	常設代替直流電源設備 または手動操作

第 3.2-8 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
		高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却系	高圧代替注水系
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系は耐震 S クラス設計とし、重大事故防止設備である高圧代替注水系は、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高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系並びに重大事故防止設備である高圧代替注水系は、防潮堤及び浸水防止設備の設置により、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の高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系と、重大事故防止設備である高圧代替注水系は、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の高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系と、重大事故防止設備である高圧代替注水系は、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）。		

3.2.2.2 高圧代替注水系の現場操作の整備

全交流電源喪失及び常設直流電源系統喪失を想定し、中央制御室からの遠隔操作が出来ない場合に、現場での人力による弁の操作で系統の起動及び十分な期間の運転継続に必要な設備を整備する

なお、操作手順等の詳細については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準への適合状況について」の「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等」の以下の項目で示す。

a. 全交流動力電源喪失及び所内常設直流電源喪失時の原子炉注水

1.2.2 重大事故等発生時の手順 1.2.2.3 サポート系故障時の対応手順

(1) 全交流動力電源喪失時及び所内常設直流電源喪失時の原子炉注水 b. 現場手動操作による高圧代替注水系起動

3.2.3 設計基準事故対処設備を用いた重大事故等対処設備

3.2.3.1 原子炉隔離時冷却系

3.2.3.1.1 設備概要

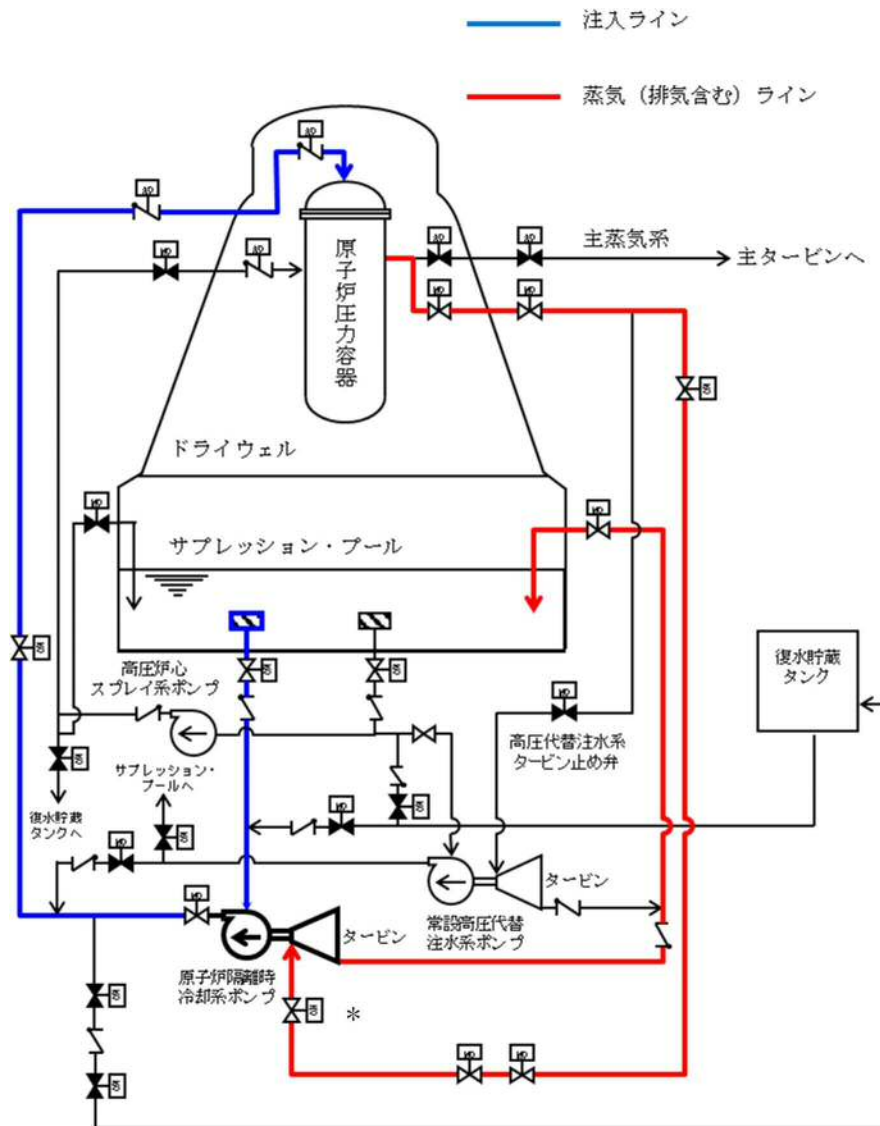
原子炉隔離時冷却系は、原子炉停止後、何らかの原因で給水が停止した場合等に、原子炉蒸気の一部を用いてタービン駆動ポンプを作動させ、サプレッション・プール又は自主対策設備である復水貯蔵タンクの水を原子炉に注水し水位を維持する。

原子炉隔離時冷却系は、タービン駆動ポンプ1個、蒸気駆動タービン1個、配管・弁等からなり、ドライウエル内側の隔離弁の上流から抽出した蒸気によってタービンを駆動することで、外部電源を必要としない設計とする。

原子炉隔離時冷却系は、中央制御室からのスイッチ操作又は原子炉水位異常低下信号によって起動する。

本システムの系統概要図を第3.2-5図に、重大事故等対処設備一覧を第3.2-9表に示す。

原子炉隔離時冷却系は設計基準事故対処設備であるが、想定される重大事故等時において健全であれば、重大事故等対処設備として使用する。



* : Hydraulic Operated の略。
 油圧作動弁をさす。
 当該弁の詳細は補足説明資料 45-8 に示す。

第3.2-5図 原子炉隔離時冷却系 系統概要図

第3.2-9表 原子炉隔離時冷却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		原子炉隔離時冷却系ポンプ【常設】
関連設備	付属設備	—
	水源*1	サプレッション・プール【常設】
	流路	蒸気系 原子炉隔離時冷却系（蒸気系）配管・弁【常設】 主蒸気系配管・弁【常設】 注水系 原子炉隔離時冷却系（注水系）配管・弁・ストレーナ【常設】
	注水先	原子炉圧力容器【常設】
	電源設備*2 (燃料給油設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【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】 常設代替直流電源設備 緊急用125V系蓄電池【常設】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
	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（SA広帯域）【常設】 原子炉水位（SA燃料域）【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【常設】 原子炉隔離時冷却系系統流量【常設】 サプレッション・プール水位【常設】

*1: 水源については、「3.13重大事故等の収束に必要な水の供給設備（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。

3.2.3.1.2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

(1) 原子炉隔離時冷却系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉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溶融炉心を冷却するための設備

容 量	約142m ³ /h以上
全 揚 程	約869m～約186m
個 数	1
取付箇所	原子炉建屋原子炉棟地下2階

(2) サプレッション・プール

兼用する設備については、「3.2.2.1.2 主要設備の仕様(2) サプレッション・プール」に記載のとおり。

個 数	1
容 量	約3,400m ³

3.2.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

原子炉隔離時冷却系は、想定される重大事故等時に重大事故等対処設備として使用するため、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性及び位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

原子炉隔離時冷却系ポンプについては、設計基準事故対処設備として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

重大事故等対処設備としての原子炉隔離時冷却系ポンプの多様性、位置的分散については、非常用ディーゼル発電機及び常設直流電源が使用可能な場合において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同様に第3.2-10表に示す設計である。

原子炉隔離時冷却系は、二以上の原子炉施設において共用しない設計である。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」に示す。

第3.2-10表 重大事故対処設備の多様性及び位置的分散

項目	重大事故対処設備	
	高圧炉心スプレイ系	原子炉隔離時冷却系
ポンプ	高圧炉心スプレイポンプ	原子炉隔離時冷却系ポンプ
	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（別区画）
水源	サプレッション・プール	サプレッション・プール
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	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 用海水系	自己冷却
電源	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機	所内常設直流電源

原子炉隔離時冷却系ポンプについては、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

原子炉隔離時冷却系ポンプについては、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、想定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、その機能を有効に発揮することができるよう、第3.2-11表に示す設計である。

第3.2-11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	海水を通水しない。
地震	適切な地震荷重との組合せ考慮した上で機器が損傷しない設計とする(詳細は「2.1.3耐震設計の基本方針」に示す)。
津波	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。
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，原子炉隔離時冷却系は中央制御室にて操作可能な設計である。原子炉隔離時冷却系の系統構成及び運転に必要な操作機器は中央制御室で操作することから，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。

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉隔離時冷却系については，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においても使用する設計である。また，原子炉隔離時冷却系については，テストラインにより系統の機能・性能試験が可能な設計である。原子炉隔離時冷却系ポンプについては，発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能試験が可能な設計であり，発電用原子炉の停

止中に分解検査及び外観検査が可能な設計である。

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

3.2.3.2 高圧炉心スプレイ系

3.2.3.2.1 設備概要

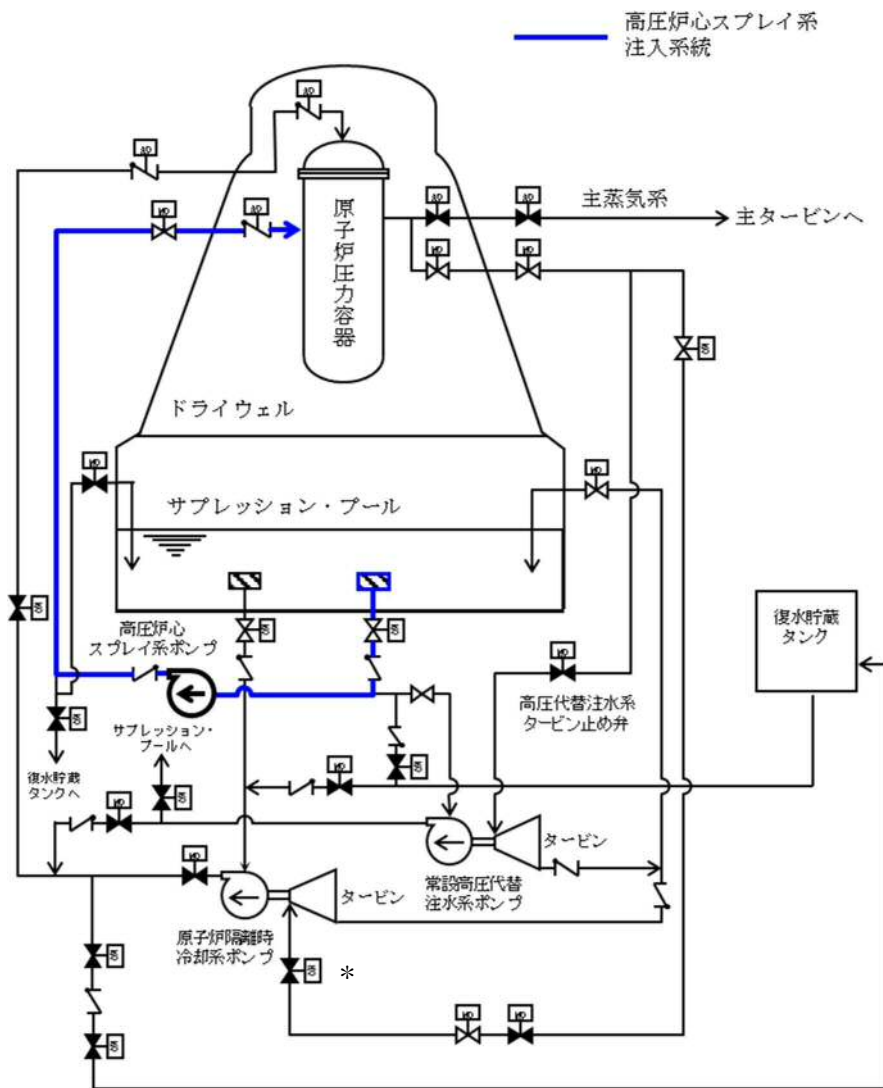
高圧炉心スプレイ系は、非常用炉心冷却系の1つである。非常用炉心冷却系は、冷却材喪失事故時に燃料被覆管の重大な損傷を防止し、ジルコニウム-水反応を抑え、崩壊熱を長期にわたり除去する機能を持ち、低圧注水系、低圧スプレイ系、高圧炉心スプレイ系及び自動減圧系で構成する。

高圧炉心スプレイ系の構成は、電動機駆動ポンプ1個、スパージャ、配管、弁等からなり、専用の母線及びディーゼル発電機により作動する。

高圧炉心スプレイ系は、原子炉水位異常低下（レベル2）信号又はドライウエル圧力高信号により自動起動する。水源としてはサプレッション・プール水を使用するが、自主対策設備である復水貯蔵タンクの水も使用可能な系統となっている。

高圧炉心スプレイ系の系統概要図を第3.2-6図に、重大事故等対処設備一覧を第3.2-12表に示す。

高圧炉心スプレイ系は設計基準事故対処設備であるが、想定される重大事故等時においてその機能を考慮するため、重大事故等対処設備と位置付ける。



* : Hydraulic Operated の略。
 油圧作動弁をさす。
 当該弁の詳細は補足説明資料 45-8 に示す。

第3.2-6図 高圧炉心スプレイ系 系統概要図

第3.2-12表 高圧炉心スプレイ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		高圧炉心スプレイ系ポンプ【常設】
関連設備	付属設備	—
	水源* ¹	サプレッション・プール【常設】
	流路	高圧炉心スプレイ系 配管・弁・ストレーナ・スパーージャ 【常設】
	注水先	原子炉圧力容器【常設】
	電源設備* ² (燃料給油設備含む)	非常用交流電源設備 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ【常設】
	計装設備* ³	高圧炉心スプレイ系系統流量【常設】 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】

*1: 水源については、「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。

3.2.3.2.2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

(1) 高圧炉心スプレイ系ポンプ

容 量 : 約1,440t/h以上

全揚程 : 約257m

個 数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟地下2階

(2) サプレッション・プール

兼用する設備については、「3.2.2.1.2 主要設備の仕様(2) サプレッション・プール」に記載のとおり。

個 数 : 1

容 量 : 約3,400m³

3.2.3.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

高圧炉心スプレイ系は、想定される重大事故等時に重大事故等対処設備として使用するため、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性及び位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

高圧炉心スプレイ系ポンプは、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

重大事故等対処設備としての高圧炉心注水系ポンプの多様性及び位置的分散については、非常用ディーゼル発電機及び常設直流電源が使用可能な場合において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同様に表3.2-15 に示す設計である。

原子炉隔離時冷却系は、二以上の原子炉施設において共用しない。

高圧炉心スプレイ系ポンプは、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等時の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

高圧炉心スプレイ系ポンプは、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、想定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、その機能を有効に発揮することができるよう、第3.2-13表に示す設計である。

第3.2-13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	海水を通水しない。
地震	適切な地震荷重との組合せ考慮した上で機器が損傷しない設計とする(詳細は「2.1.3耐震設計の基本方針」に示す)。
津波	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。
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，高圧炉心スプレイ系は中央制御室にて操作可能な設計である。高圧炉心スプレイ系の系統構成及び運転に必要な操作機器は，中央制御室で操作することから，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。

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧炉心スプレイ系には，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においても使用する設計とする。また，高圧炉心スプレイ系は，テストラインにより系統の機能・性能試験が可能な設計である。高圧炉心スプレイ系ポンプについては，発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能試験が可能な設計であり，発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観

検査が可能な設計である。

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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】

基準適合への対応状況

5. 原子炉冷却系統施設

5.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

5.8.1 概要

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の系統概要図を第5.8-1図から第5.8-3図に示す。

5.8.2 設計方針

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として逃がし安全弁を設ける。

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の自動減圧機能（以下「自動減圧系」という。）が故障により原子炉の自動での減圧ができない場合を想定した原子炉減圧の自動化のための設備として、重大事故等対処設備（原子炉減圧の自動化）及び逃がし安全弁の手動操作による原子炉減圧のための設備として重大事故等対処設備（手動による原子炉減圧）を設ける。

a. 原子炉減圧の自動化

自動減圧系が、故障により原子炉の自動での減圧ができない場合の重大事故等対処設備（原子炉減圧の自動化）として、過渡時自動減圧

機能及び逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）を使用する。

逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）は、過渡時自動減圧機能からの信号により、自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素を逃がし安全弁（自動減圧機能）に供給することで作動し、蒸気を排気管によりサブプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・過渡時自動減圧機能（6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）
- ・逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）
- ・自動減圧機能用アキュムレータ

本システムの流路として、主蒸気配管及びクエンチャを重大事故等対処設備として使用する。

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. 手動による原子炉減圧

自動減圧系が、故障により原子炉の自動での減圧ができない場合の重大事故等対処設備（手動による原子炉減圧）として、逃がし安全弁（自動減圧機能）を手動により作動させて使用する。

逃がし安全弁（自動減圧機能）は、中央制御室から開操作することにより、自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素を逃がし安全弁（自動減圧機能）に供給することで作動し、蒸気を排気管によりサブプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・自動減圧機能用アキュムレータ
- ・所内常設直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として、主蒸気配管及びクエンチャを重大事故等対処設備として使用する。

(2) サポート系故障時に用いる設備

a. 常設直流電源系統喪失時の減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復のための設備として、重大事故等対処設備（常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復、可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復）を設ける。

(a) 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

所内常設直流電源設備が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復）として、常設代替直流電源設備を使用する。

常設代替直流電源設備は、逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧系用電磁弁に給電し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させることで原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）

(b) 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

所内常設直流電源設備が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復）として、可搬型代替直流電源設備を使用する。

可搬型代替直流電源設備は、逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧系用電磁弁及びに給電し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させることで原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 可搬型代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）

(c) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復

所内常設直流電源設備が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復）として、逃がし安全弁用可搬型蓄電池を使用する。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧系用電磁弁に給電し、逃がし安全弁（自動減圧機能）2個を作動させることで原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池
- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）

b. 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための設備として、重大事故等対処設備（非常用窒素供給系による窒素確保及び非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧）を設ける。

(a) 非常用窒素供給系による窒素確保

逃がし安全弁の作動に必要なアキュムレータ（逃がし弁機能用及び自動減圧機能用）の供給圧力が喪失した場合を想定した逃がし安全弁機能回復のための重大事故等対処設備（非常用窒素供給系による窒素確保）として、非常用窒素供給系を使用する。

非常用窒素供給系は、高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）から逃がし安全弁（自動減圧機能）に窒素を供給し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させることで原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）（6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）
- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）

本システムの流路として、非常用窒素供給系の配管及び弁並びに自動減圧機能用アキュムレータを重大事故等対処設備として使用する。

(b) 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための設備として、重大事故等対処設備（非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧）を設ける。

逃がし安全弁の作動に必要なアキュムレータ（逃がし弁機能用及び自動減圧機能用）の供給圧力が喪失した場合を想定した逃がし安全弁機能回復のための重大事故等対処設備（非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧）として、非常用逃がし安全弁駆動系を使用する。

非常用逃がし安全弁駆動系は、非常用窒素供給系から独立した系統構成で高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）から逃がし安全弁（逃がし弁機能）に直接窒素を供給することで、逃がし安全弁（逃がし弁機能）2 個を作動させて原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 逃がし安全弁（逃がし弁機能）
- ・ 高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）（6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）
- ・ 常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）

本系統の流路として、非常用逃がし安全弁駆動系の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

d. 全交流動力電源喪失及び常設直流電源喪失における逃がし安全弁の復旧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復のための設備として、重大事故等対処設備（代替直流電源設備による復旧及び代替交流電源設備による復旧）を設ける。

(a) 代替直流電源設備による復旧

全交流動力電源及び常設直流電源が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（代替直流電源設備による復旧）として、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備を使用する。

常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備は、逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧機能用電磁弁に給電し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させることで原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）

(b) 代替交流電源設備による復旧

全交流動力電源及び常設直流電源が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（代替交流電源設備による復旧）として、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備を使用する。

常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は、逃がし安

全弁（自動減圧機能）の自動減圧機能用電磁弁に給電し，逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させることで原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・ 常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）

(3) 原子炉格納容器破損を防止するために用いる設備

a. 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち，原子炉格納容器破損を防止するための設備として重大事故等対処設備（炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止）を設ける。

原子炉格納容器破損を防止するための重大事故等対処設備として，逃がし安全弁（自動減圧機能）を使用する。

本システムは，「(1) b. 手動による原子炉減圧」と同じである。

(4) インターフェイスシステムLOCA発生時に用いる設備

a. インターフェイスシステムLOCA発生時の対応

インターフェイスシステムLOCA発生時における原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量の抑制及び漏えい個所を隔離するための設備として重大事故等対処設備（インターフェイスシステムLOCA発生時の対応）を設ける。

インターフェイスシステム L O C A 発生時に原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するための重大事故等対処設備として、逃がし安全弁（自動減圧機能）を使用する。

また、インターフェイスシステム L O C A 発生時に原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えい個所を隔離するための重大事故等対処設備として、高圧炉心スプレー系注入弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁、低圧炉心スプレー系注入弁、残留熱除去系 A 系注入弁、残留熱除去系 B 系注入弁及び残留熱除去系 C 系注入弁（以下、「インターフェイスシステム L O C A 隔離弁」という。）を使用する。

逃がし安全弁（自動減圧機能）は、インターフェイスシステム L O C A 発生時に、原子炉冷却材の漏えい量を抑制するため、中央制御室からの操作により逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させることで原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

インターフェイスシステム L O C A 隔離弁は、現場で弁を操作することにより原子炉冷却材の漏えい個所を隔離できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・自動減圧機能用アキュムレータ
- ・所内常設直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・高圧炉心スプレー系注入弁
- ・原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
- ・低圧炉心スプレー系注入弁

- ・ 残留熱除去系 A 系注入弁
- ・ 残留熱除去系 B 系注入弁
- ・ 残留熱除去系 C 系注入弁

本系統の流路として、主蒸気配管及びクエンチャを重大事故等対処設備として使用する。

非常用ディーゼル発電機は、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、位置的分散等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、位置的分散等の設計方針は適用しない。

過渡時自動減圧機能、高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）及び高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）については、「6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」にて示す。

所内常設直流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備については、「10.2 代替電源設備」にて示す。

5.8.2.1 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。

逃がし安全弁（自動減圧機能）「逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）含む」及び自動減圧機能用アキュムレータは，設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備としての安全機能を兼ねる設備であるが，想定される重大事故等時に必要となる個数に対して十分に余裕をもった個数を分散して設置する設計とする。

逃がし安全弁（逃がし弁機能）は，非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧として使用する 4 個を，異なる主蒸気管に分散して配置する設計とする。

常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復において逃がし安全弁（自動減圧機能）は，緊急用 125V 系蓄電池から供給することで，非常用交流電源設備を用いた弁操作に対し，多様性を持つ設計とする。

可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復において逃がし安全弁（自動減圧機能）は，可搬型代替低圧電源車又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池から供給することで，所内常設直流電源設備を用いた弁操作に対し，多様性を持つ設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう 125V 蓄電池 A系及び 125V 蓄電池 B系に対して異なる種類の蓄電池を用いることで多様性を有する設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，通常時は接続せず，原子炉建屋付属棟内の所内常設直流電源設備である 125V 蓄電池 A系及び 125V 蓄電池 B系と異なる区画である中央制御室に保管することで，位置的分散を図る設計とする。

5.8.2.2 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。

逃がし安全弁（自動減圧機能）及び自動減圧機能用アキュムレータは，設計基準事故対処設備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で，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧で使用する逃がし安全弁（逃がし弁機能）は，重大事故等時は重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，通常時は逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時は重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，保管場所において治具により固定することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.8.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

逃がし安全弁（自動減圧機能）は，設計基準事故時の原子炉冷却材圧力バウンダリ減圧機能と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合の吹出容量が，想定される重大事故等時に原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な吹出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。

自動減圧機能用アキュムレータは，設計基準事故時の原子炉冷却材圧力バウンダリ減圧機能と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合の容量が，想定される重大事故等時に逃がし安全弁を作動させる容量に対して

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。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、逃がし安全弁（自動減圧機能）1 個の作動時間を考慮した蓄電池容量を有するものを 2 個使用する。保有数は 2 個、保守点検は電圧測定であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時の予備として 1 個の合計 3 個を保管する。

5.8.2.4 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。

逃がし安全弁（自動減圧機能）は、想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、原子炉格納容器内に設置し、窒素供給系の供給能力が喪失した場合に使用する高圧窒素ポンペ（非常用窒素供給系）の容量の設定も含めて、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計とする。

非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧で使用する逃がし安全弁（逃がし弁機能）は、想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、原子炉格納容器内に設置し、窒素供給系の供給能力が喪失した場合に使用する高圧窒素ポンペ（非常用逃がし安全弁駆動系）の容量の設定も含めて、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計とする。

自動減圧機能用アキュムレータは、原子炉格納容器内に設置し、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。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、中央制御室に保管及び設置するため、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計とする。

5.8.2.5 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。

逃がし安全弁（自動減圧機能）及び自動減圧機能用アキュムレータは、重大事故等が発生した場合でも、設計基準事故対処設備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。逃がし安全弁（自動減圧機能）は、中央制御室の操作盤のスイッチでの操作が可能な設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、自動減圧機能用電磁弁への給電を通常時の系統から逃がし安全弁用可搬型蓄電池による電源供給へ中央制御室での電気回路の接続により速やかに切り替えできる設計とする。また、車輪の設置により運搬ができる設計とするとともに、設置場所にて固縛ができる設計とする。接続は、ボルト・ネジ接続とし、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できる設計とする。

5.8.3 主要設備及び仕様

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要設備及び仕様を第 5.8-1 表及び第 5.8-2 表に示す。

5.8.4 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。

逃がし安全弁は、原子炉の停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

自動減圧機能用アキュムレータは，原子炉の停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

逃がし安全弁は，原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，原子炉の停止中に電磁弁への電源供給により弁の開閉を行うことで，機能・性能の確認が可能な設計とする。また，逃がし安全弁用可搬型蓄電池は原子炉の運転中又は停止中に電圧測定が可能な設計とする。

第 5.8-1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（常設）の
設備仕様

(1) 逃がし安全弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 主蒸気系
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

型 式	バネ式（アクチュエータ付）
個 数	18

(安全弁機能)

吹出圧力 MPa[gage]	弁個数	容量／個 t/h (吹出し圧力×1.03において)
7.78	2	385.2
8.10	4	400.5
8.16	4	403.9
8.23	4	407.2
8.30	4	410.6

(逃がし弁機能)

吹出圧力 MPa[gage]	弁個数	容量／個 t/h (吹出し圧力において)
7.37	2	354.6
7.44	4	357.8
7.51	4	361.1
7.58	4	364.3
7.64	4	367.6

(2) 自動減圧機能用アキュムレータ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気系
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

個 数	7
容 量	0.25m ³ ／個

(3) 高圧炉心スプレイ系注入弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用炉心冷却系
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

型 式	仕切弁
個 数	1
最高使用圧力	10.7MPa
最高使用温度	302℃

(4) 原子炉隔離時冷却系注入弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉隔離時冷却系
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

型 式	仕切弁
個 数	1
最高使用圧力	10.7MPa
最高使用温度	302℃

(5) 低圧炉心スプレイ系注入弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用炉心冷却系
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

型 式	仕切弁
個 数	1
最高使用圧力	8.62MPa
最高使用温度	302℃

(6) 残留熱除去系 A系注入弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用炉心冷却系
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

型 式	仕切弁
個 数	1
最高使用圧力	8.62MPa
最高使用温度	302℃

(7) 残留熱除去系 B系注入弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用炉心冷却系
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

型 式	仕切弁
個 数	1
最高使用圧力	8.62MPa

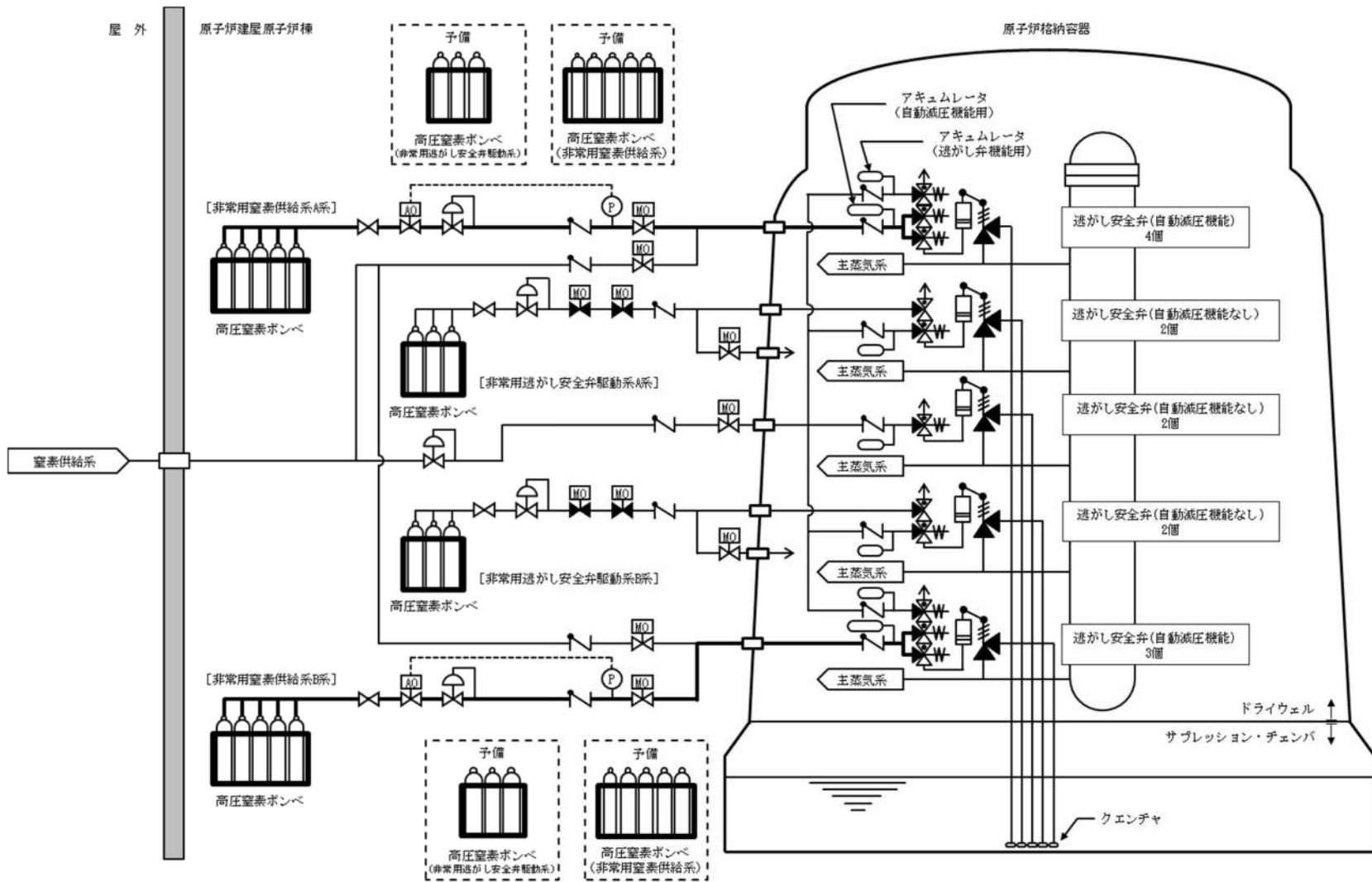
最高使用温度 302℃

(8) 残留熱除去系 C 系注入弁

兼用する設備は以下のとおり。

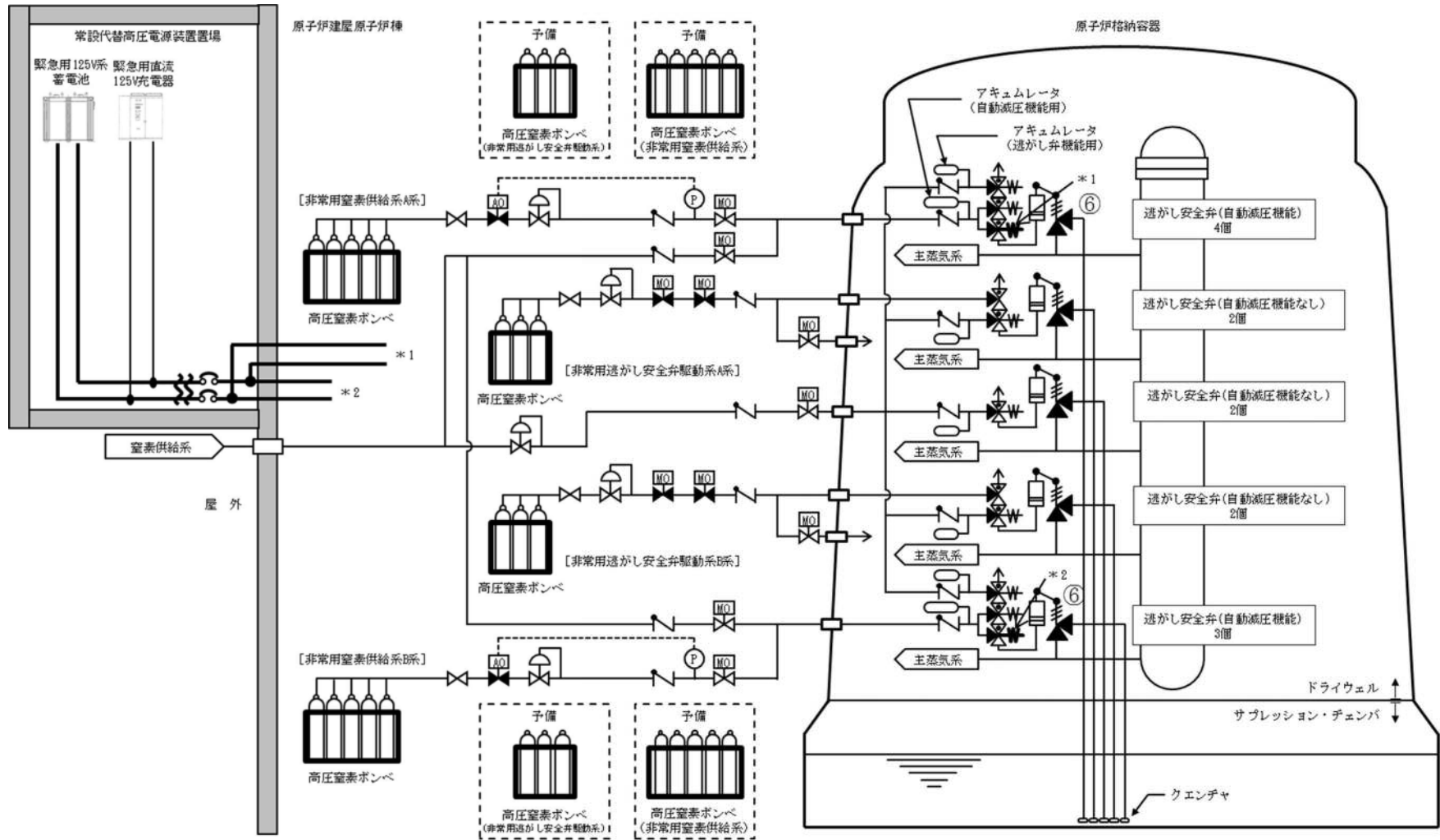
- ・ 非常用炉心冷却系
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

型 式	仕切弁
個 数	1
最高使用圧力	8.62MPa
最高使用温度	302℃

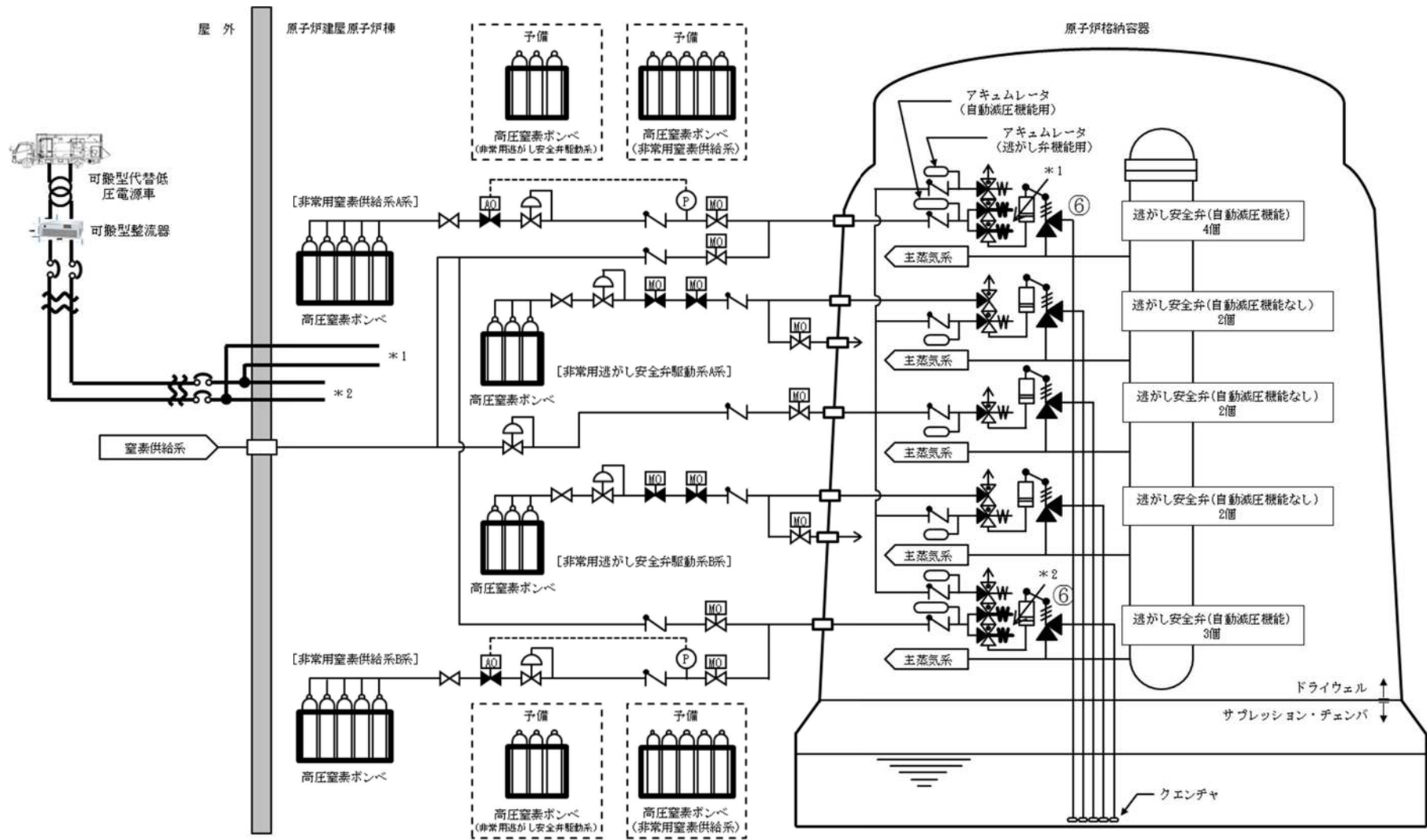


第 5.8-1 図 原子炉冷却材圧力を減圧するための設備系統概略図

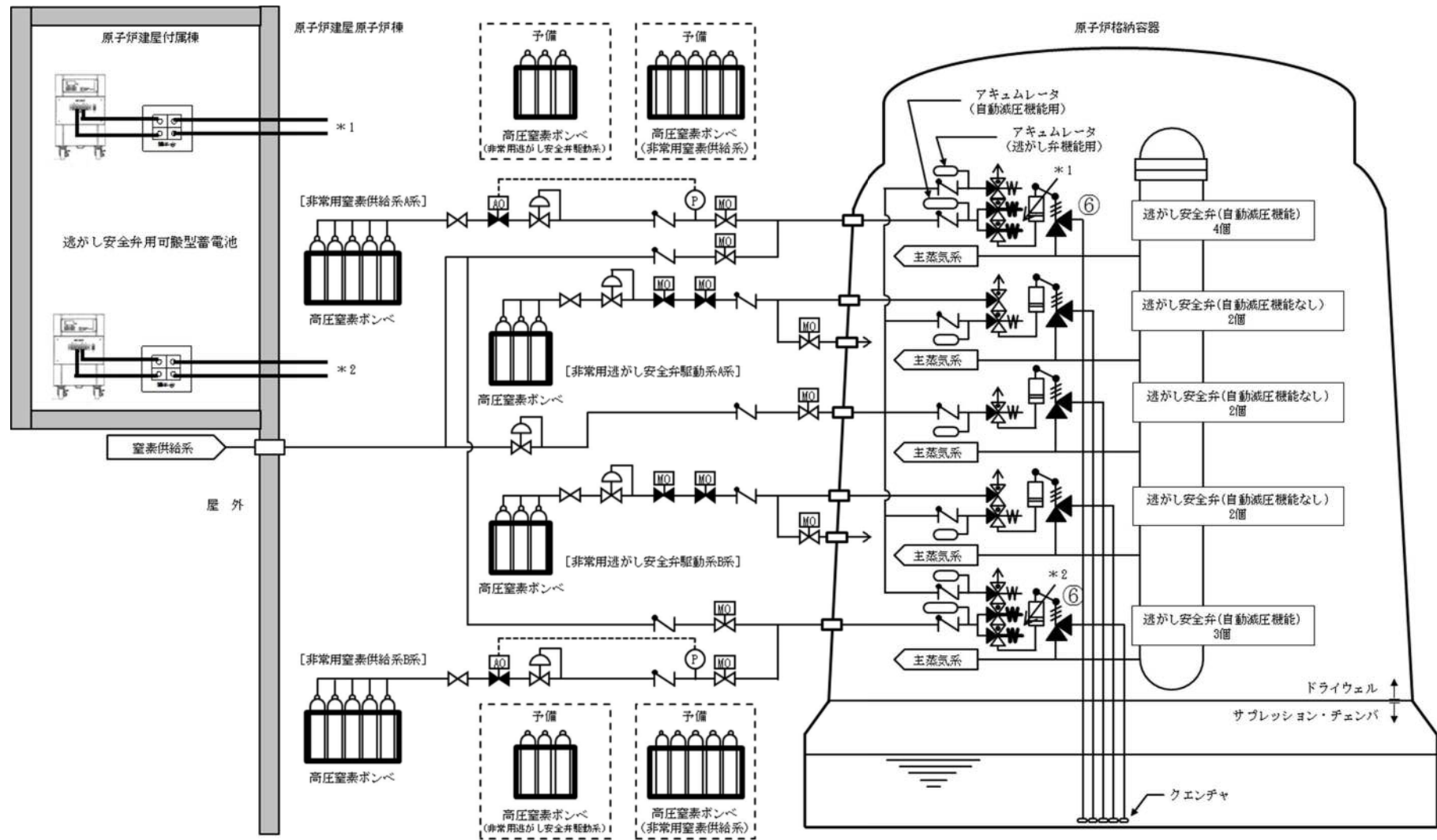
(原子炉減圧の自動化, 手動による原子炉減圧, 代替直流電源設備による復旧, 代替交流電源設備による復旧)



第 5.8-2 図 原子炉冷却材圧力を減圧するための設備系統概略図
(常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復)



第 5.8-3 図 原子炉冷却材圧力を減圧するための設備系統概略図
 (可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復)



第 5.8-4 図 原子炉冷却材圧力を減圧するための設備系統概略図
(逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復)

6. 計測制御系統施設

6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

6.8.1 概要

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の系統概要図を第 6.8-1 図及び第 6.8-3 図に示す。

6.8.2 設計方針

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させる過渡時自動減圧及び非常用窒素ガス供給系並びに逃がし安全弁（逃がし弁機能）を作動させる非常用逃がし安全弁駆動系を設ける。

逃がし安全弁（自動減圧機能）及び逃がし安全弁（逃がし弁機能）については、「5.5 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」に記載する。

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として重大事故等対処設備（原子炉減圧の自動化）を設ける。

a. 原子炉減圧の自動化

逃がし安全弁の自動減圧機能（以下「自動減圧系」という。）が喪失した場合の重大事故等対処設備（原子炉減圧の自動化）として、過渡時自動減圧機能を使用する。

逃がし安全弁（自動減圧機能）の過渡時自動減圧機能は、原子炉水位異常低下（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転している場合に、逃がし安全弁用電磁弁を作動させることにより、逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）を強制的に開放し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることができる設計とする。18 個の逃がし安全弁のうち、2 個がこの機能を有している。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 過渡時自動減圧機能
- ・ 逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）（5.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）
- ・ 自動減圧機能用アキュムレータ（5.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）

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 2 C 非常用ディーゼル発電機及び 2 D 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。

(2) サポート系故障時に用いる設備

a. 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための設備として、重大事故等対処設備（非常用窒素

供給系による窒素確保及び非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧)を設ける。

(a) 非常用窒素供給系による窒素確保

逃がし安全弁の作動に必要なアキュムレータ(逃がし弁機能用及び自動減圧機能用)の供給圧力が喪失した場合を想定した逃がし安全弁機能回復のための重大事故等対処設備(非常用窒素供給系による窒素確保)として、非常用窒素供給系を使用する。

非常用窒素供給系は、高圧窒素ポンベ(非常用窒素供給系)から逃がし安全弁(自動減圧機能)に窒素を供給し、逃がし安全弁(自動減圧機能)を作動させることで原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・高圧窒素ポンベ(非常用窒素供給系) (6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備)
- ・逃がし安全弁(自動減圧機能)

本系統の流路として、非常用窒素供給系の配管及び弁並びに自動減圧機能用アキュムレータを重大事故等対処設備として使用する。

(b) 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための設備として、重大事故等対処設備(非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧)を設ける。

逃がし安全弁の作動に必要なアキュムレータ(逃がし弁機能用及び自動減圧機能用)の供給圧力が喪失した場合を想定した逃がし安全弁

機能回復のための重大事故等対処設備（非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧）として、非常用逃がし安全弁駆動系を使用する。

非常用逃がし安全弁駆動系は、設計基準対象施設である窒素供給系から独立した系統とし、高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）から逃がし安全弁（逃がし弁機能）に直接窒素を供給することで、逃がし安全弁（逃がし弁機能）2個を作動させることで原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 逃がし安全弁（逃がし弁機能）
- ・ 高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）（6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）
- ・ 常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）

本系統の流路として、非常用逃がし安全弁駆動系の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

2 C 非常用ディーゼル発電機及び2 D 非常用ディーゼル発電機は、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。

2 C 非常用ディーゼル発電機、2 D 非常用ディーゼル発電機、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備については、

「10.2 代替電源設備」に示す。

6.8.2.1 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。

過渡時自動減圧機能は，動作条件に格納容器圧力高がなく，動作条件に格納容器圧力高がある自動減圧系に対して多様性を有する設計とする。

過渡時自動減圧機能は，他の設備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。

過渡時自動減圧機能は，自動減圧系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，自動減圧系の制御盤と位置的分散を図る設計とする。

高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）は，予備のポンベも含めて，原子炉建屋原子炉棟内に分散して保管及び設置することで，原子炉格納容器内の逃がし安全弁（自動減圧機能用）のアキュムレータと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）は，予備のポンベも含めて，原子炉建屋原子炉棟内に分散して保管及び設置することで，原子炉格納容器内の逃がし安全弁（逃がし弁機能）の逃がし弁機能用アキュムレータと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

6.8.2.2 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。

過渡時自動減圧機能の論理回路は，自動減圧系とは別の制御盤に収納することで，自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

過渡時自動減圧機能は，原子炉水位異常低下（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力高の検出器からの入力信号並びに論理回路からの逃がし安全弁（自動減圧機能）作動用電磁弁制御信号は，自動減圧系と共有するが自動減圧系の信号は，制御リレーにより分離し，論理回路電源は，配線用遮断器及びヒューズにより分離することで，自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

過渡時自動減圧機能は，他の設備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。

非常用窒素供給系は，通常時は弁により他の系統と隔離し，弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

非常用逃がし安全弁駆動系は，通常時は弁により他の系統と隔離し，弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

6.8.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

過渡時自動減圧機能は，想定される重大事故等時において，炉心の著しい損傷を防止するために作動する回路であることから，炉心が露出しないように燃料有効長頂部より高い設定として，原子炉水位異常

低下（レベル 1）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。また、逃がし安全弁が作動すると冷却材が放出され、その補給に残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプによる注水が必要であることから、原子炉水位異常低下（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転の場合に作動する設計とする。

高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）は、想定される重大事故等時において、炉心の損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要となる容量を有するものを、1 セット 10 個（A 系統 5 個，B 系統 5 個）使用する。保有数は、1 セット 10 個，保守点検は目視点検であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障による待機除外時の予備用として 10 個の合計 20 個を保管する。

高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）は、想定される重大事故等時において、炉心の損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要となる容量を有するものを、1 セット 3 個（A 系統 3 個，B 系統 3 個）使用する。

保有数は、1 セット 6 個及び故障による待機除外時の予備用として 6 個の合計 12 個を保管する。

6.8.2.4 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。

過渡時自動減圧機能は、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、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。

非常用窒素供給系は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の圧力が設計圧力の 2 倍となった場合においても逃がし安全弁（自動減圧機能）を確実に作動するために必要な圧力を供給可能な設計とする。

非常用逃がし安全弁駆動系は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の圧力が設計圧力の 2 倍となった場合においても逃がし安全弁（自動減圧機能）を確実に作動するために必要な圧力を供給可能な設計とする。

高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）は、原子炉建屋原子炉棟内に保管及び設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）の予備との取替及び常設設備との接続は、想定される重大事故時において、設置場所で可能な設計とする。

高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）は、原子炉建屋原子炉棟内に保管及び設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）の予備との取替及び常設設備との接続は、想定される重大事故時において設置場所で可能な設計とする。

6.8.2.5 操作性の確保

過渡時自動減圧機能は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

過渡時自動減圧機能は、原子炉水位異常低下（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転している場合に、2 個の逃がし安全弁を自動で確実に作動させる設計とする。

過渡時自動減圧機能は、原子炉水位異常低下（レベル 1）の検出器は多重化し、残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力確立の条件成立時「2 out of 2」論理で逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）動作させることで、信頼性向上を図った設計とする。

非常用窒素供給系は、想定される重大事故等時において、窒素供給系の圧力低下に伴い自動的に通常時の系統構成から切り替わる設計とすることで、操作が不要な設計とする。

非常用逃がし安全弁駆動系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作により速やかに切り替えられる設計とする。操作は中央制御室の操作盤のスイッチでの操作が可能な設計とする。

高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）は、人力又はポンベ運搬台車による運搬が可能な設計とし、屋内のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、必要により設置場所である原子炉建屋原子炉棟内にて、ボンベラックによる固縛により転倒防止対策が可能な設計とする。接続は、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できる設計とする。

高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）は、人力又はポンベ運搬台車による運搬が可能な設計とし、屋内のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、必要により設置場所である原子炉建屋原子炉棟内にて、ボンベラックによる固縛により転倒防止対策が可能な設計とする。接続は、一般的に使用される工具を用いて

確実に接続できる設計とする。

6.8.3 主要設備及び仕様

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要設備及び仕様を第 6.8-1 表に示す。

5.8.4 試験検査

原子炉の自動減圧に使用する過渡時自動減圧機能は、原子炉の停止中に機能・性能確認として、模擬入力による論理回路の動作確認、校正及び設定値確認が可能な設計とする。

非常用窒素供給系は、原子炉の停止中に機能・性能の確認として、系統の供給圧力の確認及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

高圧窒素ポンペ（非常用窒素供給系）は、原子炉の運転中又は停止中に規定圧力の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

非常用逃がし安全弁駆動系は、原子炉の停止中に機能・性能の確認として、系統の供給圧力の確認及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

高圧窒素ポンペ（非常用逃がし安全弁駆動系）は、原子炉の運転中又は停止中に規定圧力の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

第 6.8-1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器
仕様

(1) 過渡時自動減圧機能

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を減圧するための設備

個	数	1
---	---	---

(2) 高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）

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を減圧するための設備

個	数	10（予備10）
---	---	----------

容	量	約47L／個
---	---	--------

充	填	圧	力	約15MPa [gage]
---	---	---	---	---------------

(3) 高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）

兼用する設備は以下のとおり。

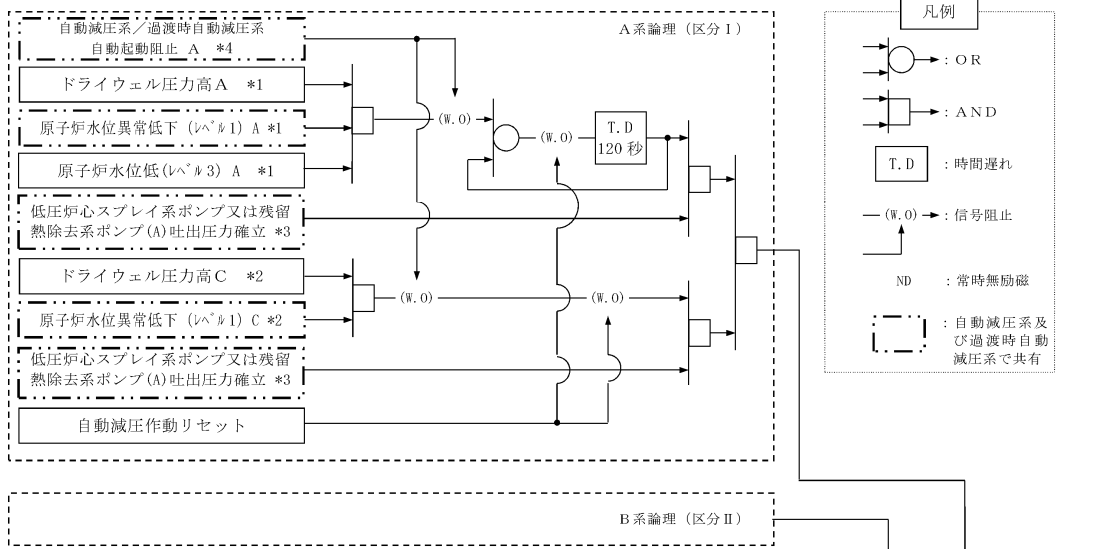
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

個	数	6（予備6）
---	---	--------

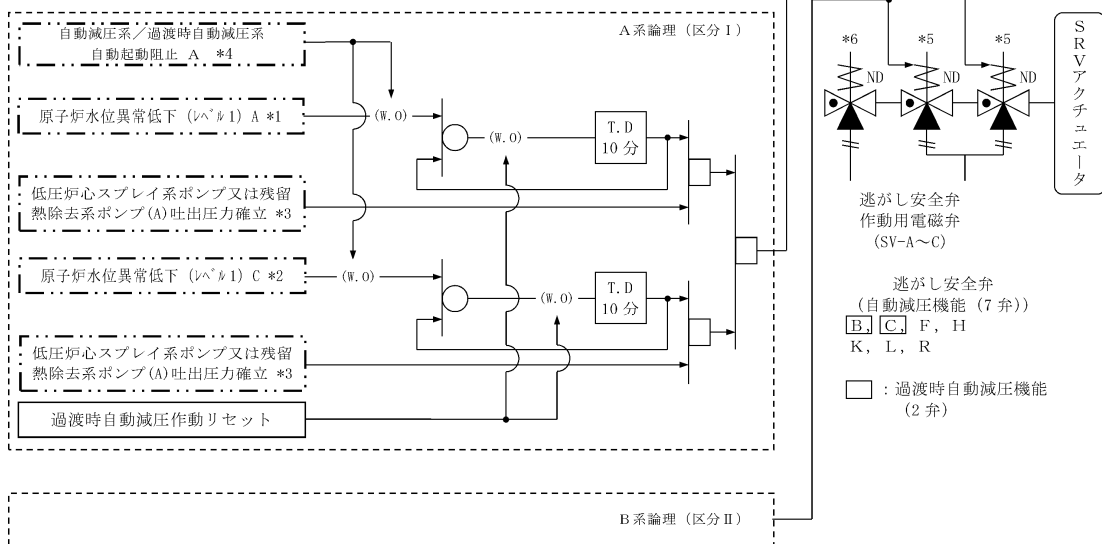
容	量	約47L／個
---	---	--------

充	填	圧	力	約15MPa [gage]
---	---	---	---	---------------

自動減圧機能論理回路

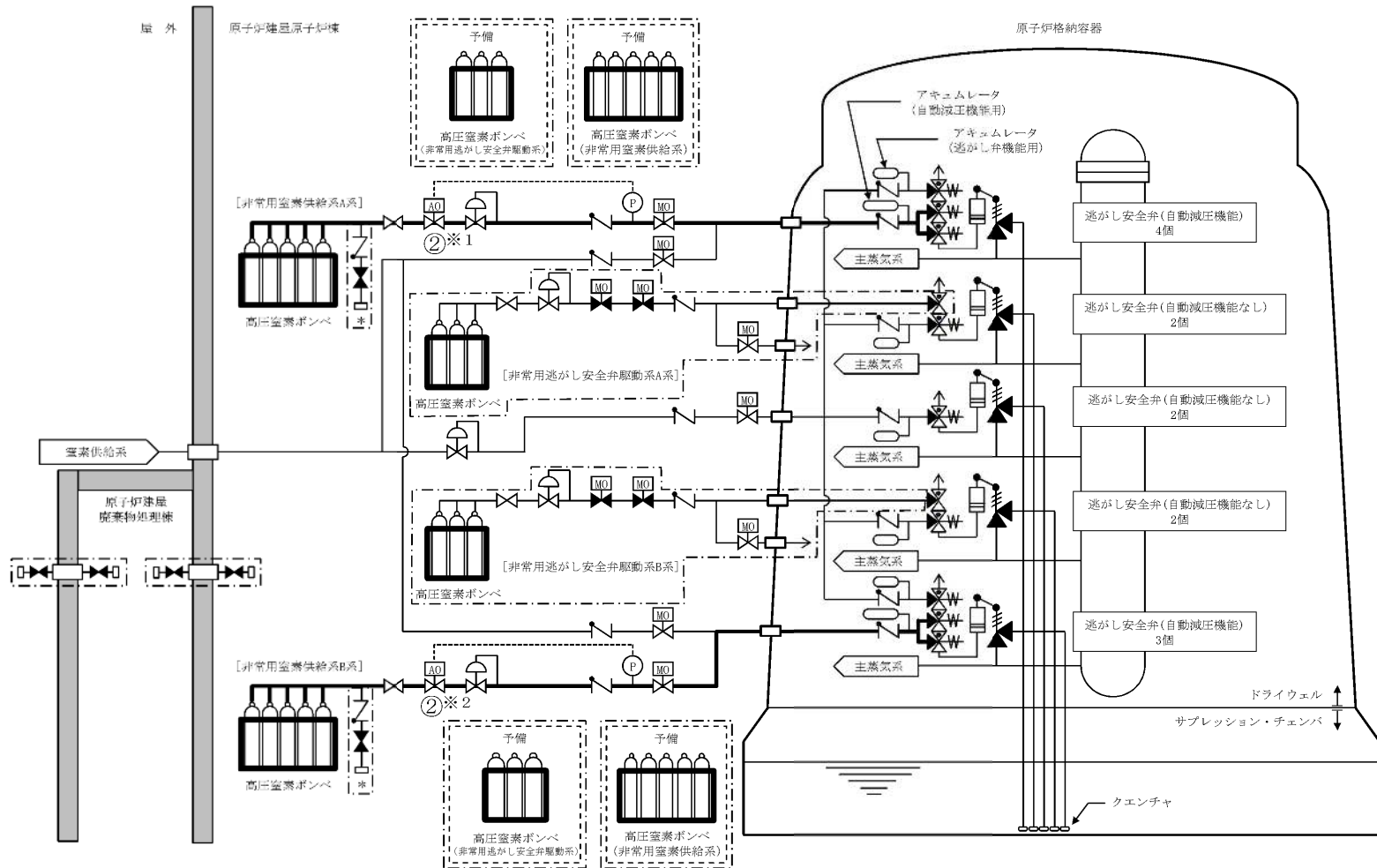


過渡時自動減圧機能論理回路

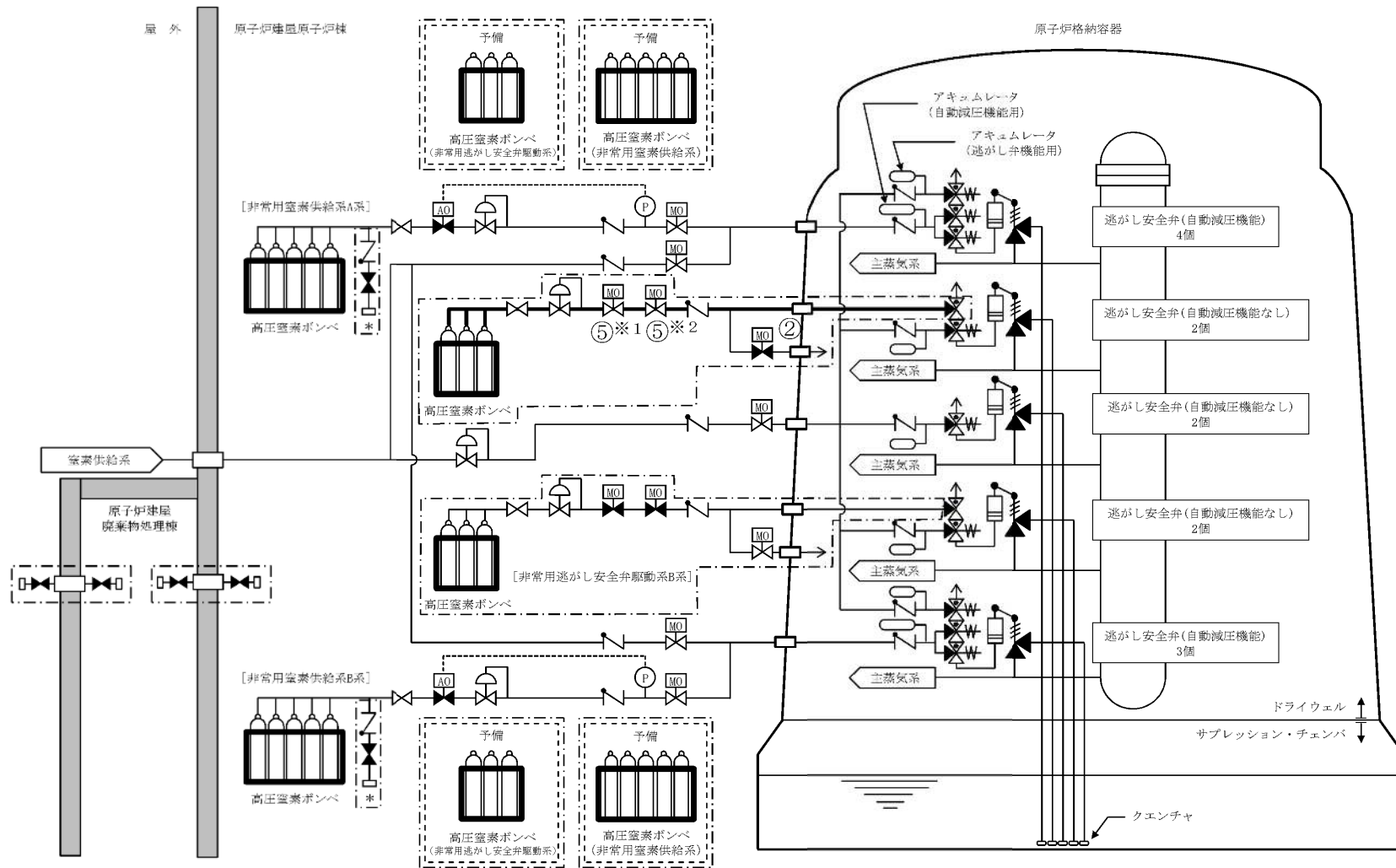


- *1: B系論理回路の場合は「A」を「B」に読み替える。
- *2: B系論理回路の場合は「C」を「D」に読み替える。
- *3: B系論理回路の場合は「低圧炉心スプレイ系ポンプ又は残留熱除去系ポンプ(A)吐出圧力確立」を「残留熱除去系ポンプ(B)又は(C)吐出圧力確立」に読み替える。
- *4: 当該設備については「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 (設置許可基準規則第44条に対する設計方針を示す章)」で示す。
- *5: 自動減圧系用電磁弁
- *6: 逃がし安全弁用電磁弁

第 6.8-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図 (原子炉減圧の自動化)



第 6.8-2 図 原子炉冷却材圧力を減圧するための設備系統概要図
(逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧)



第 6.8-3 図 原子炉冷却材圧力を減圧するための設備系統概要図
(非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧)

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】

< 添付資料 目次 >

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

3.3.1 設置許可基準規則第46条への適合方針

- (1) 過渡時自動減圧ロジック（過渡時自動減圧機能）（設置許可基準規則の解釈第1項（1）a））
- (2) 逃がし安全弁機能回復（可搬型代替直流電源供給）（設置許可基準規則解釈の第1項（2）a））
- (3) 逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）（設置許可基準規則解釈の第1項（2）b））
- (4) 逃がし安全弁の背圧対策（設置許可基準規則解釈の第1項（2）c））
- (5) インターフェイスシステムLOCA隔離弁
- (6) 復旧手段の整備
- (7) 逃がし安全弁（逃がし弁機能）の手動操作による減圧
- (8) タービン・バイパス弁の手動操作による原子炉の減圧
- (9) 原子炉隔離時冷却系の手動操作による原子炉の減圧
- (10) 逃がし安全弁機能回復（可搬型窒素供給装置（小型））
- (11) 代替逃がし安全弁駆動装置による減圧

3.3.2 重大事故等対処設備

3.3.2.1 逃がし安全弁

3.3.2.1.1 設備概要

- (1) 逃がし弁機能
- (2) 安全弁機能

- (3) 自動減圧機能
- (4) 逃がし弁機能用アキュムレータ
- (5) 自動減圧機能用アキュムレータ

3.3.2.1.2 主要設備の仕様

- (1) 逃がし安全弁
- (2) 自動減圧機能用アキュムレータ

3.3.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.3.2.1.3.1 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) 切り替えの容易性（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）

3.3.2.1.3.2 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) 設計基準対象設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

3.3.2.2 過渡時自動減圧機能

3.3.2.2.1 設備概要

3.3.2.2.2 主要設備の仕様

3.3.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.3.2.2.3.1 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) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）
 - (4) 切り替えの容易性（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）
- 3.3.2.2.3.2 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）
- 3.3.2.3 逃がし安全弁機能回復（可搬型代替直流電源供給）
- 3.3.2.3.1 設備概要
- 3.3.2.3.2 主要設備の仕様
- (1) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池
 - (2) 可搬型代替低圧電源車
 - (3) 可搬型整流器
 - (4) 可搬型設備用軽油タンク
 - (5) タンクローリ
- 3.3.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針
- 3.3.2.3.3.1 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) 切り替えの容易性（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）
- 3.3.2.3.3.2 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）

3.3.2.3.3.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

- (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）
- (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）
- (3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）
- (4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）
- (5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項五）
- (6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第43条第3項六）
- (7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性（設置許可基準規則第43条第3項七）

3.3.2.4 逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）

3.3.2.4.1 設備概要

3.3.2.4.2 主要設備の仕様

- (1) 高圧窒素ガスボンベ

3.3.2.4.3 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) 切り替えの容易性（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）

3.3.2.4.3.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

- (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

- (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）
- (3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）
- (4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）
- (5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項五）
- (6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第43条第3項六）
- (7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性（設置許可基準規則第43条第3項七）

3.3.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.3.3.1 インターフェイスシステムLOCA隔離弁

3.3.3.1.1 設備概要

3.3.3.1.2 主要設備の仕様

- (1) 高圧炉心スプレイ系注入弁
- (2) 原子炉隔離時冷却系注入弁
- (3) 低圧炉心スプレイ系注入弁
- (4) 残留熱除去系A系注入弁
- (5) 残留熱除去系B系注入弁
- (6) 残留熱除去系C系注入弁

3.3.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

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】

【設置許可基準規則】

(原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備)

第四十六条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧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46条に規定する「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を減圧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) ロジックの追加

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

(2) 可搬型重大事故防止設備

a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWRの場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWRの場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。

b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。

c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。

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

3.3.1 設置許可基準規則第46条への適合方針

重大事故等時において，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態である場合，原子炉の減圧及び低圧状態（動作可能な低圧注水ポンプにて炉心への注水維持可能な状態）を維持するために必要な数量*の逃がし安全弁を**作動**させ原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することで，炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止可能な設計とする。

*：炉心の崩壊熱量が大きな重大事故等発生直後の事象初期であって，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態から常設低圧代替注水系ポンプで注水維持可能な低圧状態まで減圧させる場合には7個（残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ（以下「残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）等」という。）を動作させる場合は2個）の逃がし安全弁を**作動**させることで必要な減圧容量を確保可能な設計とする。

また，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても，炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため，以下の逃がし安全弁の**作動**に必要な措置を講じた設計とする。

- (1) 過渡時自動減圧ロジック（過渡時自動減圧機能）（設置許可基準規則の解釈第1項（1）a））

設計基準事故対処設備が有する原子炉の自動減圧機能が喪失した場合において，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するため，原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転している場合に，逃がし安全弁（自動減圧機能）2個を**作動**させる減圧自動化ロジックを設ける。

- (2) 逃がし安全弁機能回復（代替直流電源供給）（設置許可基準規則解釈の第1項（2）a））

逃がし安全弁の作動に必要な所内常設直流電源設備が喪失した場合は、可搬型代替直流電源設備からの電源供給により、逃がし安全弁（自動減圧機能）7個の作動が可能な設計とする。また、作動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続することで、逃がし安全弁（自動減圧機能）2個の作動が可能な設計とする。

なお、可搬型代替直流電源設備ではないが、常設代替直流電源設備からの電源供給により、逃がし安全弁（自動減圧機能）7個の作動が可能な設計とする。

- (3) 逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）（設置許可基準規則解釈の第1項（2）b））

逃がし安全弁の作動に必要なアキュムレータ（逃がし弁機能用及び自動減圧機能用）の供給圧力が喪失した場合は、非常用窒素供給系の高圧窒素ポンベにより、逃がし安全弁（自動減圧機能）7個への窒素供給が可能な設計とする。

- (4) 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉の減圧

逃がし安全弁の作動に必要なアキュムレータ（逃がし弁機能用及び自動減圧機能用）の供給圧力が喪失した場合は、非常用逃がし安全弁駆動系の高圧窒素ポンベより、逃がし安全弁（逃がし弁機能）に直接窒素を供給することで、逃がし安全弁（逃がし弁機能）4個の作動が可能な設計とする。

(5) 逃がし安全弁の背圧対策（設置許可基準規則解釈の第1項（2）c））

非常用窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系は、想定される重大事故等時の環境条件を考慮して、格納容器圧力が仮に設計圧力の2倍の状態（2Pd）となった場合でも、逃がし安全弁を確実に作動させることができるように、高圧窒素ポンベの供給圧力を設定する。

(6) インターフェイスシステムLOCA発生時に用いる設備

インターフェイスシステムLOCA隔離弁（高圧炉心スプレイ系注入弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁、低圧炉心スプレイ系注入弁、残留熱除去系A系注入弁、残留熱除去系B系注入弁及び残留熱除去系C系注入弁）は、インターフェイスシステムLOCA時において、現場で弁を操作することにより原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離する機能を有する。

また、技術的能力審査基準への適合のため、復旧手段として、以下を整備する。

(7) 復旧手段の整備

全交流電動力電源喪失が原因で常設直流電源喪失が発生している場合は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替直流電源設備により、逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な直流電源を給電して原子炉減圧を実施する。なお、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

なお、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための自主対策設備として、以下を整備する。

(8) 逃がし安全弁（逃がし弁機能）の手動操作による減圧

窒素供給系が健全で、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動に必要な窒素が、逃がし弁機能用アキュムレータに供給されている場合に、逃がし安全弁（逃がし弁機能）を開操作することで原子炉圧力容器バウンダリを減圧する。窒素供給系は、耐震Sクラス設計ではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば原子炉圧力バウンダリを冷却する手段として有効である。

(9) タービン・バイパス弁の手動操作による原子炉の減圧

主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用母線が健全で、復水器の真空状態が維持できている場合に、タービン・バイパス弁を開操作することで原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。タービン・バイパス弁は、耐震Sクラス設計ではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば原子炉圧力バウンダリを冷却する手段として有効である。

(10) 原子炉隔離時冷却系の手動操作による原子炉の減圧

復水貯蔵タンクが使用可能であり、かつ常設直流電源系統が健全である場合に、原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系を復水貯蔵タンク循環運転とすることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。復水貯蔵タンクは、耐震Sクラス設計ではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば原子炉圧力バウンダリを冷却する手段として有効である。

(11) 逃がし安全弁機能回復（可搬型窒素供給装置（小型））

非常用窒素供給系の予備の高圧窒素ポンペによる窒素供給圧力が低下した場合は、可搬型窒素供給装置（小型）を非常用窒素供給系に接続し、自動減圧機能用アキュムレータに窒素を供給することで、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。可搬型窒素供給装置（小型）は、自動減圧機能用アキュムレータへの窒素供給に時間を要するが、使用可能であれば原子炉圧力バウンダリを冷却する手段として有効である。

3.3.2 重大事故等対処設備

3.3.2.1 逃がし安全弁

3.3.2.1.1 設備概要

逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を防止するため、格納容器内の主蒸気配管に設置された重大事故等対処設備であり、原子炉の蒸気を、排気管によりサプレッション・プール水面下に導き凝縮するようにする。

逃がし安全弁は、バネ式の安全弁に外部から強制的に開閉を行う空気式のアクチュエータを取付けたもので、蒸気圧力がスプリングの設定圧力に達すると自動開放する安全弁機能のほか、外部信号によってアクチュエータのピストンに、アキュムレータに蓄圧された窒素を供給してアクチュエータを作動させ弁を強制的に開放する逃がし弁機能及び自動減圧機能がある。また、アキュムレータは、逃がし弁機能用及び自動減圧機能用のアキュムレータが各々の機能別に設置されており、通常運転時は窒素供給系から窒素供給されている。

(1) 逃がし弁機能

逃がし弁機能は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、原子炉圧力高の信号により、逃がし弁機能用アキュムレータに蓄圧された窒素をアクチュエータのピストンに供給して弁を強制的に開放する。

18個の逃がし安全弁は、全てこの機能を有している。

(2) 安全弁機能

安全弁機能は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、逃がし弁機能のバックアップとして、圧力の上昇に伴いスプリングに打ち勝って自動開放されることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの最も過酷な圧力変化の場合にも原子炉圧力が最高使用圧力の1.1倍を超えない設計とする。

18個の逃がし安全弁は、全てこの機能を有している。

(3) 自動減圧機能

自動減圧機能は、非常用炉心冷却系の一部であり、原子炉水位異常低とドライウェル圧力高の両方の信号により、自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素をアクチュエータのピストンに供給して弁を強制的に開放し、中小破断事故時に原子炉圧力を速やかに低下させて、残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）等の早期の注水を促す。

18個の逃がし安全弁のうち、7個がこの機能を有している。

(4) 逃がし弁機能用アキュムレータ

逃がし弁機能用アキュムレータは、逃がし安全弁が逃がし弁機能によって強制的に開放するために必要な駆動用窒素を供給する。逃がし弁機能用アキュムレータは、通常運転時に窒素供給系より窒素供給されている。18個の逃がし弁機能用アキュムレータは、すべてこの機能を有しており、各々のアキュムレータが各逃がし安全弁に窒素供給が可能な設計とする。

(5) 自動減圧機能用アキュムレータ

自動減圧機能用アキュムレータは、逃がし安全弁が自動減圧機能によって強制的に開放するために必要な駆動用窒素を供給する。自動減圧機能用アキュムレータは、通常運転時に窒素供給系及び非常用窒素供給系より窒素供給されている。7個の自動減圧機能用アキュムレータは、全てこの機能を有しており、各々のアキュムレータが各逃がし安全弁（自動減圧機能）に窒素供給が可能な設計とする。

また、上記(1)～(3)の機能とは別に、中央制御室からの操作により、逃がし弁機能用アキュムレータ又は自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素をアクチュエータのピストンに供給して弁を作動させ、原子炉圧力を制御することができる。

重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態である場合は、原子炉の減圧及び低圧状態を維持するため、過渡時自動減圧又は中央制御室からの操作により逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させて、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧が可能な設計とする。

また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合は、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、逃がし安全弁（自動減圧機能）を中央制御室からの操作により作動させて、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧が可能な設計とする。

なお、インターフェイスシステムLOCA発生時に原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離ができない場合は、一次冷却材の漏えい抑制のため、逃がし安全弁（自動減圧機能）を中央制御室からの操作により作動させて原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧が可能な設計とする。

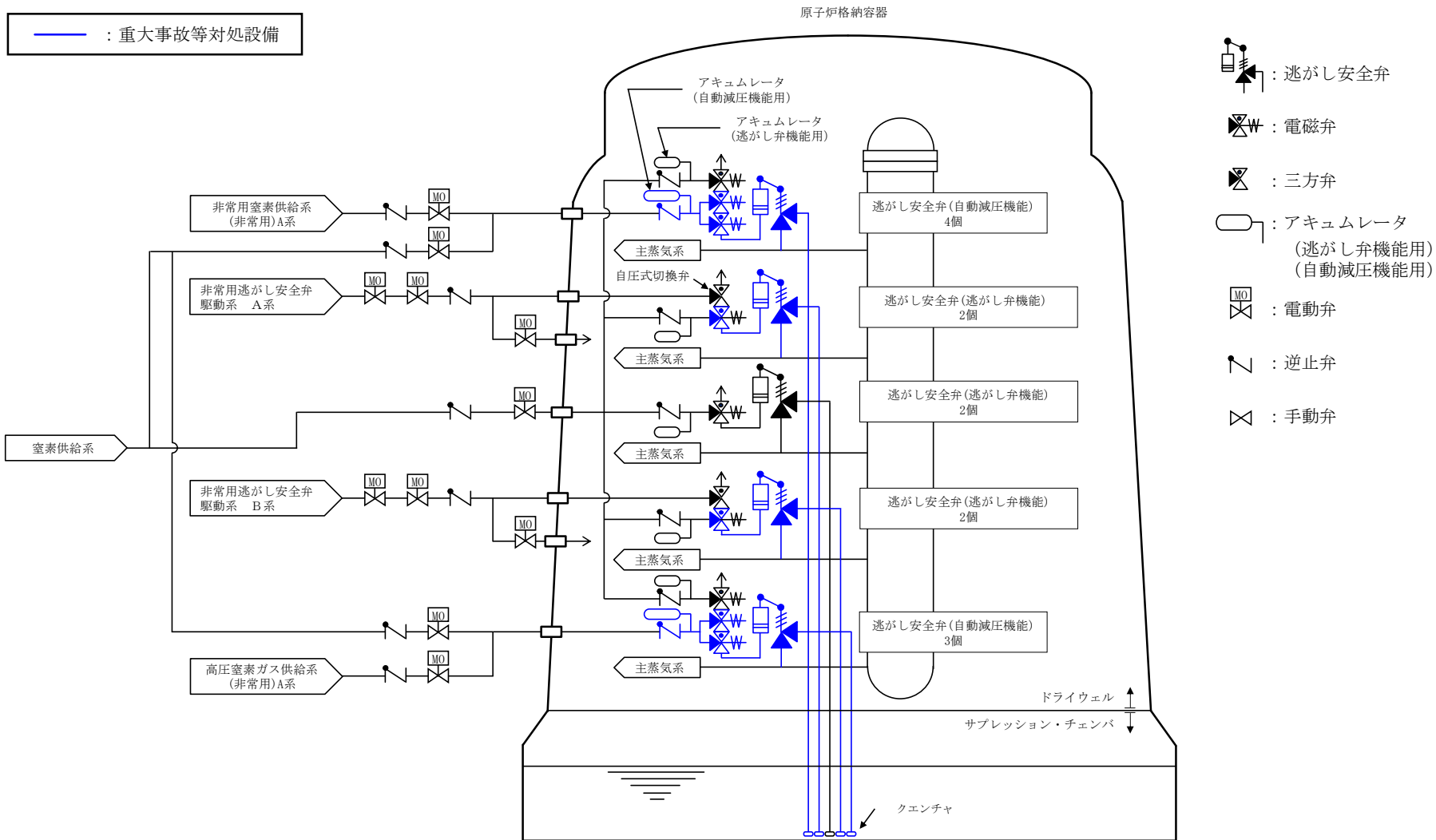
逃がし安全弁（自動減圧機能）は、自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素又は非常用窒素供給系の高圧窒素ポンベからの窒素供給により、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させて、原子炉冷却材圧力バウンタリの減圧が可能な設計とする。

その他、逃がし安全弁の作動に必要なアキュムレータの供給圧力が喪失した場合の原子炉冷却材圧力バウンタリを減圧する手段として、非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧を設ける。

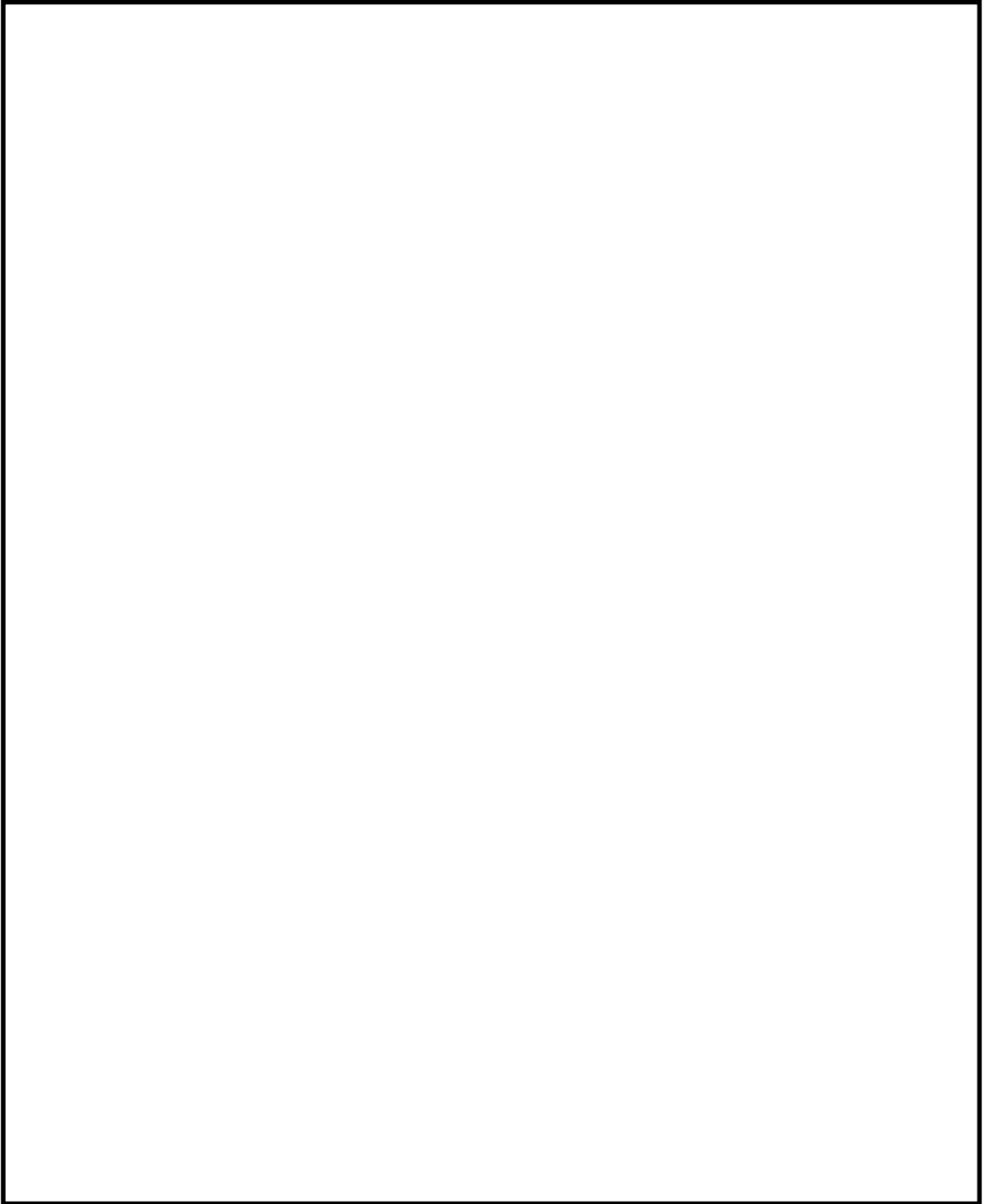
非常用逃がし安全弁駆動系は、非常用窒素供給系から独立した系統構成で高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）から逃がし安全弁（逃がし弁機能）に直接窒素を供給することで、2個の逃がし安全弁（逃がし弁機能）を作動させて、原子炉冷却材圧力バウンタリを減圧することができる設計とする。

自動減圧機能用アキュムレータは、逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動環境条件を考慮して、格納容器圧力が設計圧力の2倍の状態（2Pd）においても全開可能な圧力に設定する。また、非常用窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系の系統圧力は、逃がし安全弁の作動環境条件を考慮して格納容器圧力が設計圧力の2倍の状態（2Pd）においても全開可能な圧力に設定する。

逃がし安全弁及びアキュムレータに関する系統概要図を第3.3-1図に、逃がし安全弁設備概要図を第3.3-2図に、重大事故等対処設備一覧を第3.3-1表に示す。



第 3.3-1 図 逃がし安全弁及びアキュムレータに関する系統概要図



第 3.3-2 図 逃がし安全弁設備概要図

第3.3-1表 逃がし安全弁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		逃がし安全弁(自動減圧機能)【常設】*1 逃がし安全弁(逃がし弁機能)【常設】*2 自動減圧機能用アキュムレータ【常設】
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	主蒸気系配管・クエンチャ【常設】
	注水先	—
	電源設備*3 (燃料給油設備含む)	所内常設直流電源設備 125V系蓄電池 A系【常設】 125V系蓄電池 B系【常設】 常設代替直流電源設備 緊急用125V系蓄電池【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】 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型整流器【可搬】 燃料給油設備 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
	計装設備*4	原子炉圧力【常設】 原子炉圧力(SA)【常設】 原子炉水位(広帯域)【常設】 原子炉水位(SA広帯域)【常設】 原子炉水位(燃料域)【常設】 原子炉水位(SA燃料域)【常設】 サプレッション・プール水位【常設】 サプレッション・プール水温度【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】 原子炉圧力容器温度【常設】 高圧炉心スプレイ系系統流量【常設】 原子炉隔離時冷却系系統流量【常設】 高圧代替注水系系統流量【常設】

設備区分	設備名
	高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力【常設】 常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力【常設】 低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】 常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力【常設】

*1: 逃がし安全弁18個のうち、自動減圧機能を有する弁は、以下のとおり。

B22-F013B, C, F, H, K, L, R 計7個

*2: 逃がし安全弁18個のうち、非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉の減圧で使用する弁は以下のとおり。 B22-F013A, G, S, V 計4個

*3: 単線結線図を補足説明資料46-2に示す。電源設備については、「3.14電源設備許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」で示す。

*4: 主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態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。

3.3.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 逃がし安全弁

種類 : バネ式 (アクチュエータ付)

個数 : 18

取付箇所 : 格納容器内

(安全弁機能*)

吹出圧力 MPa [gage]	弁個数	容量/個 t/h (吹出し圧力×1.03において)
7.78	2	385.2
8.10	4	400.5
8.16	4	403.9
8.23	4	407.2
8.30	4	410.6

(逃がし弁機能*)

吹出圧力 MPa [gage]	弁個数	容量/個 t/h (吹出し圧力において)
7.37	2	354.6
7.44	4	357.8
7.51	4	361.1
7.58	4	364.3
7.64	4	367.6

* : 安全弁機能及び逃がし弁機能は、あらかじめ設定された圧力で自動的に吹き止まる設計であることから、原子炉の低圧状態の維持及びインターフェイスシステム L O C A 時の漏えい量抑制に期待する機能ではない。

(2) 自動減圧機能用アキュムレータ

種 類 : 円筒型
個 数 : 7
容 量 : 0.25m³
最高使用圧力 : 2.28MPa[gage]
最高使用温度 : 171℃
取 付 箇 所 : 格納容器内

3.3.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.3.2.1.3.1 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。

逃がし安全弁及び自動減圧機能用アキュムレータは，格納容器内に設置される設備であることから，想定される重大事故等時における格納容器内の環境条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，第3.3-2表に示す設計とする。

また，想定される重大事故等時の環境条件のうち，格納容器圧力が仮に設計圧力の2倍（2Pd）となった場合においても，確実に逃がし安全弁を作動させることができるように，窒素供給系及び非常用窒素供給の供給圧力を設定する。

(46-3-7)

第3.3-2表 想定する環境条件

環境条件	対応
環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	設置場所である中央制御室，原子炉建屋付属棟及び原子建屋原子炉棟で想定される環境温度，環境圧力，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合せを考慮した上で，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）
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防護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。
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。

逃がし安全弁（自動減圧機能）の操作は、想定される重大事故時に
おいて、中央制御室内の環境条件を考慮の上、中央制御室のスイッチ
操作が可能な設計とする。

中央制御室のスイッチを操作するにあたり、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、スイッチには誤操作防止のた
めに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。

自動減圧機能用アキュムレータは操作不要な設計とする。

第3.3-3表に操作対象機器を示す。

(46-3-3)

第3.3-3表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
逃がし安全弁 (自動減圧機能)	全閉⇒全開	中央制御室	スイッチ操作

(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。

逃がし安全弁は、第3.3-4表に示すように原子炉の停止中に分解検査、機能・性能検査及び外観検査が可能な設計とする。

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ないこと、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことについて、逃がし安全弁部品表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。

機能・性能検査のうち安全弁機能検査として、逃がし安全弁の組み立て時に、吹下りに影響する調整装置の設定値が規定の位置に設定されていることを確認し、窒素ガスにより逃がし安全弁の入口側を加圧することで、逃がし安全弁（安全弁機能）の吹出し圧力が許容値以内であること、及び弁座からの漏えい量が規定値以内であることが確認可能な設計とする。

機能・性能検査のうち逃がし弁機能検査として、圧力スイッチに動作に必要な圧力を加え、圧力スイッチが動作した時の動作値が許容範囲内であることを確認する。また、逃がし弁動作信号を模擬的に発信、復旧させることにより、逃がし安全弁が「全開」及び「全閉」することが確認可能な設計とする。

機能・性能検査のうち自動減圧系機能検査として、自動減圧系を動作させ、逃がし安全弁が全開するまでの時間を測定し、自動減圧機能を有する逃がし安全弁の全数が、許容動作範囲で「全開」動作することが確認可能な設計とする。

外観検査として、逃がし安全弁が主蒸気管に取り付けられた状態で外観の確認が可能な設計とする。

なお、逃がし安全弁は、多重性を備えた機器であるが、各々が独立して他の系統へ悪影響を及ぼさず検査が可能な設計とし、停止中における検査を行う際、接近性を考慮した必要な空間を備え、構造上接近又は検査が困難とならない設計とする。

(46-5-2～6)

第3.3-4表 逃がし安全弁の試験及び検査

原子炉の状態	項目	内容
停止中	分解検査	逃がし安全弁の部品の表面状態を、検査及び目視により確認
	機能・性能検査	吹出圧力確認 安全弁機能による作動確認 逃がし弁機能による作動確認 自動減圧機能による作動確認 弁本体、弁座からの漏えい確認
	外観検査	逃がし安全弁の外観確認

自動減圧機能用アキュムレータは、第3.3-5表に示すように原子炉の停止中に機能・性能検査及び外観検査が可能な設計とする。

自動減圧機能用アキュムレータは、機能・性能検査として、高圧窒素ポンベから窒素を供給することで、アキュムレータの漏えいの有無の確認を行うことが可能な設計とする。

自動減圧機能用アキュムレータは、外観検査として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことについて表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。

なお、自動減圧機能用アキュムレータは、多重性を備えた機器であるが、各々が独立して他の系統へ悪影響を及ぼさず検査が可能な設計とし、停止中における検査を行う際、接近性を考慮した必要な空間を備え、構造上接近又は検査が困難とならない設計とする。

第3.3-5表 自動減圧機能用アキュムレータの試験及び検査

原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	アキュムレータの漏えい確認
	外観検査	アキュムレータの外観確認

(4) 切り替えの容易性（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。

逃がし安全弁及び自動減圧機能用アキュムレータは、本来の用途以外の用途には使用しない。

逃がし安全弁及び自動減圧機能用アキュムレータは、切り替えが不要な設計とする。

(46-4-3)

(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。

逃がし安全弁及び自動減圧機能用アキュムレータは、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対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(46-4-3)

(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。

逃がし安全弁は、第3.3-6表に示すように格納容器内に設置されている設備であるが、中央制御室からの操作が可能な設計とすることで、設置場所の放射線量が高くなるおそれが少ない設計とする。

自動減圧機能用アキュムレータについては、操作不要な設計とする。また、アキュムレータの供給圧力が喪失した場合でも、非常用窒素供給系の窒素ポンベにより逃がし安全弁（自動減圧機能）7個への窒素供給が可能であり、アキュムレータの復旧作業が不要な設計とする。

(46-3-3, 6)

第3.3-6表 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
逃がし安全弁 (自動減圧機能)	格納容器内	中央制御室

3.3.2.1.3.2 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。

逃がし安全弁は、十分な吹出能力を有する容量とし、計基準事対象施設としての仕様が、システムの目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設の容量等と同仕様の設計とする。

また、自動減圧機能用アキュムレータは、逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に十分な供給窒素を有する容量とし、設計基準事対象施設の容量等の仕様が、システムの目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設と同仕様の設計とする。

(46-3-3, 6)

(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。

逃がし安全弁は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(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。

逃がし安全弁及び自動減圧機能用アキュムレータは、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備としての安全機能を兼ねる設備であるが、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた格納容器内に設置することにより、外部からの共通要因により同時に安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。

また、逃がし安全弁（逃がし弁機能）に非常用逃がし安全弁駆動系を設けることで、重大事故等時に作動が必要な逃がし安全弁の個数に対する余裕を確保するとともに、窒素供給源及び逃がし安全弁の作動方法に多様性を持たせた設計とする。

逃がし安全弁の多様性又は多重性、位置的分散について、第3.3-7表に示す。

(46-3-4, 6, 46-4-3)

第3.3-7表 多様性又は多重性、位置的分散

逃がし安全弁	自動減圧機能*1				逃がし弁機能*2	
	格納容器内				格納容器内	
窒素供給源	非常用窒素供給系 高压窒素ポンペ				非常用逃がし安全弁駆動系 高压窒素ポンペ	
	原子炉建屋原子炉棟				原子炉建屋原子炉棟	
逃がし安全弁作動に必要な操作対象設備	逃がし安全弁電磁弁				電動弁	
	格納容器内				原子炉建屋原子炉棟	
駆動用電源	所内常設直流電源設備 (蓄電池)	常設代替直流電源設備 (蓄電池)	可搬型代替交流電源設備(電源車)	逃がし安全弁用可搬型蓄電池	所内常設直流電源設備 (蓄電池)	可搬型代替直流電源設備(電源車)
	原子炉建屋附属棟	原子炉建屋附属棟	屋外	中央制御室	原子炉建屋附属棟	屋外

*1：逃がし安全弁18個のうち、自動減圧機能を有する弁は、以下のとおり。

B22-F013B, C, F, H, K, L, R 計7個

*2：逃がし安全弁18個のうち、非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉の減圧で使用する弁は以下のとおり。 B22-F013A, G, S, V 計4個

3.3.2.2 過渡時自動減圧機能

3.3.2.2.1 設備概要

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の自動減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）又は低圧炉心スプレー系ポンプが運転している場合に、逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）*を作動させることを目的として論理回路を設けるものである。

本システムは、原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）又は低圧炉心スプレー系ポンプが運転している場合に、逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）2個を作動させる論理回路を設ける構成とする。原子炉水位異常低下（レベル1）の検出器を多重化し、残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力確立の条件成立時、2 out of 2論理にて自動的に信号を発信し、信頼性向上を図る設計とする。

*：逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）は、過渡時自動減圧機能により動作する逃がし安全弁（自動減圧機能）2個を示す。

過渡時自動減圧機能に関する重大事故等対処設備一覧を第3.3-8表に示す。

第3.3-8表 過渡時自動減圧機能に関する重大事故等対処設備一覧

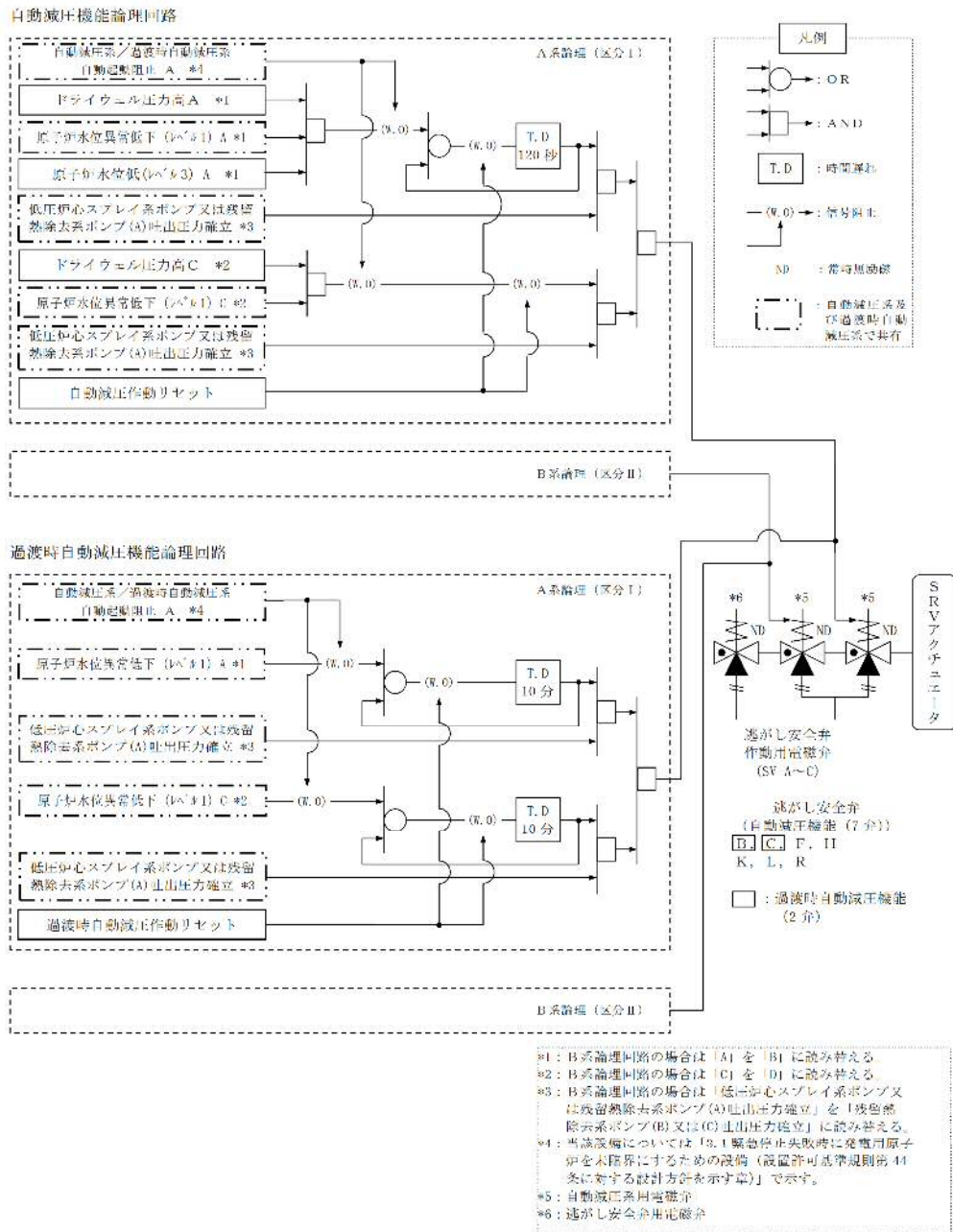
設備区分		設備名
主要設備		過渡時自動減圧機能【常設】
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	—
	注水先	—
	電源設備* ¹ (燃料給油設備含む)	非常用交流電源設備 2 C 非常用ディーゼル発電機【常設】 2 D 非常用ディーゼル発電機【常設】 燃料給油設備 2 C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ【常設】 2 D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 2 C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 2 D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】
計装設備* ²	原子炉圧力【常設】 原子炉圧力 (SA)【常設】 原子炉水位 (広帯域)【常設】 原子炉水位 (SA広帯域)【常設】 原子炉水位 (燃料域)【常設】 原子炉水位 (SA燃料域)【常設】 サプレッション・プール水位【常設】 サプレッション・プール水温度【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】 原子炉圧力容器温度【常設】 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力【常設】 常設高圧代替代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力【常設】 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】	

設備区分	設備名
	常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力【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。

3.3.2.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を、第3.3-3図に示す。



第 3.3-3 図 過渡時自動減圧機能説明図

3.3.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.3.2.2.3.1 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

設計方針については，「2.3.3 環境条件等」で示す。

過渡時自動減圧機能は，中央制御室，原子炉建屋付属棟及び原子建屋原子炉棟内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等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建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し，以下の第3.3-9表に示す設計とする。

(46-3-2, 3)

第3.3-9表 想定する環境条件

環境条件	対応
環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	設置場所である中央制御室，原子炉建屋付属棟及び原子建屋原子炉棟で想定される環境温度，環境圧力，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。
海水を通水するシステムへの影響	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	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，原子炉建屋付属棟及び原子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。

(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。

過渡時自動減圧機能は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

過渡時自動減圧機能は、原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転している場合に、2個の逃がし安全弁を自動で確実に作動させる設計とする。

過渡時自動減圧機能は、原子炉水位異常低下（レベル1）の検出器は多重化し、残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力確立の条件成立時「2 out of 2」論理で逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）動作させることで、信頼性向上を図った設計とする。

(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。

過渡時自動減圧機能は、逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）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るため、第3.3-10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。

原子炉減圧の自動化に使用する過渡時自動減圧機能は、原子炉の停止中に機能・性能確認として、模擬入力による論理回路の動作確認、校正及び設定値確認が可能な設計とする。

(46-5-6～9)

第3.3-10表 過渡時自動減圧機能の試験・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 タイマーの確認 論理回路確認

(4) 切り替えの容易性（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、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

過渡時自動減圧機能は、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。

過渡時自動減圧機能は，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。

過渡時自動減圧機能の論理回路は，自動減圧系とは別の制御盤に収納することで，自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

過渡時自動減圧機能は，原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力高の検出器からの入力信号並びに論理回路からの逃がし安全弁（自動減圧機能）作動用電磁弁制御信号は，自動減圧系と共有するが自動減圧系と検出器信号についてリレーにより分離し，論理回路電源は，配線用遮断器及びヒューズにより分離することで，自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

過渡時自動減圧機能は，他の設備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。

(46-11-2～7)

(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。

過渡時自動減圧機能は、中央制御室、原子炉建屋付属棟及び原子建屋原子炉棟内に設置されている設備であるが、原子炉水位異常低下（レベル1）、残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力確立の条件成立時、2 out of 2論理により自動で動作し、操作を行なわない設計とする。

3.3.2.2.3.2 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。

過渡時自動減圧機能は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷を防止するために作動する回路であることから、炉心が露出しないように燃料有効長頂部より高い設定として、原子炉水位異常低下（レベル1）信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。また、逃がし安全弁が作動すると冷却材が放出され、その補給に残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプによる注水が必要であることから、原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転の場合に作動する設計とする。

過渡時自動減圧機能の動作対象台数は、炉心損傷に至らない台数を考慮した設計とする。

過渡時自動減圧機能の動作対象弁は、サブプレッション・プールの熱負荷を考慮し、異なる主蒸気配管の逃がし安全弁（自動減圧機能）となるよう設計する。

(46-6-2, 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，位置的分離，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、過渡時自動減圧機能は共用しない。

(3) 設計基準対象設備との多様性（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

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

過渡時自動減圧機能の論理回路は、格納容器圧力高の信号がなく、格納容器圧力高の信号成立により動作する自動減圧系論理回路に対して多様性を有する設計とする。

過渡時自動減圧機能は、自動減圧系と共通要因によって同時に機能が損なわれないよう、自動減圧系の制御盤と位置的分散を図ることで、地震、火災、溢水等の主要な共通要因故障によって同時に機能を損なわれない設計とする。

過渡時自動減圧機能は、他の設備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。

(46-11-2～8)

3.3.2.3 逃がし安全弁機能回復（代替直流電源供給）

3.3.2.3.1 設備概要

逃がし安全弁駆動に必要な常設直流電源が喪失し可搬型代替直流電源設備が使用できる場合は、可搬型代替直流電源設備用電源切替盤を切り替えることで、可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車）からの供給により、逃がし安全弁（自動減圧機能）7個の駆動が可能な設計とする。

可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車）は可搬型代替低圧電源車接続盤に接続し、可搬型整流器を経由することで、逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧系用電磁弁へ電源供給できる設計とする。また、可搬型設備用軽油タンクより、タンクローリを用いて燃料を補給できる設計とする。

逃がし安全弁駆動に必要な常設直流電源が喪失し常設代替直流電源設備が使用できる場合は、緊急用電源切替盤を切り替えることで、逃がし安全弁（自動減圧機能）7個の駆動が可能な設計とする。

また、常設直流電源が喪失し可搬型直流電源設備が使用できない場合は、駆動回路に逃がし弁安全弁用可搬型蓄電池を接続することで、逃がし安全弁（自動減圧機能）2個の作動が可能な設計とする。逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、24時間にわたり逃がし安全弁（自動減圧機能）2個を連続開可能な容量を有する設計とする。

直流電源単線結線図について補足説明資料46-2-2, 3に、重大事故等対処設備一覧を第3.3-11表に示す。

第3.3-11表 逃がし安全弁機能回復（代替直流電源設備）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		常設代替直流電源設備* ¹ 緊急用125V系蓄電池【常設】 可搬型代替直流電源設備* ¹ 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型整流器【可搬】 可搬型蓄電池 逃がし安全弁用可搬型蓄電池【可搬】 燃料給油設備* ¹ 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
関連設備	付属設備	—
	燃料流路	可搬型設備用軽油タンク～タンクローリ流路【可搬】 タンクローリ～可搬型代替低圧電源車流路【可搬】
	交流電路	—
	直流電路	緊急用125V系蓄電池～緊急用直流125V主母線盤電路【常設】 緊急用直流125V計装分電盤～緊急用電源切替盤電路【常設】 搬】 可搬型代替低圧電源車接続盤（西側）～可搬型代替直流電源設備用電源切替盤電路【常設】 可搬型整流器～可搬型代替低圧電源車接続盤（東側）電路【可搬】 可搬型代替低圧電源車接続盤（東側）～可搬型代替直流電源設備用電源切替盤電路【常設】 可搬型代替直流電源設備用電源切替盤～直流125V主母線盤 2 A 電路【常設】 可搬型代替直流電源設備用電源切替盤～直流125V主母線盤 2 B 電路【常設】

設備区分		設備名
	計装設備 (補助) ※2	緊急用直流125V主母線盤電圧【常設】 直流125V主母線盤 2 A電圧【常設】 直流125V主母線盤 2 B電圧【常設】

*1：単線結線図を補足説明資料46-2に示す。常設代替直流電源設備，可搬型代替直流電源設備及び燃料給油設備については，「3.14電源設備許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

*2：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ

3.3.2.3.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池

型式 : リチウムイオン電池
個数 : 2 (予備1)
容量 : 2,400Wh
電圧 : 125V
取付箇所 : 中央制御室
保管場所 : 中央制御室

(2) 可搬型代替低圧電源車

エンジン

個数 : 4 (予備1)
使用燃料 : 軽油

発電機

個数 : 4 (予備1)
種類 : 三相交流発電機
容量 : 500kVA/個
力率 : 0.8
電圧 : 440V
周波数 : 50Hz

設置場所 : 原子炉建屋西側可搬型代替低圧電源車設置エリア又は
原子炉建屋東側可搬型代替低圧電源車設置エリア

保管場所 : 西側保管場所及び南側保管場所及び予備機置き場

(3) 可搬型整流器

個 数 : 8 (予備1)

出 力 : 15kW/個

設置場所 : 原子炉建屋西側可搬型代替低圧電源車設置エリア又は
原子炉建屋東側可搬型代替低圧電源車設置エリア

保管場所 : 西側保管場所及び南側保管場所

(4) 可搬型設備用軽油タンク

容 量 : 30kL/個

個 数 : 7 (予備1)

設置場所 : 西側保管場所 (地下) 及び南側保管場所 (地下)

(5) タンクローリ

容 量 : 4.0kL/個

個 数 : 2 (予備3)

設置場所 : 原子炉建屋西側可搬型代替低圧電源車設置エリア又は
原子炉建屋東側可搬型代替低圧電源車設置エリア

保管場所 : 西側保管場所及び南側保管場所

(6) 緊急用125V系蓄電池

容 量 : 1組 (116個)

個 数 : 125V

容 量 : 6,000Ah

設置場所 : 原子炉建屋廃棄物処理棟1階

なお、上記(2)～(6)の電源設備の詳細については「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)」にて示す。

3.3.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.3.2.3.3.1 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

設計方針については，「2.3.3 環境条件等」で示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，中央制御室に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，中央制御室の環境条件を考慮し，第3.3-12表に示す設計とする。

第3.3-12表 想定する環境条件

環境条件	対応
環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	保管場所である中央制御室で想定される環境温度，環境圧力，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	保管場所で想定される適切な地震荷重との組合せを踏まえ，機器が損傷しないことを確認し，ベルトにより固定する。また，設置場所における転倒防止を考慮し，輪留めによる車両の固定が可能な設計とする。
津波	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	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。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続作業は、想定される重大事故等が発生した場合において、中央制御室の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上、接続場所である中央制御室にて作業可能な設計とする。作業場所である中央制御室は、十分な作業空間を確保する。以下の第3.3-13表に操作対象機器を示す。

(46-3-4)

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続作業は、ボルト・ネジ接続とし、一般的に用いられる工具（ドライバー）を用いて、確実に作業ができる設計とし、作業用工具は、作業場所である中央制御室内に保管することとする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、車輪を設けることにより運搬、移動ができるとともに、設置場所である中央制御室にてベルト固定により転倒対策が可能な設計とする。

第 3.3-13 表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
逃がし安全弁用可搬型蓄電池	接続箇所端子リフト 逃がし安全弁用可搬型蓄電池 接続	中央制御室	接続操作
	スイッチ操作 OFF⇒ON (逃がし安全弁 閉⇒開)	中央制御室	スイッチ 操作

(46-3-4, 46-4-5)

(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。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、第3.3-14表に示すように運転中又は停止中に外観検査，機能・性能試験が可能な設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、原子炉運転中又は停止中に外観検査として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷，割れ等がないことについて表面状態の確認が行えるとともに、機能・性能試験として、電圧の確認を行うことが可能な設計とする。また、原子炉の停止中に電磁弁への電源供給により弁の開閉を行うことで、機能・性能の確認が可能な設計とする。

第3.3-14表 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の試験・検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	外観の確認
	機能・性能試験	電圧測定
停止中	機能・性能試験	弁の開閉

(46-5-11)

(4) 切り替えの容易性（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，悪影響防止等について」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。

中央制御室において逃がし安全弁用可搬型蓄電池を自動減圧機能用電磁弁の電気回路に接続することにより、通常時における電源供給から逃がし安全弁用可搬型蓄電池による電源供給へ中央制御室での電気回路の接続により速やかに切り替えが可能な設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池と端子の接続は、接続規格を統一することで、第3.3-4図に中央制御室での逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続による逃がし安全弁開放のタイムチャートに示すとおり、原子炉の減圧が要求されるタイミングより十分早い段階で電源給電が可能な設計とする。

(46-4-5, 46-7-2)

		経過時間 (分)								備考
		10	20	30	40	50	60	70	80	90
手順の項目	実施箇所・必要要員数	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復 56分								
逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1								

第3.3-4図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復
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1.3（冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等）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。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，通常時に接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時は重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，設置場所である中央制御室にてベルトで固定により転倒対策を実施することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(46-4-5)

(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。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、線源からの隔離距離により放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所である、中央制御室に設置し、設置場所で操作可能な設計とする。

(46-3-4)

第3.3-15表 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
逃がし安全弁用可搬型蓄電池	中央制御室	中央制御室

3.3.2.3.3.2 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。

可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器）からの供給により、24時間にわたり逃がし安全弁（自動減圧機能）（7個）の動作が可能な設計とする。

常設代替直流電源設備からの供給により、24時間にわたり逃がし安全弁（自動減圧機能）（7個）の動作が可能な設計とする。

(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，可搬型代替低圧電源車，可搬型設備用軽油タンク，タンクローリ及び可搬型整流器は共用しない。

(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。

可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器）からの電源供給による逃がし安全弁の駆動は，125V蓄電池 A系及び125V蓄電池 B系からの電源供給による逃がし安全弁の駆動と異なる電源及び電路で構成し，多様性を有する設計とする。

可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復において逃がし安全弁（自動減圧機能）は、可搬型代替低圧電源車又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池から供給することで、所内常設直流電源設備を用いた弁操作に対し、多様性を有する設計とする。

常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復において逃がし安全弁（自動減圧機能）は、緊急用125V系蓄電池から供給することで、非常用交流電源設備を用いた弁操作に対し、多様性を持つ設計とする。

(46-4-4)

3.3.2.3.3.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第3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に加え、十分に余裕のある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。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、逃がし安全弁（自動減圧機能）1個の作動時間を考慮した蓄電池容量を有するものを2個使用する。保有数は2個、保守点検は電圧測定であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時の予備として1個の合計3個を保管する。

(46-6-4)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(i) 要求事項

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

(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。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続は、ボルト・ネジ接続とし、一般的に使用される工具（ドライバー）を用いて容易かつ確実に接続操作可能な設計とする。

(46-4-5, 46-7-2)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(i) 要求事項

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

(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。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、原子炉建屋の外から水又は電力を供給する設備ではなく、中央制御室から接続可能な設計とする。

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）

(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可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線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。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続は、線源からの隔離距離により放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所である、中央制御室で操作可能な設計とする。

(46-3-4)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項五）

(i) 要求事項

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

(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。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、地震、津波、その他の外部事象による損傷の防止が図られた中央制御室に保管する。また、原子炉建屋付属棟内の所内常設直流電源設備である125V蓄電池 A系及び125V蓄電池 B系と異なる区画である中央制御室に保管することで、位置的分散を図る設計とする。

(46-3-4)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第43条第3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、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

(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。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の運搬経路は、地震、津波、その他の外部事象による損傷の防止が図られた中央制御室に確保する。

(46-9-2～7)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性（設置許可基準規則第43条第3項七）

(i) 要求事項

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

(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。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた中央制御室に設置し、所内常設直流電源、可搬型代替直流電源設備及び常設代替直流電源設備と位置的分散を図る設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、通常時は接続せず、原子炉建屋付属棟内の所内常設直流電源設備である125V蓄電池 A系及び125V蓄電池 B系と異なる区画である中央制御室に保管することで、位置的分散を図る設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は可搬設備であるが、125V蓄電池 A系及び125V蓄電池 B系蓄電池は常設設備のため、多様性を有する設計とする。また、共通要因によって同時に機能を損なわないよう125V蓄電池 A系及び125V蓄電池 B系に対して異なる種類の蓄電池を用いることで多様性を有する設計とする。

(46-3-4, 46-4-5, 46-8-3)

第3.3-16表 多様性又は多重性，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
		125V蓄電池 A系【常設】 125V蓄電池 B系【常設】
減圧用の弁	逃がし安全弁 (自動減圧機能)	逃がし安全弁 (自動減圧機能)
	7個	2個
	格納容器内	
駆動用電源	125V蓄電池 A系【常設】 125V蓄電池 B系【常設】	逃がし安全弁用可搬型蓄電池【可搬】
	2個	2個 (予備1個)
	125V蓄電池 A系【常設】 原子炉建屋付属棟中1階 125V蓄電池 B系【常設】 原子炉建屋付属棟1階	原子炉建屋付属棟3階

3.3.2.4 逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）

3.3.2.4.1 設備概要

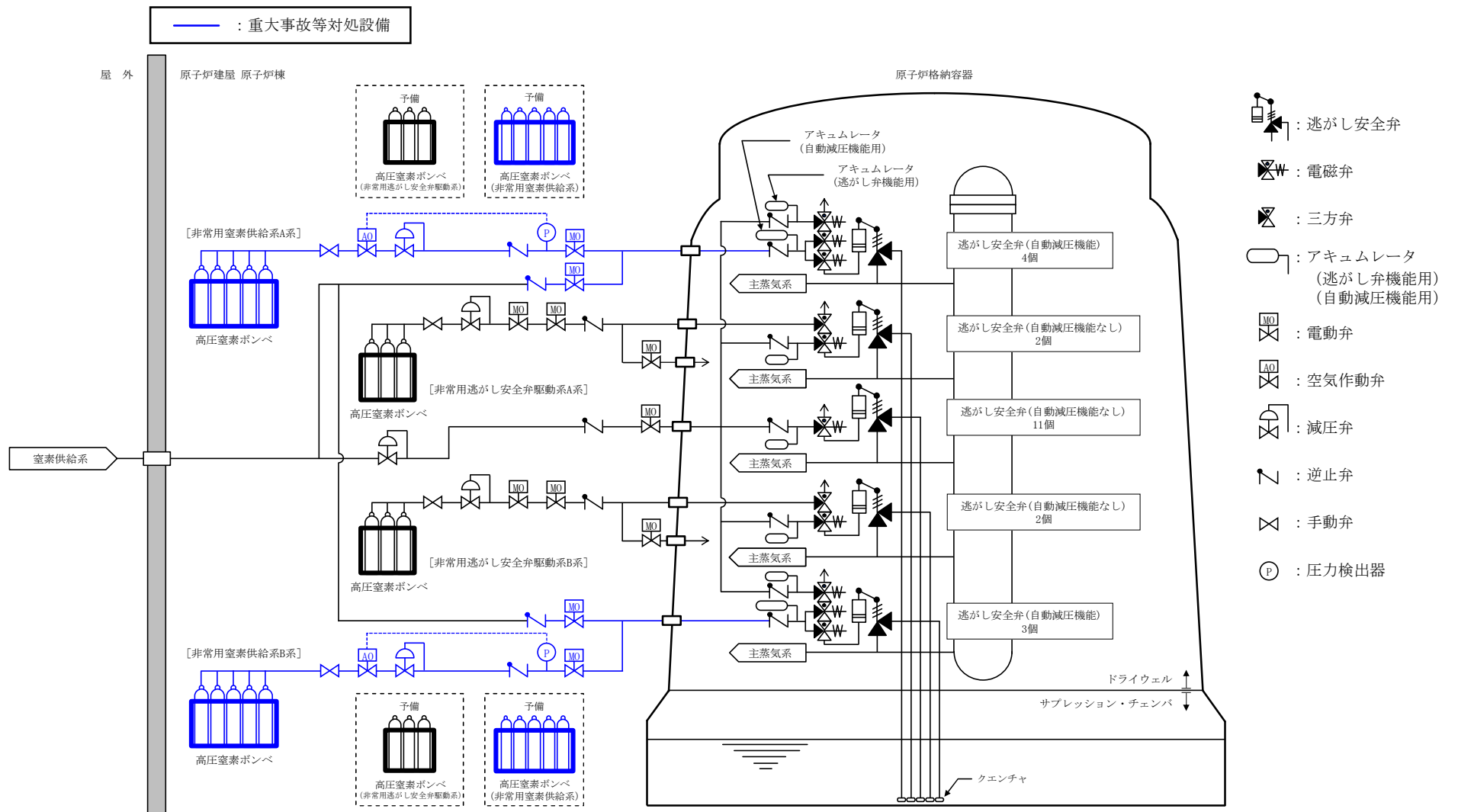
逃がし安全弁の駆動に必要なアキュムレータ（逃がし弁機能用及び自動減圧機能用）の供給圧力が喪失した場合に備え、非常用窒素供給系を設ける。

本システムは、逃がし安全弁（自動減圧機能）7個に対して窒素を供給するものであり、高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）、非常用窒素供給系配管・弁等で構成する。

非常用窒素供給系は、常用の窒素供給系からの窒素供給圧力が低下した場合に自動的に高圧窒素ポンベ供給弁が開となり、高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）の窒素を逃がし安全弁（自動減圧機能）に供給する。なお、高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）の圧力が低下した場合は、現場操作により高圧窒素ポンベの交換を実施する。

非常用窒素供給系の系統圧力は、逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動環境条件を考慮して格納容器圧力が設計圧力の2倍の状態（2Pd）においても全開可能な圧力に設定する。

非常用窒素供給系の系統概要図を第3.3-5図に、重大事故等対処設備一覧を第3.3-17表に示す。



第 3.3-5 図 非常用窒素供給系 系統概要図

第3.3-17表 逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）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		高圧窒素ポンベ (非常用窒素供給系) 【可搬】
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	非常用窒素供給系 配管・弁【常設】 自動減圧機能用アキュムレータ【常設】
	注水先	—
	電源設備	—
	計装設備*	窒素ガスポンベ出口圧力【常設】 高圧窒素ガス供給系供給圧力【常設】

*：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準をして用いる補助パラメータ

3.3.2.4.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 高圧窒素ポンベ (非常用窒素供給系)

- 個 数 : 10 (予備10)
- 容 量 : 約47L/個
- 充填圧力 : 約15MPa [gage]
- 取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟 3階
- 保管場所 : 原子炉建屋原子炉棟 3階

3.3.2.4.3 設置許可基準規則第43条第への適合方針

3.3.2.4.3.1 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

設計方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧窒素ポンプ（非常用窒素供給系）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、想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、第3.3-18表に示す設計とする。

(46-3-5)

第3.3-18表 想定する環境条件

環境条件	対応
環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	設置場所である中央制御室，原子炉建屋附属棟及び原子建屋原子炉棟で想定される環境温度，環境圧力，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合せを考慮した上で，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）
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防護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。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

(46-3-5)

(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。

非常用窒素供給系は、常用の窒素供給系からの窒素供給圧力が低下した場合に自動的に高圧窒素ガスポンベ供給止め弁が開となり、高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）の窒素を逃がし安全弁（自動減圧機能）に供給する操作不要な設計とする。

高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）の圧力が低下した場合のポンベ交換作業は、想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮の上、原子炉建屋原子炉棟内にて作業可能な設計とする。

高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）の交換を行う作業場所は、十分な操作空間を確保する設計とする。

高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）の交換作業は、一般的に用いられる工具（スパナ等）及び専用工具（ポンベ開閉ハンドル（ポンベロック操作））を用いて、確実に作業ができる設計とする。また、高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）の非常用窒素供給系への接続は、袋ナットによる専用の接続方式により、確実に接続が可能な設計とする。

高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）の交換作業に用いる工具は、作業場所である原子炉建屋原子炉棟の近傍、アクセスルートの近傍、又は中央制御室内に保管できる設計とする。

高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）は、人力又はポンベ運搬台車による移動ができるとともに、設置場所である原子炉建屋原子炉棟内にてポンベラックへの固縛による転倒防止対策が可能な設計とする。

第3.3-19表に操作対象機器を示す。

(46-3-5, 46-4-3)

第3.3-19表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
高圧窒素ガスポンベ供給止め弁	全閉→全開	原子炉建屋原子炉棟	操作不要
高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）	予備と交換	原子炉建屋原子炉棟	交換作業

(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。

非常用窒素供給系は、第3.3-20表に示すように原子炉停止中に機能・性能検査が可能な設計とし、高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）は、原子炉運転中に外観検査が可能な設計とする。

第3.3-20表 非常用窒素供給系の試験・検査

原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	窒素供給圧力確認 系統の漏えい確認 窒素ポンベ供給止め弁の動作確認
運転中	外観検査	窒素ポンベの外観確認 窒素規定圧力の確認

非常用窒素供給系は、機能・性能検査として、高圧窒素ポンベから窒素を供給することで、窒素供給圧力及び系統の漏えい確認を行うことが可能な設計とする。また、窒素供給系の圧力が低下した場合に自動的に開動作する、窒素ポンベ供給止め弁の動作確認を行うことが可能な設計とする。

高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）は、外観検査として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことについて表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。また、非常用窒素供給系の圧力指示計により、規定圧力の確認を行うことが可能な設計とする。

(46-5-10)

(4) 切り替えの容易性（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

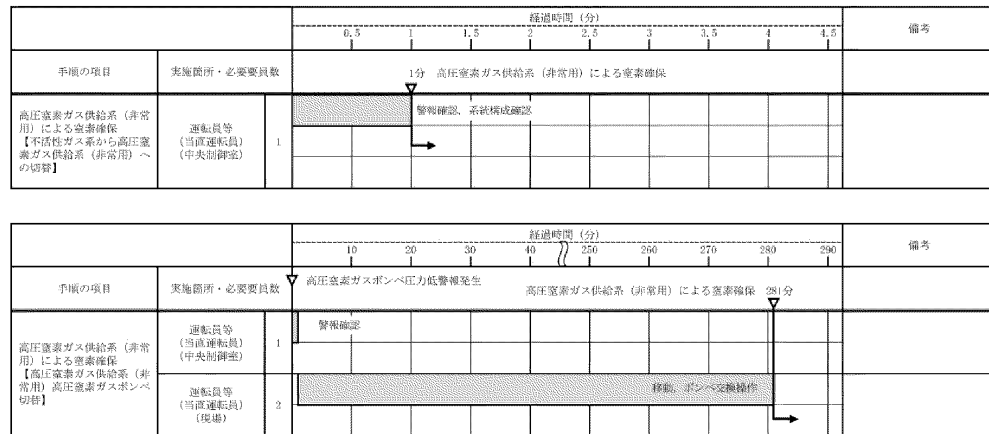
基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

非常用窒素供給系は、本来の用途以外の用途には使用しない。

非常用窒素供給系の高圧窒素ガスポンベ供給止め弁は、常用の窒素供給系からの窒素供給圧力が低下した場合に、自動的に開となることで、高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）から逃がし安全弁（自動減圧機能）に窒素を供給する、切替操作が不要な設計とする。

高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）の交換は、交換作業を行うために必要な弁を設け、第3.3-6図で示すタイムチャートで示すとおり速やかに交換が可能な設計とする。なお、高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）の交換を行うために要する作業時間は、281分程度を想定する。

(46-3-5, 46-4-3)



第 3.3-6 図 非常用窒素供給系による駆動源確保タイムチャート*

*：「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1.3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。

非常用窒素供給系は，常用の窒素供給系からの窒素供給圧力が低下した場合に高圧窒素ガスポンベ供給止め弁が自動的に開となり，通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成に切り替わることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(46-4-3)

(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。

非常用窒素供給系の高圧窒素ガスボンベ供給止め弁は、原子炉建屋原子炉棟内に設置されているが、常用の窒素供給系からの窒素供給圧力が低下した場合に自動的に開となる設計とすることで、設置場所の放射線量の影響を受けない設計とする。

高圧窒素ボンベ（非常用窒素供給系）の交換作業は、作業場所である原子炉建屋原子炉棟内の放射線量を確認し、適切な放射線防護対策で作業安全確保を確認した上で作業を実施する。仮に線量が高い場合は、線源からの離隔距離を確保するとともに、状況に応じ仮設遮蔽の設置等を実施した上で、線量を測定し線量が低い場所で作業を行うことができる設計とする。

(46-3-5)

3.3.2.4.3.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第3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に加え、十分に余裕のある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。

高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することができる窒素供給量を有する設計とする。

負荷に直接接続する可搬型設備である高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）の個数は、必要となる容量を有する個数の1セット（10本）に加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを1セット（10本）確保する設計とする。

(46-6-5～7)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(i) 要求事項

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

(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。

高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）は、非常用窒素供給系への接続にあたって、専用の接続方式として袋ナットを使用し、一般的に用いられる工具（スパナ等）を用いて容易かつ確実に接続できる設計とする。また、作業用工具は、作業場所である原子炉建屋原子炉棟の近傍、アクセスルートの近傍又は中央制御室内に保管できる設計とする。

(46-4-3)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(i) 要求事項

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

(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。

高圧窒素ポンプ（非常用窒素供給系）は、原子炉建屋の外から水又は電気を供給する設備ではないことから対象外とする。

(46-3-5)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）

(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可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線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。

高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）の交換作業は、作業場所である原子炉建屋原子炉棟内の放射線量を確認し、適切な放射線防護対策で作業安全確保を確認した上で作業を実施する。仮に線量が高い場合は、線源からの離隔距離を確保するとともに、状況に応じ仮設遮蔽の設置等を実施した上で、線量を測定し線量が低い場所で作業を行うことができる設計とする。

(46-3-5)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項五）

(i) 要求事項

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

(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。

高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）及び予備の高圧窒素ポンベは、地震、津波、その他の外部事象による損傷の防止が図られた原子炉建屋原子炉棟内に保管する。また、設計基準事故対処設備である多重化された自動減圧機能用アキュムレータと格納容器内外で位置的分散を図る設計とする。

(46-8-2)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第43条第3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、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

(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。

高圧窒素ポンプ（非常用窒素供給系）の保管場所から設置場所までの運搬経路は、想定される重大事故時においても、設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、別ルートも考慮して複数のアクセスルートを確認する。なお、アクセスルートの詳細については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての「1.0 重大事故等対策における共通事項」添付資料1.0.2「東海第二発電所 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」に示す。

(46-9-2～5)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性（設置許可基準規則第43条第3項七）

(i) 要求事項

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

(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。

高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉建屋原子炉棟に設置し、設計基準事故対処設備である自動減圧機能用アキュムレータと同時に機能を損なうおそれがないように、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）の多様性及び位置的分散について、第3.3-21表に示す。

(46-3-5, 6, 46-4-3, 46-8-2)

第3.3-21表 多様性又は多重性，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
駆動用窒素供給源	自動減圧機能用 アキュムレータ	高圧窒素ポンベ (非常用窒素供給系)
	格納容器内	原子炉建屋原子炉棟内

3.3.2.5 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉の減圧

3.3.2.5.1 設備概要

逃がし安全弁の駆動に必要なアキュムレータ（逃がし弁機能用及び自動減圧機能用）の供給圧力が喪失した場合に備え、非常用逃がし安全弁駆動系を設ける。

逃がし安全弁駆動系は、非常用窒素供給系との独立性、位置的分散を考慮した系統構成とし、高圧窒素ポンペ（非常用逃がし安全弁駆動系）の窒素を逃がし安全弁（逃がし弁機能）に直接供給することで弁を作動することができる設計とする。逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動に必要な窒素は、電磁弁の排気側に取り付ける自圧式切換弁を介して供給することにより、電磁弁の操作を必要とすることなく逃がし安全弁（逃がし安全弁）を作動することができる設計とする。

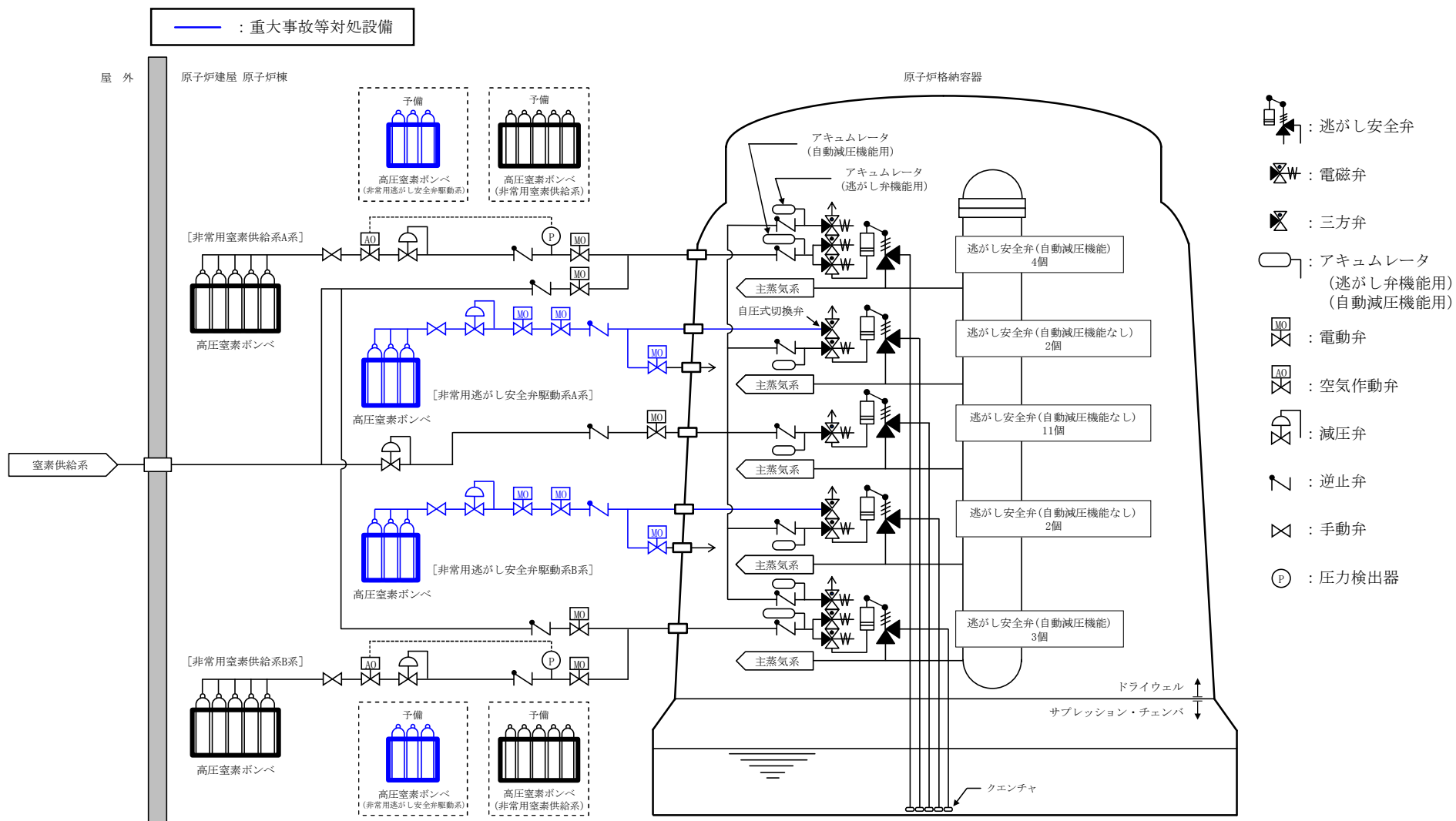
逃がし安全弁駆動系は、高圧窒素ポンペ（非常用逃がし安全弁駆動系）、非常用逃がし安全弁駆動系配管・弁等で構成する。また、非常用逃がし安全弁駆動系はA系、B系の独立した2系統で構成しており、A系は2個、B系は2個の逃がし安全弁（逃がし弁機能）に対して窒素を供給する。

非常用逃がし安全弁駆動系は、中央制御室からの操作により高圧窒素ポンペ（非常用逃がし安全弁駆動系）の窒素を逃がし安全弁（逃がし弁機能）に供給する。なお、高圧窒素ポンペ（非常用逃がし安全弁駆動系）の圧力が低下した場合は、現場操作により高圧窒素ポンペの交換を実施する。

非常用逃がし安全弁駆動系の系統圧力は、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動環境条件を考慮して格納容器圧力が設計圧力の2倍の状態（2Pd）においても全開可能な圧力に設定する。

非常用逃がし安全弁駆動系の系統概要図を第3.3-7図に、重大事故等対処設備一覧を第3.3-22表に示す。





第 3.3-7 図 非常用逃がし安全弁駆動系 系統概要図

第3.3-22表 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉の減圧に関する
重大事故等対処設備一覧

設備区分		設備名
主要設備		高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系） 【可搬】
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	非常用逃がし安全弁駆動系配管・弁【常設】
	注水先	—
	電源設備*1 （燃料供給 設備含む）	常設代替直流電源設備 緊急用125V系蓄電池【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】 可搬型整流器【可搬】 燃料供給設備 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
	計装設備*2	高圧窒素ガス供給系供給圧力【常設】 非常用逃がし安全弁駆動系窒素ガスポンベ出口圧 力【常設】

*1：単線結線図を補足説明資料46-2に示す。電源設備については、「3.14電源設備許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

*2：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準をして用いる補助パラメータ

3.3.2.5.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 高圧窒素ポンプ（非常用逃がし安全弁駆動系）

個数	:	6（予備6）
容量	:	約47L／個
充填圧力	:	約15MPa [gage]
取付箇所	:	原子炉建屋原子炉棟 1階
保管場所	:	原子炉建屋原子炉棟 1階

3.3.2.5.3 設置許可基準規則第43条第への適合方針

3.3.2.5.3.1 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

設計方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）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、想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、第3.3-23表に示す設計とする。

(46-3-5)

第3.3-23表 想定する環境条件

環境条件	対応
環境温度・環境圧力・湿度／屋外の天候／放射線／荷重	設置場所である中央制御室，原子炉建屋附属棟及び原子建屋原子炉棟で想定される環境温度，環境圧力，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合せを考慮した上で，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）
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防護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。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

(46-3-5, 6)

(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。

非常用逃がし安全弁駆動系の操作は、想定される重大事故等において、中央制御室内の環境条件を考慮のうえ、中央制御室のスイッチで操作が可能な設計とする。

中央制御室のスイッチを操作するにあたり、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、スイッチには誤操作防止のために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。

高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）の圧力が低下した場合のポンベ交換作業は、想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮の上、原子炉建屋原子炉棟内にて作業可能な設計とする。

高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）の交換を行う作業場所は、十分な操作空間を確保する設計とする。

高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）の交換作業は、一般的に用いられる工具（スパナ等）及び専用工具（ポンベ開閉ハンドル（ポンベロック操作））を用いて、確実に作業ができる設計とする。

また、高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）の非常用逃がし安全弁駆動系への接続は、袋ナットによる専用の接続方式により、確実に接続が可能な設計とする。

高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）の交換作業に用いる工具は、作業場所である原子炉建屋原子炉棟の近傍、アクセスルート
の近傍、又は中央制御室内に保管できる設計とする。

高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）は、人力又はポンベ運搬台車による移動ができるとともに、設置場所である原子炉建屋原子炉棟内にてポンベラックへの固縛による転倒防止対策が可能な設計とする。

第3.3-24表に操作対象機器を示す。

(46-3-5, 6)

第3.3-24表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
窒素ブローライン隔離弁	閉→開	中央制御室	スイッチ操作
窒素供給ライン隔離弁	閉→開	中央制御室	スイッチ操作
窒素供給弁	開→閉	中央制御室	スイッチ操作
高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）	予備と交換	原子炉建屋 原子炉棟	交換作業

(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。

非常用逃がし安全弁駆動系は、第3.3-25表に示すように原子炉停止中に機能・性能検査が可能な設計とし、高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）は、原子炉運転中に外観検査が可能な設計とする。

第3.3-25表 非常用逃がし安全弁駆動系の試験・検査

原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	窒素供給圧力確認 系統の漏えい確認 弁開閉動作の確認
運転中	外観検査	窒素ポンベの外観確認 窒素規定圧力の確認

非常用逃がし安全弁駆動系は、機能・性能検査として、高圧窒素ポンベから窒素を供給することで、窒素供給圧力及び系統の漏えい確認を行うことが可能な設計とする。また、逃がし安全弁（逃がし弁機能）への窒素供給において、操作が必要となる弁の開閉動作の確認を行うことが可能な設計とする。

高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）は、外観検査として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことについて表面状態の確認が行うことが可能な設計とする。また、非常用逃がし安全弁駆動系の圧力指示計により、規定圧力の確認を行うことが可能な設計とする。

(46-5-10)

(4) 切り替えの容易性（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

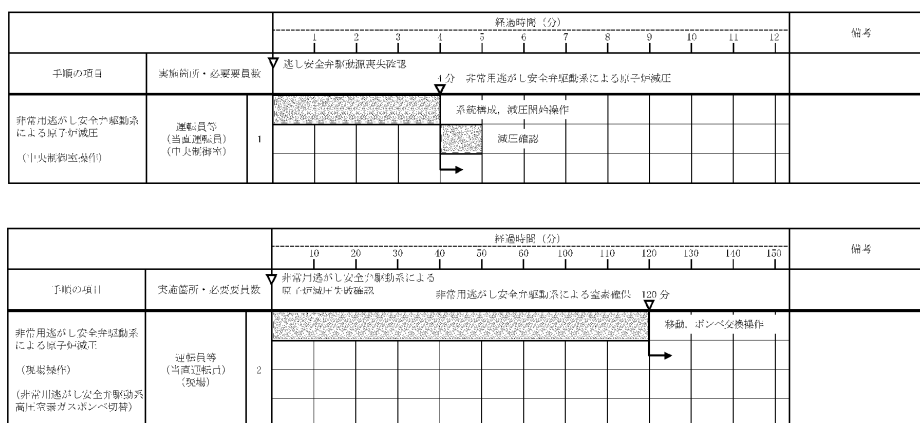
基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

非常用逃がし安全弁駆動系は、本来の用途以外の用途には使用しない。

非常用逃がし安全弁駆動系は、常用の窒素供給系から独立した系統構成とすることで、切替操作が不要な設計とする。

高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）の交換は、交換作業を行うために必要な弁を設け、第3.3-8図で示すタイムチャートで示すとおり速やかに交換が可能な設計とする。なお、高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）の交換を行うために要する作業時間は、120分程度を想定する。

(46-3-5, 46-4-3)



第 3.3-8 図 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧タイムチャート*

* : 「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1.3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。

非常用逃がし安全弁駆動系は，通常待機時に窒素供給弁及び窒素供給弁ライン隔離弁を閉止することで，逃がし安全弁（逃がし弁機能）と隔離する系統構成とし，他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

(46-4-3)

(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。

非常用逃がし安全弁駆動系の窒素供給弁，窒素供給供給ライン隔離弁及び窒素ブローライン隔離弁は，原子炉建屋原子炉棟内に設置されており，中央制御室からの操作が可能な設計とすることで，設置場所の放射線量が高くなるおそれが少ない設計とする。

高圧窒素ポンペ（非常用逃がし安全弁駆動系）の交換作業は，作業場所である原子炉建屋原子炉棟内の放射線量を確認し，適切な放射線防護対策で作業安全確保を確認した上で作業を実施する。仮に線量が高い場合は，線源からの離隔距離を確保するとともに，状況に応じ仮設遮蔽の設置等を実施した上で，線量を測定し線量が低い場所で作業を行うことができる設計とする。

(46-3-5)

3.3.2.5.3.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第3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に加え，十分に余裕のある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。

高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）は，原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても，炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため，逃がし安全弁（逃がし弁機能）を作動させ，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することができる窒素供給量を有する設計とする。

負荷に直接接続する可搬型設備である高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）の個数は，必要となる容量を有する個数の1セット（3本）に加え，故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを1セット（6本）確保する設計とする。

(46-6-5～7)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(i) 要求事項

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

(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。

高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）は、非常用窒素供給系への接続にあたって、専用の接続方式として袋ナットを使用し、一般的に用いられる工具（スパナ等）を用いて容易かつ確実に接続できる設計とする。また、作業用工具は、作業場所である原子炉建屋原子炉棟の近傍、アクセスルートの近傍又は中央制御室内に保管できる設計とする。

(46-4-3)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(i) 要求事項

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

(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。

高圧窒素ポンペ（非常用逃がし安全弁駆動系）は、原子炉建屋の外から水又は電気を供給する設備でないことから、原子炉建屋原子炉棟内で接続作業を行うことから対象外とする。

(46-3-5)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）

(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可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線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。

高圧窒素ポンベ（非常用非常用逃がし安全弁駆動系）の交換作業は、作業場所である原子炉建屋原子炉棟内の放射線量を確認し、適切な放射線防護対策で作業安全確保を確認した上で作業を実施する。仮に線量が高い場合は、線源からの離隔距離を確保するとともに、状況に応じ仮設遮蔽の設置等を実施した上で、線量を測定し線量が低い場所で作業を行うことができる設計とする。

(46-3-5)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項五）

(i) 要求事項

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

(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。

高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）及び予備の高圧窒素ポンベは、地震、津波、その他の外部事象による損傷の防止が図られた原子炉建屋原子炉棟内に保管する。また、設計基準事故対処設備である多重化された自動減圧機能用アキュムレータと格納容器内外で位置的分散を図る設計とする。

(46-8-2)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第43条第3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、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

(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。

高圧窒素ポンプ（非常用逃がし安全弁駆動系）の保管場所から設置場所までの運搬経路は、想定される重大事故時においても、設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、別ルートも考慮して複数のアクセスルートを確保する。なお、アクセスルートの詳細については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての「1.0 重大事故等対策における共通事項」添付資料1.0.2「東海第二発電所 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」に示す。

(46-9-2～5)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故等防止設備との多様性（設置許可基準規則第43条第3項七）

(i) 要求事項

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

(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。

高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉建屋原子炉棟に設置し、設計基準事故対処設備である自動減圧機能用アキュムレータと同時に機能を損なうおそれがないように、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）の多様性及び位置的分散について、第3.3-26表に示す。

(46-3-5, 6, 46-4-3, 46-8-2)

第3.3-26表 多様性又は多重性、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
駆動用窒素供給源	自動減圧機能用アキュムレータ	高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）
	格納容器内	原子炉建屋原子炉棟内

3.3.2.6 インターフェイスシステムLOCA隔離弁

3.3.2.6.1 設備概要

インターフェイスシステムLOCA隔離弁（高圧炉心スプレイ系注入弁，原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁，低圧炉心スプレイ系注入弁及び残留熱除去系注入弁）は，インターフェイスLOCA発生箇所の隔離によって，格納容器外への原子炉冷却材放出を防止する目的として設置するものである。

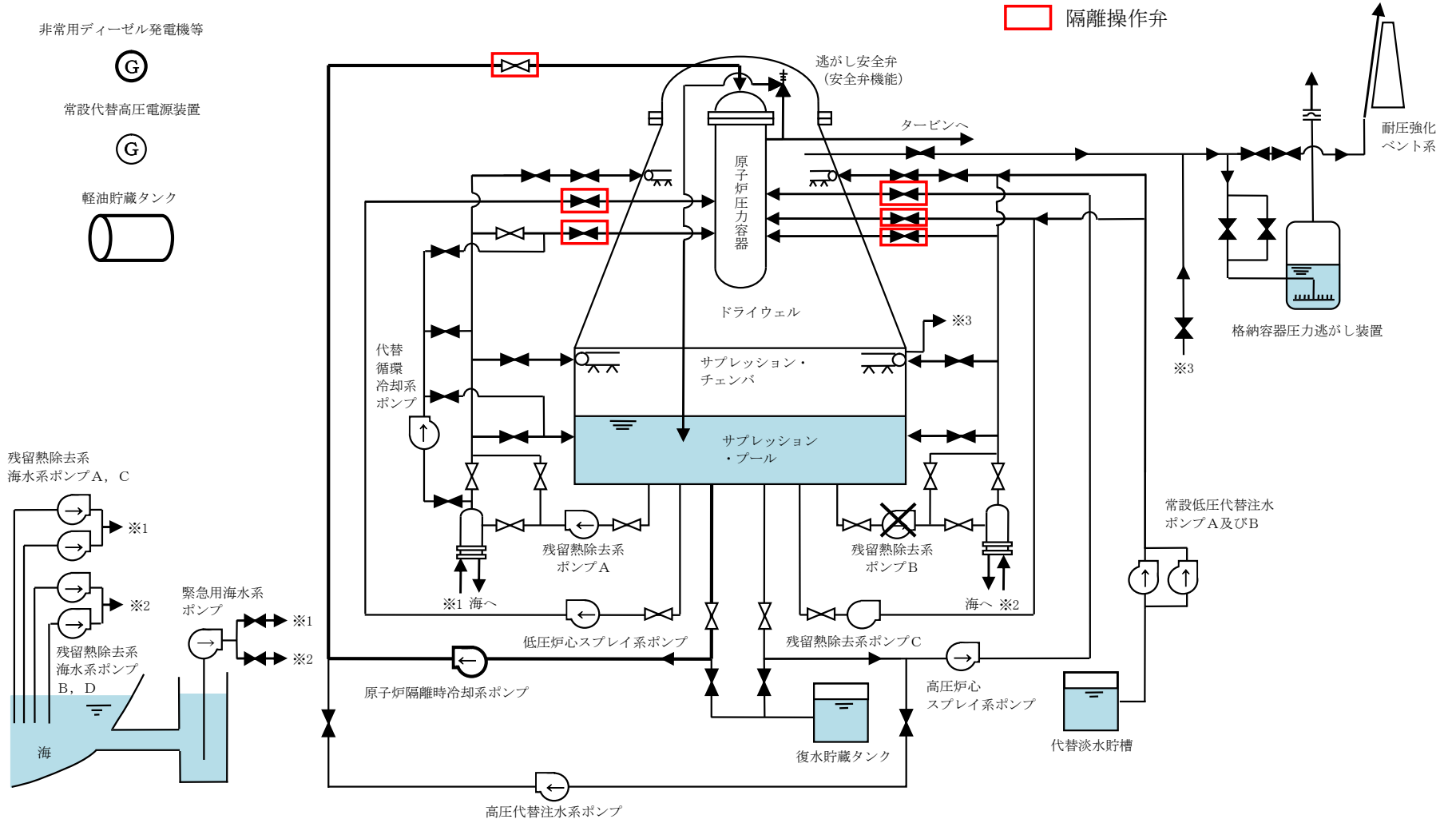
本設備は，原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統であり，プラント運転中に接続箇所の電動弁開閉試験を実施する非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の原子炉圧力容器注入ラインに，それぞれ1台の構成とする。

インターフェイスシステムLOCAは，隔離弁の隔離失敗により低圧設計部分が異常に加圧されることで発生するが，逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧により原子炉冷却材漏えいの抑制を継続し，現場操作による隔離弁の全閉操作を実施することで，破断が発生した系統を隔離する設計とする。

なお，逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉の減圧は，隔離弁の隔離操作が完了するまで継続する。

本設備の系統概要図を第3.3-9図に，重大事故等対処設備一覧を第3.3-27表に示す。

第 3.3-9 図 インターフェイスシステム LOCA 隔離弁 系統概要図



第3.3-27表 インターフェイスシステムLOCA隔離弁に関する
重大事故等対処設備

設備区分		設備名
主要設備		高圧炉心スプレイ系注入弁【常設】 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁【常設】 低圧炉心スプレイ系注入弁【常設】 残留熱除去系A系注入弁【常設】 残留熱除去系B系注入弁【常設】 残留熱除去系C系注入弁【常設】
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	—
	注水先	—
	電源設備	—
	計装設備*	原子炉圧力【常設】 原子炉圧力(SA)【常設】 原子炉水位(広帯域)【常設】 原子炉水位(SA広帯域)【常設】 原子炉水位(燃料域)【常設】 原子炉水位(SA燃料域)【常設】 原子炉圧力容器温度【常設】 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力【常設】 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 ドライウエル圧力【常設】

*：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態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。

3.3.2.6.2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

(1) 高圧炉心スプレイ系注入弁

最高使用圧力 : 10.7MPa

最高使用温度 : 302℃

個数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟 3階

(2) 原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁

最高使用圧力 : 10.7MPa

最高使用温度 : 302℃

個数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟 4階

(3) 低圧炉心スプレイ系注入弁

最高使用圧力 : 8.62MPa

最高使用温度 : 302℃

個数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟 3階

(4) 残留熱除去系A系注入弁

最高使用圧力 : 8.62MPa

最高使用温度 : 302℃

個数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟 3階

(5) 残留熱除去系B系注入弁

最高使用压力 : 8.62MPa

最高使用温度 : 302°C

個数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟 3階

(6) 残留熱除去系C系注入弁

最高使用压力 : 8.62MPa

最高使用温度 : 302°C

個数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟 3階

3.3.2.6.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

インターフェイスシステムLOCA隔離弁は、想定される重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設備のため、「2.3 重大事故対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

インターフェイスシステムLOCA隔離弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計とする。

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

インターフェイスシステムLOCA隔離弁は、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、想定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、その機能を有効に発揮することができるよう、第3.3-28表に示す設計とする。

第3.3-28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合せを考慮した上で，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）
津波	津波を考慮し防潮堤及び浸水防護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。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

(46-3-5)

また，インターフェイスシステムLOCA隔離弁は，操作場所である原子炉建屋原子炉棟内の放射線量を確認し，適切な放射線防護対策で作業安全確保を確認した上で作業を実施する。仮に線量が高い場合は，線源からの離隔距離を確保するとともに，状況に応じ仮設遮蔽の設置等を実施した上で，線量を測定し線量が低い場所で作業を行うことができる設計とする。

基本方針については「2.3.3 環境条件等」に示す。

インターフェイスシステムLOCA隔離弁は，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においても使用する設計とする。また，インターフェイスシステムLOCA隔離弁については，原子炉の運転中に機能・性能検査を，また，停止中に分解検査を実施可能な設計とする。

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。

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】

基準適合への対応状況

5.9 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

5.9.1 概要

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉の冷却に必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

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の系統概要図を第 5.9-1 図から第 5.9-6 図に示す。

5.9.2 設計方針

(1) 設計基準事故対処設備を使用した設備

a. 設計基準事故対処設備による原子炉冷却

原子炉の冷却等のための設備として設計基準事故対処設備の機能が喪失していない場合において、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として設計基準事故対処設備を重大事故等対処設備（残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水）として使用する。

(a) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水

残留熱除去系ポンプ及びサプレッション・プールによる原子炉冷却機能が喪失していない場合の重大事故等対処設備（残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水）として残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、サプレッション・プール及び残留熱除去系海水ポンプを使用する。

サプレッション・プールを水源とした残留熱除去系ポンプは、残留熱除去系熱交換器を介して、サプレッション・プール水を冷却し、原子炉

へ注水できる設計とする。

海を水源とした残留熱除去系海水ポンプは、非常用取水設備である貯留堰及び取水路を通じて取水した海水をポンプ出口に設置される残留熱除去系海水ストレーナにより異物を除去後、冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・残留熱除去系ポンプ (5.4 残留熱除去系)
- ・残留熱除去系熱交換器 (5.4 残留熱除去系)
- ・サブプレッション・プール (9.12 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備)
- ・残留熱除去系海水ポンプ (5.4 残留熱除去系)
- ・残留熱除去系海水ストレーナ (5.4 残留熱除去系)

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、原子炉压力容器、非常用取水設備の貯留堰及び取水路を重大事故等対処設備として使用する。

(b) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水

低圧炉心スプレイ系ポンプ及びサブプレッション・プールによる原子炉の冷却機能が喪失していない場合の重大事故等対処設備（低圧炉心スプレイ系による原子炉注水）として低圧炉心スプレイ系ポンプ、サブプレッション・プールを使用する。

サブプレッション・プールを水源とした低圧炉心スプレイ系ポンプは、低圧炉心スプレイ系を介して原子炉へ注水できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・低圧炉心スプレイ系ポンプ
- ・サブプレッション・プール

- ・ 残留熱除去系海水ポンプ (5.4 残留熱除去系)

- ・ 残留熱除去系海水ストレーナ (5.4 残留熱除去系)

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、原子炉圧力容器、非常用取水設備の貯留堰及び取水路を重大事故等対処設備として使用する。

b. 設計基準事故対処設備による原子炉除熱

原子炉運転停止中における原子炉冷却材喪失事故時に、設計基準事故対処設備の機能が喪失していない場合において、原子炉の崩壊熱を除去するための設備として重大事故等対処設備（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱）を設ける。

(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱

原子炉運転停止中における原子炉冷却材喪失事故時に、残留熱除去系ポンプによる残留熱除去機能が喪失していない場合において、原子炉の崩壊熱を除去するための重大事故等対処設備（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱）として残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系海水ストレーナを使用する。

残留熱除去系ポンプは、残留熱除去系熱交換器を介して、原子炉圧力容器内の冷却水を循環させることで、原子炉の除熱が可能な設計とする。

海を水源とした残留熱除去系海水ポンプは、非常用取水設備である貯留堰及び取水路を通じて取水した海水をポンプ出口に設置される残留熱除去系海水ストレーナにより異物を除去後、冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 残留熱除去系ポンプ (5.4 残留熱除去系)

- ・残留熱除去系熱交換器 (5.4 残留熱除去系)
- ・残留熱除去系海水ポンプ (5.4 残留熱除去系)
- ・残留熱除去系海水ストレーナ (5.4 残留熱除去系)

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、原子炉圧力容器、非常用取水設備の貯留堰及び取水路を重大事故等対処設備として使用する。

(2) 原子炉運転中の場合に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として重大事故等対処設備（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水）を設ける。

また、炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、重大事故等対処設備（低圧代替注水系（常設）による原子炉注水）を設ける。

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの故障により原子炉注水ができない場合の重大事故等対処設備（低圧代替注水系（常設）による原子炉注水）として常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を使用する。

代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプは、残留熱除去系C系を介して原子炉へ注水できる設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替
高圧電源装置から給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 常設低圧代替注水系ポンプ
- ・ 代替淡水貯槽（9.12 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）
- ・ 常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）

その他、設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器を重大事故等対
処設備として使用する。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）

残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの故障等により原
子炉の冷却機能が喪失した場合の重大事等対処設備（低圧代替注水系
（可搬型）による原子炉注水）として可搬型代替注水大型ポンプ、代替
淡水貯槽、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。

代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、東側接続口
又は西側接続口にホースを接続し、低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去
系C系を介して原子炉へ注水できる設計とする。可搬型代替注水大型ポ
ンプは、空冷式のディーゼルエンジンにて駆動できる設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、
重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である可搬型代替注水大型
ポンプにより海を利用できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの燃料は、可搬型設備用軽油タンクからタ
ンクローリを用いて補給が可能な設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・代替淡水貯槽（9.12 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）
- ・可搬型設備用軽油タンク（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリ（10.2 代替電源設備）

その他、設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水

全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失によるサポート系の故障により残留熱除去系（低圧注水系）が原子炉の冷却機能を喪失した場合の重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水系）の復旧）として常設代替高圧電源装置，残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器，サブレーション・プール，残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系海水ストレーナを使用する。なお，残留熱除去系海水系の機能喪失によるサポート系故障の場合は，緊急用海水系の緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナを使用する。

サブレーション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプは，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により機能を復旧し，残留熱除去系熱交換器を介してサブレーション・プール水を冷却し，原子炉へ注水できる設計とする。

海を水源とした残留熱除去系海水ポンプは，非常用取水設備である貯留堰及び取水路を通じて取水した海水を，ポンプ出口に設置される残留熱除去系海水ストレーナにより異物を除去後，冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給できる設計とする。また，海を水源とした緊急用海水

ポンプは、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を通じて取水した海水をポンプ出口に設置される緊急用海水ストレーナにより異物を除去後、冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・残留熱除去系ポンプ (5.4 残留熱除去系)
- ・残留熱除去系熱交換器 (5.4 残留熱除去系)
- ・サブレーション・プール (9.12 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備)
- ・残留熱除去系海水ポンプ (5.4 残留熱除去系)
- ・残留熱除去系海水ストレーナ (5.4 残留熱除去系)
- ・緊急用海水ポンプ (5.11 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)
- ・緊急用海水ストレーナ (5.11 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)
- ・常設代替高圧電源装置 (10.2 代替電源設備)

その他、設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器、非常用取水設備である貯留堰及び取水路を重大事故等対処設備として使用する。

(b) 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水

全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失によるサポート系の故障により、低圧炉心スプレイ系が原子炉の冷却機能を喪失した場合の重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧）として常設代替高圧電源装置、低圧炉心スプレイ系ポンプ、サブレーション・プール、残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系海水ストレーナを使用する。なお、残留熱除去系海水系の機能喪失による

サポート系故障の場合は、緊急用海水系の緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナを使用する。

海を水源とした残留熱除去系海水ポンプは、非常用取水設備である貯留堰及び取水路を通じて取水した海水をポンプ出口に設置される残留熱除去系海水ストレーナにより異物を除去し、冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給できる設計とする。また、海を水源とした緊急用海水ポンプは、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通じて取水した海水をポンプ出口に設置される緊急用海水ストレーナにより異物を除去し、冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ
- ・ サプレッション・プール（9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備）
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ（5.4 残留熱除去系）
- ・ 残留熱除去系海水ストレーナ（5.4 残留熱除去系）
- ・ 緊急用海水ポンプ（5.11 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）
- ・ 緊急用海水ストレーナ（5.11 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）
- ・ 常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）

その他、設計基準事故対処設備である原子炉压力容器、非常用取水設備であるSA用海水ピット取水塔、海水引込み管、SA用海水ピット、貯留堰及び取水路を重大事故等対処設備として使用する。

c. 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合に用いる設備

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合，原子炉圧力容器内へ注水することにより，残存する溶融炉心を冷却し原子炉格納容器の破損を防止するための設備として重大事故等対処設備（低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却，低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却及び代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却）を設ける。

(a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合の重大事故等対処設備（常設低圧代替注水系ポンプによる残存溶融炉心の冷却）は，「5.9.2(2) a. (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」と同じである。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合の重大事故等対処設備（低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却）は，「5.9.2(2) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水」と同じである。

(c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合の重大事故等対処設備（代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却）として代替循環冷却系ポンプ，サブプレッション・プール，残留熱除去系熱交換器（A）残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系海水ストレーナを使用する。なお，残留熱除去系海水系の機能喪失によるサポート系の故障の場合は，緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナを使用する。

サブプレッション・プールを水源とする代替循環冷却系ポンプは、残留熱除去系熱交換器（A）によりサブプレッション・プール水を冷却し、残留熱除去系A系を介してサブプレッション・プール水を原子炉压力容器内へ注水することにより残存熔融炉心を冷却できる設計とする。

海を水源とした残留熱除去系海水ポンプは、非常用取水設備である貯留堰及び取水路を通じて取水した海水を、ポンプ出口に設置される残留熱除去系海水ストレーナにより異物を除去後、冷却水として残留熱除去系熱交換器（A）に供給できる設計とする。また、海を水源とした緊急用海水ポンプは、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を通じて取水した海水を、ポンプ出口に設置される緊急用海水ストレーナにより異物を除去後、冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給できる設計とする。

残留熱除去系熱交換器（A）の冷却用海水は、緊急用海水系の緊急用海水ポンプ又は残留熱除去系海水系の残留熱除去系海水ポンプからの海水を使用する。

代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・代替循環冷却系ポンプ
- ・残留熱除去系熱交換器（A）（5.4 残留熱除去系）
- ・サブプレッション・プール（9.12 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）
- ・残留熱除去系海水ポンプ（5.4 残留熱除去系）
- ・残留熱除去系海水ストレーナ（5.4 残留熱除去系）

- ・緊急用海水ポンプ（5.11 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）

- ・緊急用海水ストレーナ（5.11 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）

- ・常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）

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ポンプ（A）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設計する。その他、設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器、非常用取水設備の貯留堰及び取水路を重大事故等対処設備として使用する。

(3) 原子炉運転停止中の場合に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、重大事故等対処設備（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水）を設ける。また、炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するために、重大事故等対処設備（低圧代替注水系（常設）による原子炉注水）を設ける。

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

原子炉運転停止中において、残留熱除去系ポンプの故障等により残留熱除去系による原子炉の冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（低圧代替注水系（常設）による原子炉注水）は、「5.9.2 (2) a. (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」と同じである。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）

原子炉運転停止中において、残留熱除去系ポンプの故障等により残留熱除去系による原子炉の冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水）は、「5.9.2 (2) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）」と同じである。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱

原子炉運転停止中において、全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系が原子炉の冷却機能を喪失した場合の重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧）として常設代替高圧電源装置、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系海水ストレーナを使用する。なお、残留熱除去海水系の機能喪失によるサポート系の故障の場合は、緊急用海水系の緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナを使用する。

残留熱除去系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により機能を復旧し、原子炉圧力容器内の水を、残留熱除去系熱交換器を介して注水することで、原子炉の除熱が可能な設計とする。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電できる設計とする。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）に使用する残留熱除去系熱交換器の冷却用海水は、残留熱除去系海水系の残留熱除去系海水ポンプから供給できる設計とする。

海を水源とした残留熱除去系海水ポンプは、非常用取水設備である貯

留堰及び取水路を通じて取水した海水をポンプ出口に設置される残留熱除去系海水ストレーナにより異物を除去後、冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給できる設計とする。また、海を水源とした緊急用海水ポンプは、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通じて取水した海水をポンプ出口に設置される緊急用海水ストレーナにより異物を除去後、冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・残留熱除去系ポンプ (5.4 残留熱除去系)
- ・残留熱除去系熱交換器 (5.4 残留熱除去系)
- ・残留熱除去系海水ポンプ (5.4 残留熱除去系)
- ・残留熱除去系海水ストレーナ (5.4 残留熱除去系)
- ・緊急用海水ポンプ (5.11 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)
- ・緊急用海水ストレーナ (5.11 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)
- ・常設代替高圧電源装置 (10.2 代替電源設備)

その他、設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器、非常用取水設備の貯留堰、取水路を重大事故等対処設備として使用する。

「5.9.2 (1) a. (a) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水」に使用する残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、サブプレッション・プール、残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系海水ストレーナ、 「5.9.2 (1) a. (b) 低圧炉心スプレー系による原子炉注水」に使用する低圧炉心スプレー系ポンプ、サブプレッション・プール、残留熱除去系海水ポンプ及び残

留熱除去系海水ストレーナ，「5.9.2 (1) b. (a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱」に使用する残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器，残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系海水ストレーナは，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，多様性及び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」のうち多様性及び位置的分散の設計方針は適用しない。

常設代替高圧電源装置，可搬型設備用軽油タンク，タンクローリについては，「10.2 代替電源設備」に示す。

原子炉圧力容器については，「5.1 原子炉圧力容器及び一次冷却材設備 5.1.2 重大事故等時」に示す。

非常用取水設備の貯留堰及び取水路については，「10.8 非常用取水設備 10.8.2 重大事故等時」に示す。

5.9.2.1 多様性，独立性及び位置的分散

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。

常設低圧代替注水系ポンプを使用する原子炉への注水は，常設代替高圧電源装置置場に設置する常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより，原子炉建屋付属棟に設置する非常用ディーゼル発電機から給電する残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプを使用する原子炉への注水に対して多様性を有し位置的分散を図る設計とする。また，代替淡水貯槽を水源とすることで，サブプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプを使用する原子炉への注水に対して多

様性を有する設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、屋外の常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ及び原子炉格納容器内のサブプレッション・プールに対して位置的分散を図る設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプは冷却水を不要（自然冷却）とすることで、残留熱除去海水ポンプにより冷却する残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレー系ポンプに対して多様性を有する設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプを使用する原子炉への注水配管は、代替淡水貯槽から残留熱除去系C系配管との合流点まで、残留熱除去系ポンプを使用する系統に対して可能な限り多様性を有する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプを使用する原子炉への注水は、可搬型代替注水大型ポンプを空冷式のディーゼルエンジン駆動とすることで、電動駆動の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレー系ポンプに対して多様性を有する設計とする。また、代替淡水貯槽を水源とすることで、サブプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレー系ポンプを使用する原子炉への注水に対して多様性を有し位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、屋外の保管場所に分散して保管することで、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ及び常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替注水系ポンプに対して位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの接続口は共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数個所に設置する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプを使用する原子炉への注水配管は、代替淡水貯槽から残留熱除去系C系配管及び低圧炉心スプレー系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレー系ポンプを使用する系統

に対して可能な限り多様性を有する設計とする。

代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却は、代替循環冷却系ポンプの電源を常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより非常用ディーゼル発電機から給電する残留熱除去系ポンプを使用する原子炉の冷却に対して多様性を有し位置的分散を図る設計とする。また、代替循環冷却系ポンプは、冷却水を不要（自然冷却）とすることで、残留熱除去系海水ポンプにより冷却する残留熱除去系ポンプに対して多様性を有する設計とする。

代替循環冷却系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプと異なる区画の残留熱除去系熱交換器（A）室に設置することで、残留熱除去系ポンプと位置的分散を図る設計とする。

代替循環冷却系ポンプによる残存溶融炉心の冷却に使用する配管は、残留熱除去系熱交換器（A）の出口配管の分岐点から、残留熱除去系A系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系ポンプ（A）を使用する系統に対して可能な限り多様性を有する設計とする。

代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却に使用する緊急用海水ポンプは、常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより非常用ディーゼル発電機から給電する残留熱除去系海水ポンプに対して多様性を有する設計とする。

緊急用海水ポンプは、原子炉建屋に隣接する緊急用海水ポンプピット内に設置することで、屋外の海水ポンプ室に設置する残留熱除去系海水ポンプに対して位置的分散を図る設計とする。

電源の多様性及び位置的分散については、「10.2 代替電源設備」に示す。

5.9.2.2 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。

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水に使用する常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は，通常待機時は隔離弁により他の系統と隔離し，重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水に使用する可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽は，通常待機時は接続先の系統と分離された状態で保管すること及び重大事故等時に接続，弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは，設置場所において輪止め又は車両転倒防止装置により固定することで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水に使用する残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器，残留熱除去系海水ポンプ及びサプレッション・プールは，設計基準事故対処設備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で他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱に使用する残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプは，設計基準事故対処設備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で，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

低圧炉心スプレイ系による原子炉注水に使用する低圧炉心スプレイ系ポンプ，残留熱除去系海水ポンプ及びサプレッション・プールは，設計基準事故対処設備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で他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却に使用する代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは、通常待機時は隔離弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.9.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水として使用する常設低圧代替注水系ポンプは、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な原子炉注水量に対してポンプ 2 個の運転により十分な流量を確保する設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水として使用する可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時において注水に必要な容量を有するものを 1 個と水の移送設備に必要な容量を有するものを 1 個と同時に使用するために 1 セット 2 個使用する。保有数は、2 セットで 4 個と、故障時及び保守点検による待機除外時の予備として 2 個の合計 6 個を保管する。予備については、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と兼用する。

常設低圧代替注水系ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、他系統への注水と同時に使用する場合でも、各々の必要流量が確保可能な設計とする。

残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）による原子炉注水及び原子炉除熱として使用する残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能及び残留熱除去機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及び伝熱容量が、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な原子炉注水量及び伝熱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。

低圧炉心スプレイ系による原子炉注水として使用する低圧炉心スプレイ系ポンプは、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な原子炉注水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。

残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水として使用するサプレッション・プールは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備の水源と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な原子炉注水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。

代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却として使用する代替循環冷却系ポンプは、残存溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な原子炉注水量に対して十分なポンプ流量を確保する設計とする。

5.9.2.4 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。

常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、常設低圧代替注水系格納槽内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプは、中央制御室から操作が可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、屋外に保管し、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、設置場所で操作が可能な設計とする。

残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及

びサブプレッション・プールは、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。

残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプは、中央制御室から操作が可能な設計とする。

残留熱除去系海水ポンプは、屋外に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

残留熱除去系海水ポンプは、中央制御室から操作が可能な設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽は、淡水だけでなく海水も使用することから、海水の影響を考慮した設計とする。

残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプは、常時海水を通水するため耐腐食性材料を使用する設計とする。可搬型代替注水大型ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプによる海水を送水する系統は、異物の流入防止を考慮した設計とする。

代替循環冷却系ポンプは、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。

代替循環冷却系ポンプは、中央制御室から操作が可能な設計とする。

緊急用海水ポンプは、緊急用海水ポンプピット内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

緊急用海水ポンプは、常時海水を通水することから耐腐食性材料を使用する。また、緊急用海水ポンプにより海水を送水する系統は、異物の流入防止を考慮した設計とする。

緊急用海水ポンプは、中央制御室から操作が可能な設計とする。

5.9.2.5 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。

常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を使用する低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を行う系統は、重大事故等時において、通常待機時の系統から弁操作等にて速やかに系統構成可能な設計とする。常設低圧代替注水系ポンプは、中央制御室の制御盤のスイッチにより操作が可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプを使用する原子炉への注水を行う系統は、重大事故等時において、通常待機時の系統から接続、弁操作等にて速やかに系統構成可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて車両転倒防止装置又は車載の輪止めにより固定できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプと東側接続口、西側接続口、高所東側接続口及び高所西側接続口との接続は、一般的に使用される工具を用いて接続可能なフランジ接続とする。ホースの接続については、接続方式及びホース口径の統一により確実に接続できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、ポンプ付属のスイッチにより設置場所での操作が可能な設計とする。

残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系海水ポンプ及びサプレッション・プールを使用する残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を行う系統は、重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で使用する設計とする。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは、中央制御室の制御盤のスイッチにより操作が可能な設計とする。

残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプを使用する残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱を行う系統は、重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統

構成で使用する設計とする。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは、中央制御室の制御盤のスイッチにより操作が可能な設計とする。

低圧炉心スプレイ系ポンプ及びサブプレッション・プールを使用する低圧炉心スプレイ系による原子炉注水を行う系統は、重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で使用できる設計とする。

低圧炉心スプレイ系ポンプは、中央制御室の制御盤のスイッチにより操作が可能な設計とする。

代替循環冷却系ポンプ、緊急用海水ポンプ（又は残留熱除去系海水ポンプ）及びサブプレッション・プールを使用する代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却を行う系統は、重大事故等時において、通常待機時の状態から弁操作等にて速やかに系統構成が可能な設計とする。

代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは、中央制御室の制御盤のスイッチにより操作が可能な設計とする。

5.9.3 主要設備及び仕様

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の主要設備及び仕様を第 5.9-1 表及び第 5.9-2 表に示す。

5.9.4 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。

低圧代替注水系（常設）に使用する常設低圧代替注水系ポンプは、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。

常設低圧代替注水系ポンプは、原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

代替淡水貯槽は、原子炉の停止中に内部の確認が可能なようにハッチ等をつける設計とする。

代替淡水貯槽は、原子炉の運転中に有効水量の確認が可能な設計とする。

サプレッション・プールは、原子炉の運転中に有効水量の確認が可能な設計とする。

サプレッション・プールは、原子炉の停止中に機能・検査として漏えい率試験及び外観の確認が可能な設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）に使用する可搬型代替注水大型ポンプは、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。

可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉の運転中又は停止中にポンプの分解又は取替が可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉の運転中又は停止中に車両として走行確認及び外観の確認が可能な設計とする。

残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）に使用する残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは、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。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは、分解が可能な設計とする。

低圧炉心スプレイ系に使用する低圧炉心スプレイ系ポンプは、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。

低圧炉心スプレイ系ポンプは、原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

代替循環冷却系に使用する代替循環冷却系ポンプは、原子炉の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。

代替循環冷却系ポンプは、原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

緊急用海水系に使用する緊急用海水ポンプは、原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

緊急用海水ポンプは、原子炉の運転中又は停止中に分解が可能な設計とする。

5.9-1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（常設）の設備仕様

(1) 常設低圧代替注水系ポンプ

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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

型 式	うず巻形
個 数	2
容 量	約 200m ³ /h/個
全 揚 程	約 200m
最高使用圧力	3.14MPa [gage]
最高使用温度	66°C
材 料	炭素鋼

(2) 残留熱除去系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

型 式	たて形電動うず巻式
個 数	3
容 量	約 1,690m ³ /h/個
全 揚 程	約 85m
最高使用圧力	3.50MPa[gage]
最高使用温度	182℃
本 体 材 料	鋳鋼

(3) 低圧炉心スプレイ系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用炉心冷却系

- ・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

型 式	たて形うず巻式
個 数	1
容 量	約 1,440m ³ /h
全 揚 程	約 205m
最高使用圧力	4.14MPa[gage]
最高使用温度	100℃

(4) 残留熱除去系海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・残留熱除去系

- ・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
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

型 式	たて形うず巻式
個 数	4
容 量	約 886m ³ / h / 個
全 揚 程	約 184m
最高使用圧力	3.45MPa [gage]
最高使用温度	38°C

(5) 残留熱除去系海水ストレーナ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系
- ・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
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

型 式	円筒縦形
個 数	2
最高使用圧力	3.45MPa [gage]
最高使用温度	38°C
本 体 材 料	ステンレス鋼

(6) 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

- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

型 式	ず巻形
個 数	1
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℃
材 料	炭素鋼

(7) 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
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉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

型 式	ターボ形
個 数	1 (予備 1)
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℃

材 料 ステンレス鋼

(8) 緊急用海水ストレーナ

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

- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

- ・原子炉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

型 式 バasket形ダブルストレーナ

個 数 1

最高使用圧力 2.45MPa [gage]

最高使用温度 38℃

本 体 材 料 ステンレス鋼

(9) 代替淡水貯槽

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

- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

- ・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
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

個 数	1
容 量	約 5,000m ³
最高使用圧力	静水頭
最高使用温度	66℃
種 類	ライニング槽

(10) サプレッション・プール

兼用する設備は以下のとおり。

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

個 数	1
容 量	約 3,400m ³
最高使用圧力	0.62MPa [gage]
最高使用温度	200℃

材 料 炭素鋼

(11) 残留熱除去系熱交換器

兼用する設備は以下のとおり。

・ 残留熱除去系

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

型 式 縦型Uチューブ式

基 数 2

伝 熱 容 量 約 19.4×103kW (1 基当たり) (原子炉停止時冷却
モード)

最高使用圧力

管 側 3.45 MPa[gage]

胴 側 3.45 MPa[gage]

最高使用温度

管 側 249°C

胴 側 249°C

材 料

管 側 白銅管

胴 側 炭素鋼

5.9-2 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（可搬型）の設備仕様

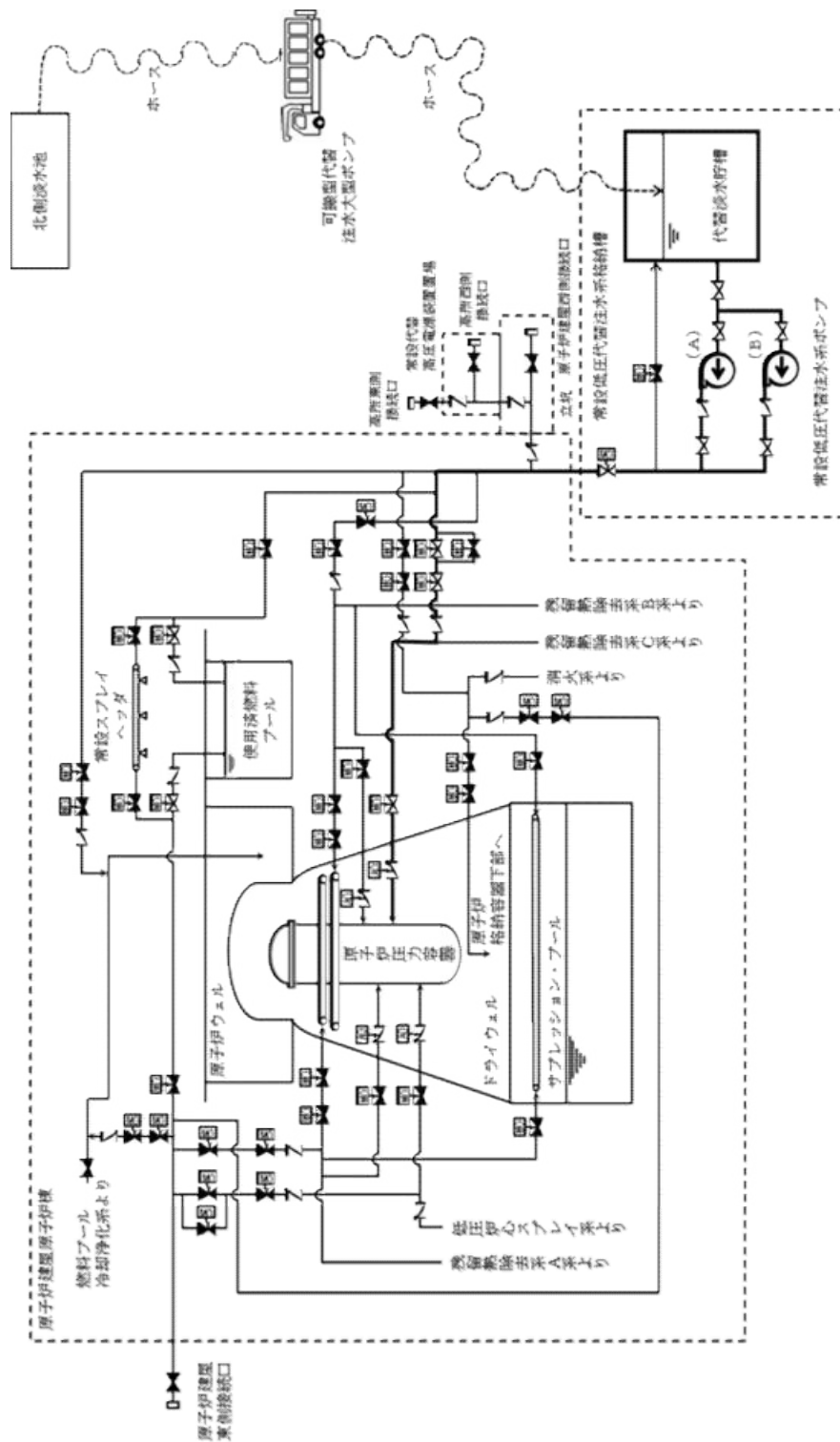
(1) 可搬型代替注水大型ポンプ

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
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・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
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

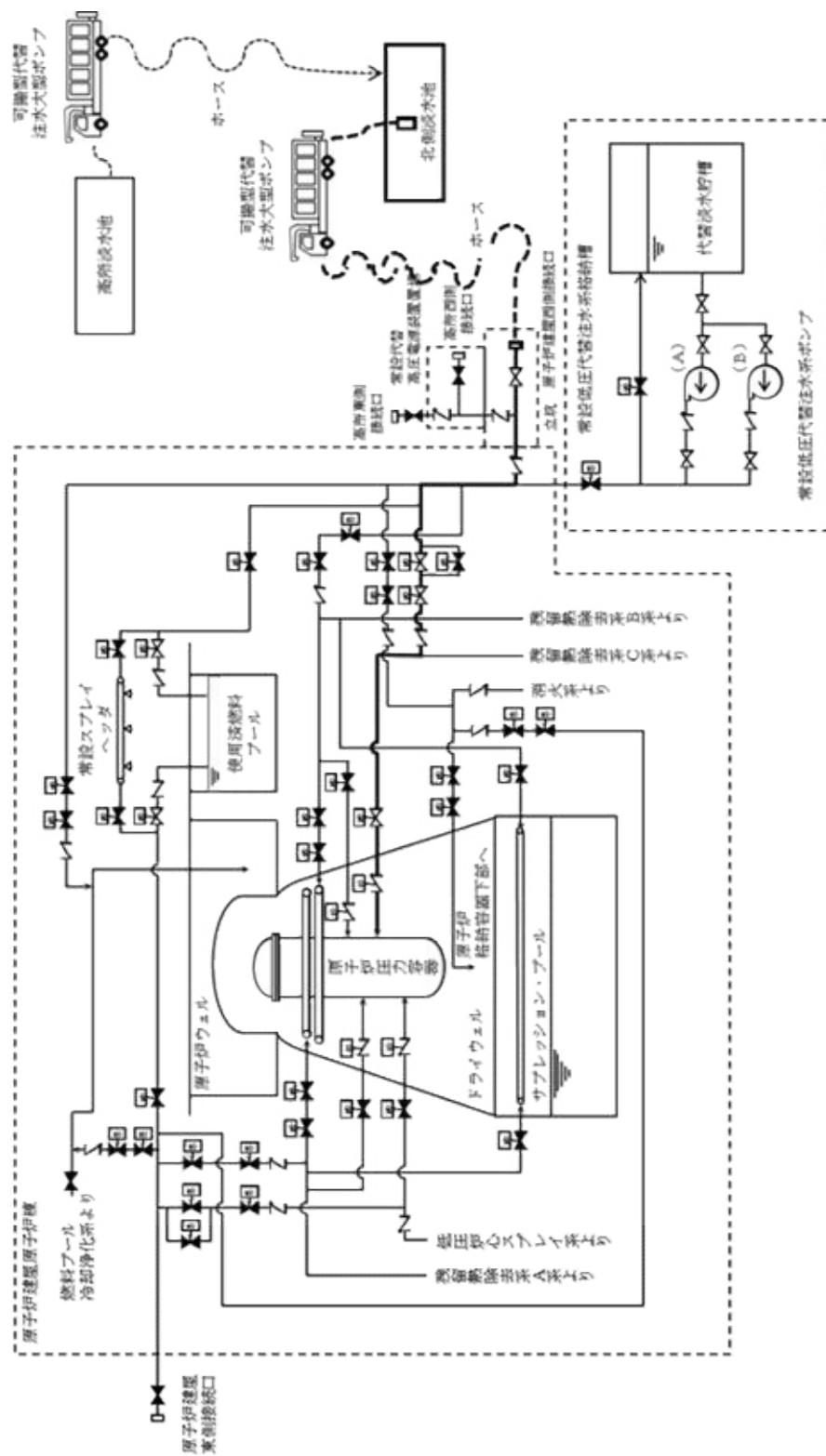
型 式	うず巻形
個 数	4 (予備 2 ^{※1})
容 量	約 1,320m ³ /h/個
全 揚 程	約 140m
最高使用圧力	1.4MPa [gage]
最高使用温度	60°C

※1 「可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）」と兼用



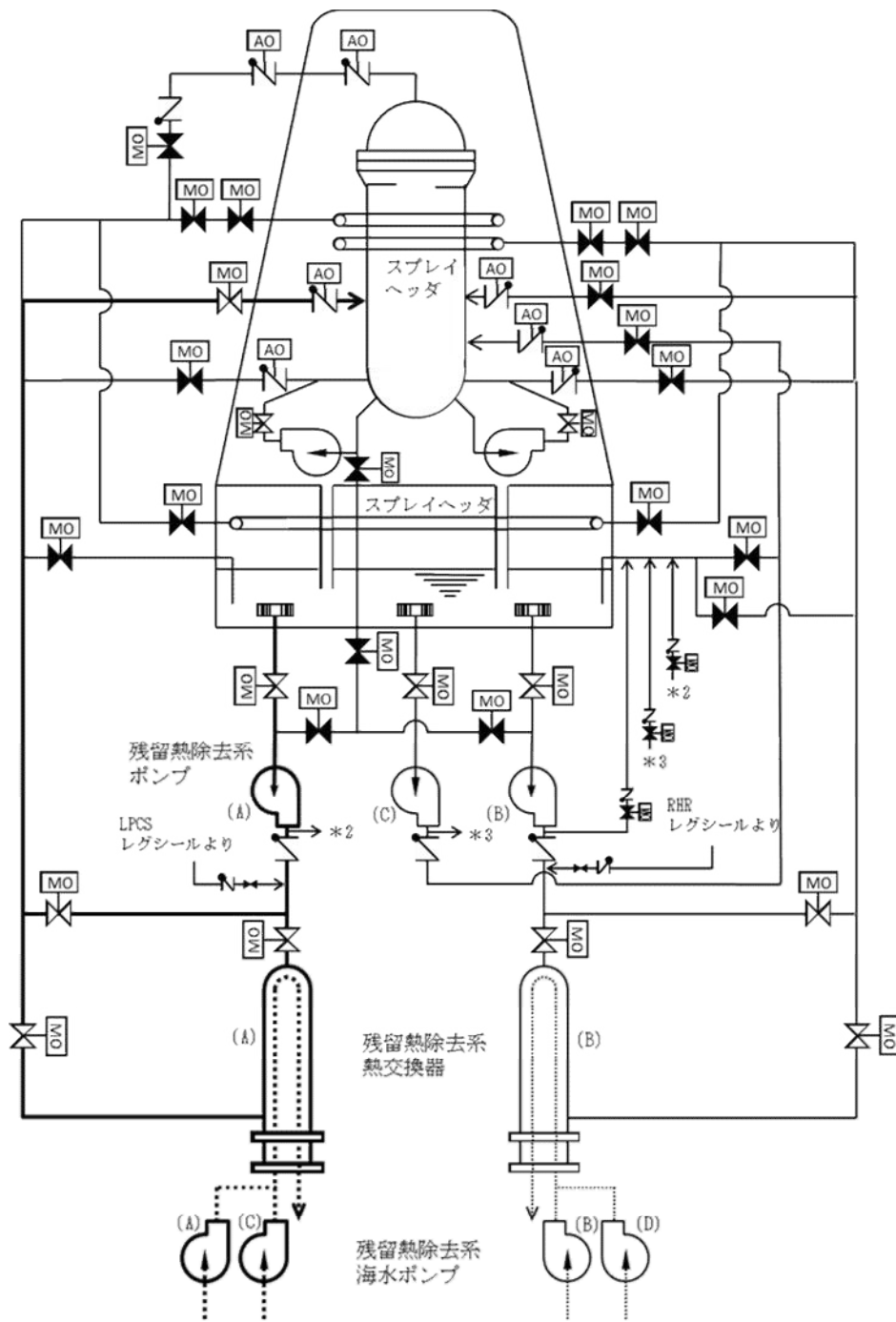
第 5.9-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図 (1)

(低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水)



第 5.9-2 図 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系統概要図 (2)

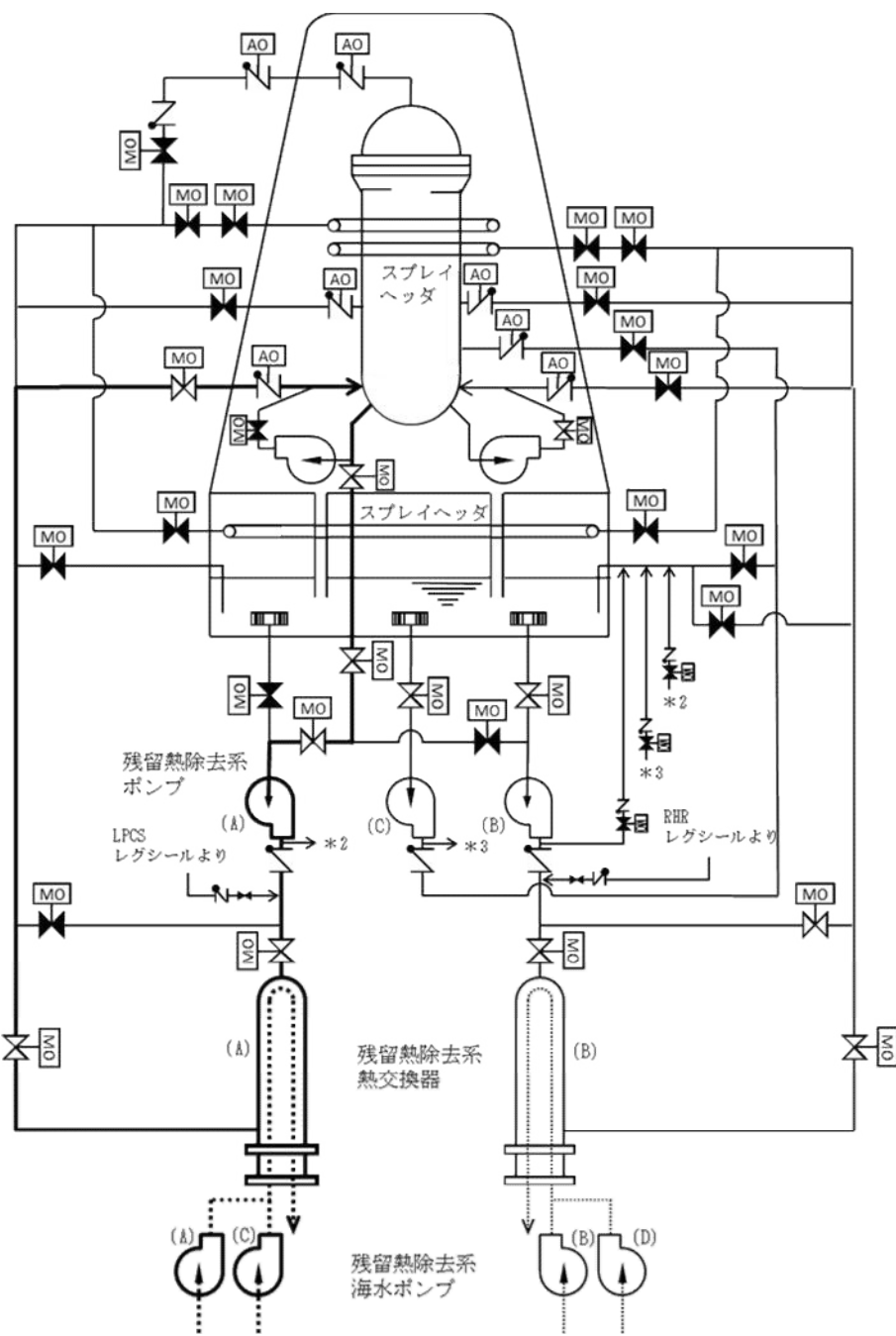
(低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水 原子炉建屋西側接続口使用時)



A系使用時の系統を示す。

第 5.9-3 図 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系統概要図 (3)

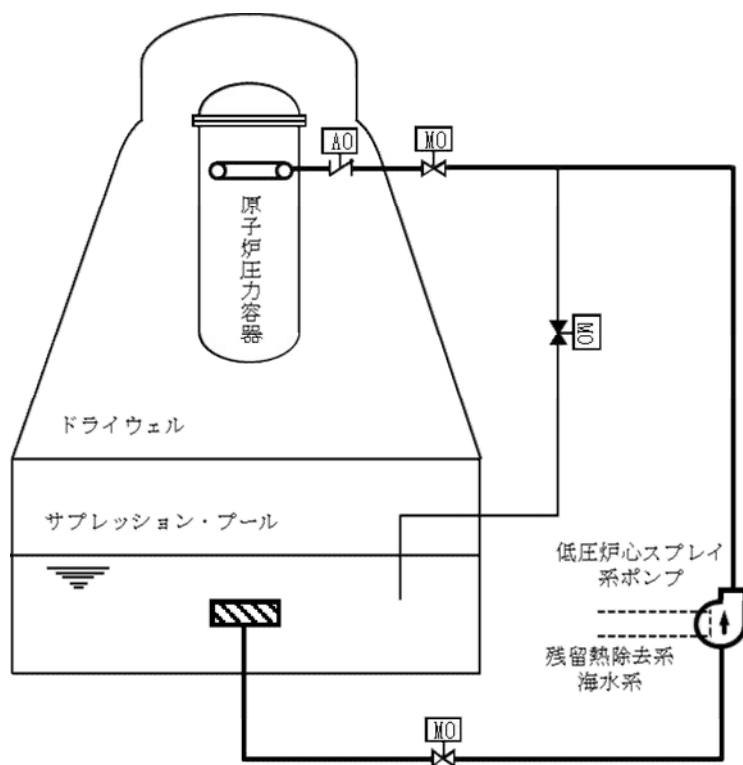
(残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水)



A系使用時の系統を示す。

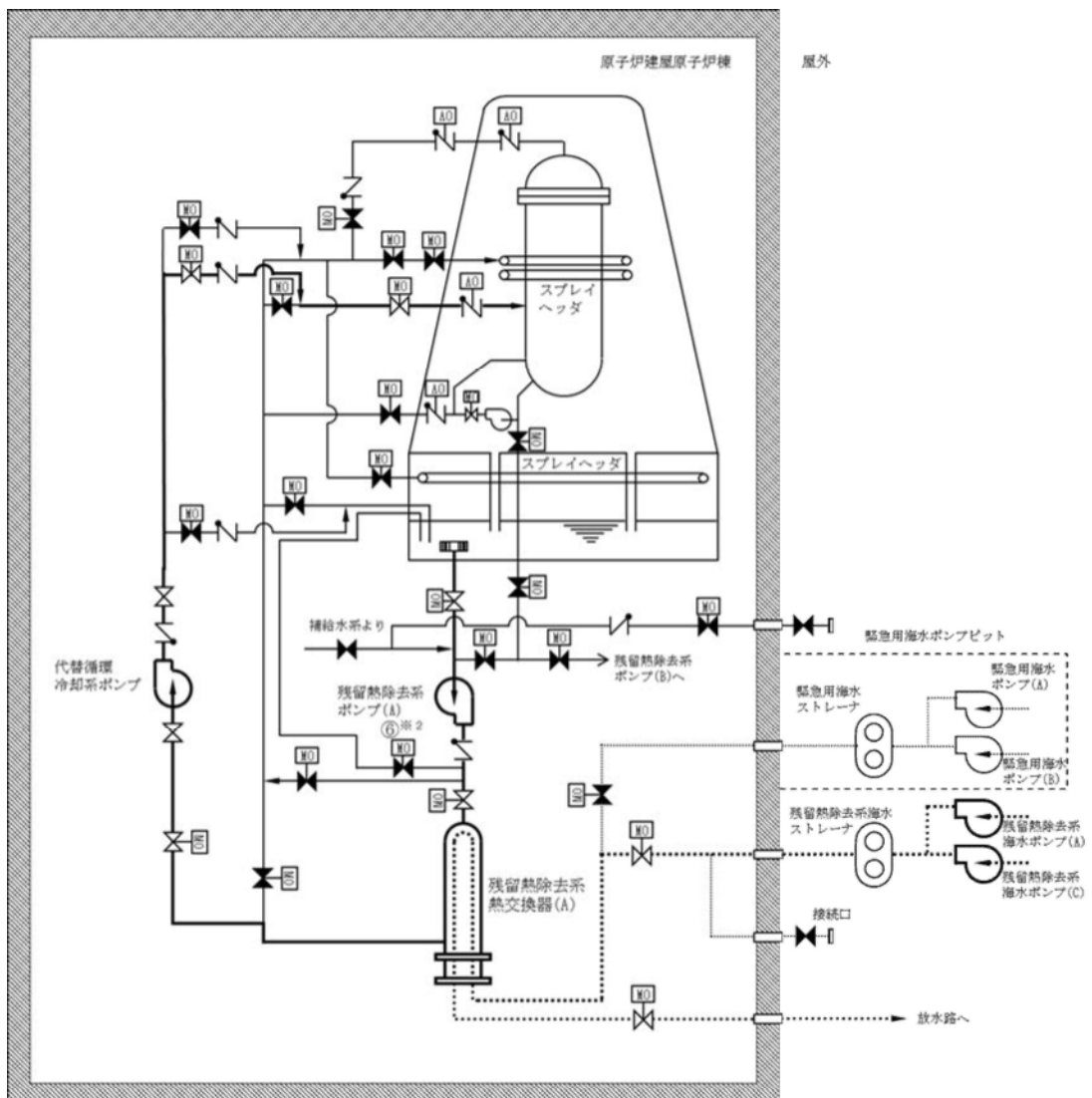
第 5.9-4 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図 (4)

(残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による原子炉除熱)



第 5.9-5 図 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系統概要図 (5)

(低圧炉心スプレイ系による原子炉注水)



残留熱除去系海水系使用時の図を示す。

第 5.9-6 図 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系統概要図 (6)

(代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却)

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】

< 添付資料 目次 >

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

3.4.1 設置許可基準規則第47条への適合方針

- (1) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（設置許可基準規則解釈の第1項（1）a））
- (2) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（設置許可基準規則解釈の第1項（1）b））
- (3) 設計基準事故対処設備に対する多様性及び独立性，位置的分散の確保（設置許可基準規則解釈の第1項（1）c））
- (4) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水
- (5) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱
- (6) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水
- (7) 代替循環冷却系を用いた原子炉注水
- (8) 消火系を用いた原子炉注水
- (9) 補給水系を用いた原子炉注水
- (10) 復旧手段
- (11) 低圧代替注水系の海水の利用
- (12) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却
- (13) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却
- (14) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

- (15) 消火系による残存溶融炉心の冷却
- (16) 補給水系による残存溶融炉心の冷却
- 3.4.2 重大事故防止設備
 - 3.4.2.1 低圧代替注水系（常設）
 - 3.4.2.1.1 設備概要
 - 3.4.2.1.2 主要設備の仕様
 - (1) 常設低圧代替注水系ポンプ
 - 3.4.2.1.3 低圧代替注水系（常設）の多様性及び独立性，位置的分散
 - 3.4.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針
 - 3.4.2.1.4.1 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（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）
 - 3.4.2.1.4.2 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（設置許可基準規則第43条第2項三）
 - 3.4.2.2 低圧代替注水系（可搬型）
 - 3.4.2.2.1 設備概要
 - 3.4.2.2.2 主要設備の仕様
 - (1) 可搬型代替注水大型ポンプ
 - 3.4.2.2.3 低圧代替注水系（可搬型）の多様性及び独立性，位置的分散

3.4.2.2.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.4.2.2.4.1 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（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）

3.4.2.2.4.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

- (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）
- (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）
- (3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）
- (4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）
- (5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項五）
- (6) アクセスルートの確保（許可基準規則第43条第3項六）
- (7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第43条第3項七）

3.4.3 設計基準事故対処設備を用いた重大事故等対処設備

3.4.3.1 残留熱除去系（低圧注水系）

3.4.3.1.1 設備概要

3.4.3.1.2 主要設備の仕様

- (1) 残留熱除去系ポンプ
- (2) 残留熱除去系熱交換器
- (3) 残留熱除去系海水ポンプ
- (4) 残留熱除去系海水ストレーナ

- 3.4.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針
- 3.4.3.2 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）
 - 3.4.3.2.1 設備概要
 - 3.4.3.2.2 主要設備の仕様
 - (1) 残留熱除去系ポンプ
 - (2) 残留熱除去系熱交換器
 - (3) 残留熱除去系海水ポンプ
 - 3.4.3.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針
- 3.4.3.3 低圧炉心スプレイ系
 - 3.4.3.3.1 設備概要
 - 3.4.3.3.2 主要設備の仕様
 - (1) 低圧炉心スプレイ系ポンプ
 - 3.4.3.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

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】

【設置許可基準規則】

(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)

第四十七条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却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47条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却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) 重大事故防止設備

- a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。
- b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。
- c) 上記a) 及びb) の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。

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

3.4.1 設置許可基準規則第47条への適合方針

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレー系が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉の冷却（注水）に必要な重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）を設置及び保管する。また、想定される重大事故等時に、残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレー系が健全であれば、重大事故等対処設備として使用する。

(1) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（設置許可基準規則解釈の第1項（1）a））

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレー系ポンプの故障等により、原子炉の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、重大事故等対処設備として低圧代替注水系（可搬型）を設ける。

低圧代替注水系（可搬型）は、西側及び南側の可搬型重大事故等対処設備保管場所（以下「西側及び南側保管場所」という。）に保管した可搬型代替注水大型ポンプを必要な場所に移動して使用し、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレー系の水源であるサブプレッション・プール並びに残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の水源である原子炉圧力容器とは異なる代替淡水貯槽を水源として原子炉圧力容器へ注水する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、ディーゼルエンジンにて駆動できる設計とする。ディーゼルエンジンの燃料は、可搬型設備用軽油タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

(2) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（設置許可基準規則解釈の第1項（1）b））

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの故障等により、原子炉の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕がない場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、重大事故等対処設備として低圧代替注水系（常設）を設ける。

低圧代替注水系（常設）は、常設低圧代替注水系格納槽内に設置する常設低圧代替注水系ポンプを用い、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の水源であるサプレッション・プール並びに残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の水源である原子炉圧力容器とは異なる代替淡水貯槽を水源として原子炉圧力容器へ注水する設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備に対する多様性及び独立性，位置的分散の確保（設置許可基準規則解釈の第1項（1）c））

上記（1）及び（2）の重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系に対し、異なるポンプ（常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ）、駆動源（常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置、デ

ディーゼルエンジン駆動)及び冷却水(不要(自然冷却),自己冷却)を用いることで多様性を有する設計とする。また,地震,津波,火災及び溢水が共通要因となり機能喪失しないよう独立性を有する設計とする。

低圧代替注水系(常設)の常設低圧代替注水系ポンプは常設低圧代替注水系格納槽内に,駆動源の常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置を屋外に設置することで,残留熱除去系(低圧注水系及び原子炉停止時冷却系)及び低圧炉心スプレイ系に対し,位置的分散を図る設計とする。

低圧代替注水系(可搬型)の可搬型代替注水大型ポンプは,屋外の西側及び南側保管場所に保管することで,残留熱除去系(低圧注水系及び原子炉停止時冷却系)及び低圧炉心スプレイ系に対し,位置的分散を図る設計とする。

多様性,独立性及び位置的分散については3.4.2.1.3項,3.4.2.2.3項及び3.4.2.3.3項に詳細を示す。

その他,設計基準事故対処設備であるが,想定される重大事故等時において健全であれば,以下の設備を重大事故等対処設備として使用する。

(4) 残留熱除去系(低圧注水系)による原子炉注水

残留熱除去系(低圧注水系)は,原子炉運転中の冷却材喪失事故時等において,低圧炉心スプレイ系,高圧炉心スプレイ系及び自動減圧系と連携して炉心を冷却する機能を有する設計とする。

残留熱除去系(低圧注水系)は,サプレッション・プールを水源とし,残留熱除去系ポンプにて,残留熱除去系熱交換器を介してサプレッション・プール水を冷却し原子炉圧力容器へ注水する設計とする。

残留熱除去系熱交換器の冷却用海水は、残留熱除去系海水ポンプにより送水する設計とする。

なお、残留熱除去系海水系については「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。

(5) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は、原子炉運転停止中に炉心崩壊熱及び残留熱（原子炉圧力容器・配管及び冷却材中の保有熱）を除去して、原子炉を除熱する機能を有する設計とする。

本システムは、原子炉圧力容器を水源とし、残留熱除去系ポンプを用い、残留熱除去系熱交換器で冷却した炉水を原子炉圧力容器に戻すことにより原子炉を除熱する設計とする。

なお、残留熱除去系熱交換器の冷却用海水に関する説明は、「(4) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水」と同じである。

(6) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水

低圧炉心スプレイ系は、原子炉圧力が急激に低下する大破断事故時に、残留熱除去系（低圧注水系）及び高圧炉心スプレイ系と連携して炉心を上部からスプレイ冷却する機能を有する設計とする。

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

(7) 代替循環冷却系を用いた原子炉注水

設計基準事故対処設備である，残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレ
イ系ポンプが有する原子炉の冷却機能が喪失した場合の自主対策設備とし
て代替循環冷却系を設ける。

代替循環冷却系は，サプレッション・プールを水源とし，原子炉建屋原
子炉棟に設置する代替循環冷却系ポンプを用い，残留熱除去系熱交換器で
冷却されたサプレッション・プール水を原子炉圧力容器に注水する設計と
する。

代替循環冷却系は，残留熱除去系の有する原子炉格納容器からの除熱機
能を代替することを目的に設置した設備であり，原子炉高压状態から低圧
注水に移行することを考慮した注水量としていないため，低圧注水への移
行段階での炉心損傷を防止するための注水量としては十分ではない場合が
あるが，低圧で注水が可能な設備であるため，低圧注水手段としては有効
である。

残留熱除去系熱交換器の冷却用海水に関する説明は，「(4) 残留熱除
去系（低圧注水系）による原子炉注水」と同じである。なお，代替循環冷
却系については，「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（設置許可基準規則第50条に対する設計方針を示す章）」で示す。

(8) 消火系による原子炉注水

設計基準事故対処設備である，残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレ
イ系ポンプが機能喪失し，残留熱除去系注入ラインC系又は低圧炉心
スプレイ系注入ラインの機能が喪失した場合においても低圧注水を可能
とするために，自主対策設備として，消火系による原子炉注水手順を整
備する。

消火系による原子炉注水設備は，残留熱除去系（低圧注水系），残留

熱除去系（原子炉停止時冷却系），低圧炉心スプレイ系，低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）とは異なる淡水タンク（多目的タンク及びろ過水貯蔵タンク）を水源とし，ディーゼル駆動消火ポンプ又は電動駆動消火ポンプにて原子炉圧力容器へ注水する設計とする。消火系による原子炉注水設備は，耐震Sクラス設計ではなくS_s機能維持を担保できないが，使用可能であれば，原子炉へ注水する手段として有効である。

(9) 補給水系による原子炉注水

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプが機能喪失し，残留熱除去系注入ラインC系又は低圧炉心スプレイ系注入ラインの機能が喪失した場合においても低圧注水可能とするために，自主対策設備として，補給水系による原子炉注水手順を整備する。

補給水系による原子炉注水設備は，残留熱除去系（低圧注水系），残留熱除去系（原子炉停止時冷却系），低圧炉心スプレイ系，低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）とは異なる復水貯蔵タンクを水源とし，復水移送ポンプを用い，復水移送系，消火系及び残留熱除去系B系配管を介して原子炉圧力容器へ注水する設計とする。補給水系による原子炉注水設備は，耐震Sクラス設計ではなくS_s機能維持を担保できないが，使用可能であれば，原子炉へ注水する手段として有効である。

また，技術的能力審査基準への適合のため，復旧手段として以下を整備する。

(10) 復旧手段

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系が全交流動力電源喪失により起動できない場合には、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置を用い給電することで、残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系を復旧する手順を整備する。

なお、電源設備については「3.14電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。また、炉心の著しい損傷防止のための残留熱除去系（低圧注水系）復旧の手順については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準への適合状況について」の「1.4 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手順等」の以下の項目で示す。

(1) 原子炉運転中における対応手順

- ① 「1.4.2 重大事故等時の手順 1.4.2.2 (2) a. (a) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水」
- ② 「1.4.2 重大事故等時の手順 1.4.2.2 (2) a. (b) 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水」

(2) 原子炉停止中における対応手順

- ① 「1.4.2 重大事故等時の手順 1.4.2.3 (2) a. (a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱」

また、技術的能力審査基準への適合のため、代替淡水貯槽又は複数の淡水源（高所淡水池、北側淡水池）の淡水が枯渇した場合の海水の利用手段とし

て、以下を整備する。

(11) 低圧代替注水系の海水の利用

低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）の水源である代替淡水貯槽又は複数の淡水源（高所淡水池，北側淡水池）の淡水が枯渇した場合は，防潮堤内側の取水箇所（S A用海水ピット）から，可搬型代替注水大型ポンプを用いて補給が可能な設計とする。

水源については，「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（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。また，低圧代替注水系の海水の利用手順については，「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準への適合状況について」の「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」の以下の項目で示す。

「1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順（1）代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順 c. 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給」

また，溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応設備として，以下を整備する。

(12) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉压力容器内に溶融炉心が残存する場合には，低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプにて，代替淡水貯槽を水源として原子炉压力容器に注水するこ

とにより残存溶融炉心を冷却する。

なお、使用する設備については、「(2) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」と同じである。

(13) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合には，低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプにて，代替淡水貯槽を水源として原子炉圧力容器に注水することにより残存溶融炉心を冷却する。

なお、使用する設備については、「(1) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水」と同じである。

(14) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合には，代替循環冷却系ポンプにて，サプレッション・プール水を原子炉圧力容器に注水することにより，残存溶融炉心を冷却する。使用する設備については、「(7) 代替循環冷却系を用いた原子炉注水」と同じである。

また，溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の自主対策設備として，以下を整備する。

(15) 消火系による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合，消火系のディーゼル駆動消火ポンプ又は電動駆

動消火ポンプにて、ろ過水貯蔵タンク及び多目的タンクの水を原子炉圧力容器に注水することにより残存溶融炉心を冷却する。消火系による残存溶融炉心の冷却設備は、耐震Sクラス設計ではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、残存溶融炉心を冷却する手段として有効である。

なお、使用する設備については、「(8) 消火系を用いた原子炉注水」と同じである。

(16) 補給水系による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合、補給水系の復水移送ポンプにて、復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器に注水することにより残存溶融炉心を冷却する。補給水系による残存溶融炉心の冷却設備は、耐震Sクラス設計ではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、残存溶融炉心を冷却する手段として有効である。

なお、使用する設備については、「(9) 補給水系を用いた原子炉注水」と同じである。

3.4.2 重大事故防止設備

3.4.2.1 低圧代替注水系（常設）

3.4.2.1.1 設備概要

低圧代替注水系（常設）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）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系の有する原子炉の冷却機能が喪失した場合に、この機能を代替し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉を冷却することを目的として設置するものである。

低圧代替注水系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプ、電源設備である常設代替交流電源設備、水源である代替淡水貯槽、流路である低圧代替注水系配管・弁、残留熱除去系C系配管・弁、注水先である原子炉圧力容器等から構成される。

重大事故等時においては、代替淡水貯槽を水源とし、常設低圧代替注水系ポンプ2個の起動及び系統構成（電動弁操作）を中央制御室のスイッチ操作により行い、残留熱除去系C系配管を經由して原子炉圧力容器へ注水することで原子炉を冷却する設計とする。

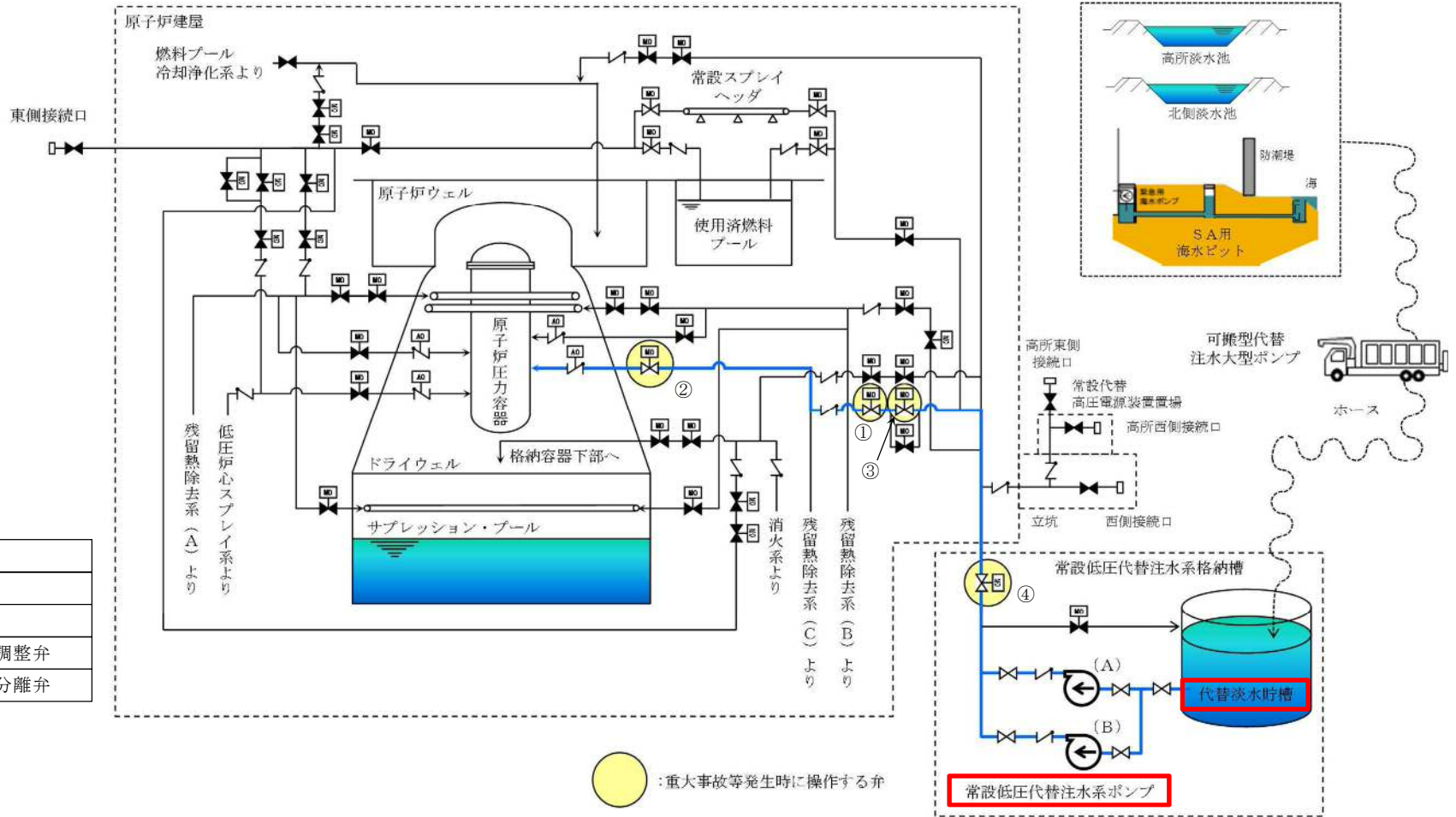
低圧代替注水系（常設）の概要図を第3.4-1図に、低圧代替注水系（常設）に属する重大事故等対処設備を第3.4-1表に示す。

常設低圧代替注水系ポンプの電源は、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受電できる設計とする。

: 主要設備

: 流路

弁名称
①原子炉注水弁
②残留熱除去系C系注入弁
③原子炉压力容器注入流量調整弁
④常設低圧代替注水系系統分離弁



第 3.4-1 図 低圧代替注水系（常設）系統概略図

第 3.4-1 表 低圧代替注水系（常設）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		常設低圧代替注水系ポンプ【常設】
関連設備	付属設備	—
	水源* ¹	代替淡水貯槽【常設】
	流路	低圧代替注水系配管・弁【常設】 残留熱除去系 C 系配管・弁【常設】
	注水先	原子炉压力容器【常設】
	電源設備* ² (燃料給油設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】
	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】 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）【常設】 代替淡水貯槽水位【常設】 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】

*1: 水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（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。

3.4.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 常設低圧代替注水系ポンプ

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
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

種 類	うず巻形
容 量	約200m ³ /h/個
全 揚 程	約200m
最高使用圧力	3.14MPa[gage]
最高使用温度	66℃
個 数	2
取 付 箇 所	常設低圧代替注水系格納槽内
電 動 機 出 力	約190kW/個

3.4.2.1.3 低圧代替注水系（常設）の多様性及び独立性，位置的分散

低圧代替注水系（常設）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），残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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3.4-2表で示すとおり多様性を有し位置的分散を図る設計とする。

低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは，常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで，原子炉建屋原子炉棟内に設置する残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプと位置的分散を図る設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプの電源については，屋外に設置する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから供給可能とすることで，原子炉建屋付属棟内に設置される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）に対し多様性を有し位置的分散を図る設計とする。また，原子炉建屋原子炉棟内に設置する残留熱除去系熱交換器及び屋外に設置する残留熱除去系海水ポンプについても，常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで位置的分散を図る設計とする。

常設低圧代替注水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多様性を有する設計とする。

水源については，常設低圧代替注水系格納槽内に設置する代替淡水貯槽を使用することで，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水

系)の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの水源である原子炉建屋原子炉棟内のサブレーション・プール並びに残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)の残留熱除去系ポンプの水源である原子炉格納容器内の原子炉压力容器に対し多様性を有し位置的分散を図る設計とする。

電動弁については、駆動部の手動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有する設計とする。

また、低圧代替注水系(常設)は、第3.4-3表で示すとおり、地震、津波、火災及び溢水による共通要因故障を防止するために、独立性を確保する設計とする。

流路を構成する配管等の静的機器については、残留熱除去系注入弁及び残留熱除去系注入配管(原子炉から低圧代替注水系につながる配管との分岐まで)を除く範囲で、独立性を確保する設計とする。

第 3.4-2 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)	残留熱除去系 (原子炉停止時 冷却系)	低圧代替注水系 (常設)
ポンプ	低圧炉心 スプレイ系ポンプ	残留熱除去系 ポンプ	残留熱除去系 ポンプ	常設低圧代替注水系 ポンプ
	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階			常設低圧代替注水系 格納槽内
水源	サプレッション・プール		原子炉圧力容器	代替淡水貯槽
	原子炉建屋原子炉棟内		原子炉格納容器 内	常設低圧代替注水系 格納槽内
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			常設代替高圧 電源装置
	原子炉建屋付属棟地下 1 階			屋外

第 3. 4-3 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)	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系)	低圧代替注水系 (常設)
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）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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低圧代替注水系（常設）は基準地震動 S _s で機能維持できる設計とすることで、地震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である残留熱除去系（低圧注水系）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系並びに重大事故防止設備である低圧代替注水系（常設）は、防潮堤及び浸水防止設備を設置することで、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）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系と、重大事故防止設備である低圧代替注水系（常設）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）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系と、重大事故防止設備である低圧代替注水系（常設）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）。			

3.4.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.4.2.1.4.1 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（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。

低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは，常設低圧代替注水系格納槽内に設置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，常設低圧代替注水系格納槽内の環境条件を考慮し，第3.4-4表に示す設計とする。

(47-3-4)

第 3.4-4 表 想定する環境条件

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である常設低圧代替注水系格納槽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	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。原子炉圧力容器への注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮した設計とする。
地震	適切な地震荷重との組合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。）
津波	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	常設低圧代替注水系格納槽内に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響を受けない。
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。

低圧代替注水系（常設）の運転に必要なポンプ及び弁を第3.4-5表に示す。

低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を使用し原子炉の冷却を行う系統は、中央制御室のスイッチで操作が可能な設計とすることで、重大事故等時の操作が確実にできる設計とする。

低圧代替注水系（常設）を運転する場合は、中央制御室からのスイッチ操作で常設低圧代替注水系ポンプを起動し、代替淡水貯槽への循環運転状態とする。その後、中央制御室からのスイッチ操作で、常設低圧代替注水系系統分離弁、原子炉注水弁、原子炉圧力容器注水流量調整弁及び残留熱除去系C系注入弁を開とし原子炉への注水を行う設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプの起動・停止及び運転状態並びに電動弁の開閉状態については、中央制御室の表示灯・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及び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、運転員等の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。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。

第 3.4-5 表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
常設低圧代替注水系ポンプ（A）	起動・停止	スイッチ操作	中央制御室
常設低圧代替注水系ポンプ（B）	起動・停止	スイッチ操作	中央制御室
原子炉注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
原子炉圧力容器注水流量調整弁	弁閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室
残留熱除去系 C 系注入弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
常設低圧代替注水系系統分離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

(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、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。

低压代替注水系（常設）の試験及び検査を第3.4-6表に示す。

低压代替注水系（常設）の常設低压代替注水系ポンプは、他系統と独立した試験系統により、原子炉運転中に機能・性能検査、弁動作確認を、また、原子炉停止中に機能・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。

低压代替注水系（常設）の常設低压代替注水系ポンプは、原子炉停止中に、分解検査として、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）の状態を確認する分解検査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指示模様の有無を確認可能な設計とする。また、目視により、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可能な設計とする。

また、低压代替注水系（常設）の常設低压代替注水系ポンプは、吐出配管にテストラインを設け、原子炉運転中または原子炉停止中に、機能・性能検査として、代替淡水貯槽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。弁については、原子炉運転中又は原子炉停止中に弁動作確認を実施することで弁開閉動作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。

第 3.4-6 表 低圧代替注水系（常設）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	ポンプまた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

(47-5-2, 3)

(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。

低圧代替注水系（常設）は本来の用途以外に使用しない。重大事故等時には、設計基準事故対処設備である残留熱除去系C系配管の一部を使用するが、残留熱除去系C系については、重大事故等に対処するための系統構成は必要としない。

(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。

低圧代替注水系（常設）と残留熱除去系C系との隔離弁について、第3.4-7表に示す。

低圧代替注水系（常設）は、通常待機時は、原子炉注水弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を閉止しておくことで、残留熱除去系C系と隔離する系統構成とし、取合系統である残留熱除去系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。また、低圧代替注水系を用いる場合は、弁操作によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(47-4-2)

第3.4-7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C系	原子炉注水弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉
残留熱除去系C系	原子炉圧力容器注水流量調整弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉

(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。

低圧代替注水系（常設）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3.4-8表に示す。

常設低圧代替注水系ポンプ，常設低圧代替注水系系統分離弁，原子炉注水弁，原子炉圧力容器注水流量調整弁及び残留熱除去系 C 系注入弁は，原子炉建屋原子炉棟又は常設低圧代替注水系格納槽内に設置されており，中央制御室からの遠隔操作が可能な設計とすることで，操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ない設計とする。

(47-3-4～7)

第 3.4-8 表 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
常設低圧代替注水系ポンプ（A）	常設低圧代替注水系格納槽内	中央制御室
常設低圧代替注水系ポンプ（B）	常設低圧代替注水系格納槽内	中央制御室
原子炉注水弁	原子炉建屋原子炉棟4階	中央制御室
原子炉圧力容器注水流量調整弁	原子炉建屋原子炉棟4階	中央制御室
残留熱除去系 C 系注入弁	原子炉建屋原子炉棟3階	中央制御室
常設低圧代替注水系系統分離弁	常設低圧代替注水系格納槽内	中央制御室

3.4.2.1.4.2 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、「2.3.3 容量等」に示す。

低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水量を有する設計とする。

注水量としては、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、低圧代替注水系（常設）を用いる、高圧・低圧注水機能喪失、崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合、残留熱除去系が故障した場合）、LOCA時注水機能喪失、格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）及び全交流動力電源喪失（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故）に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において、有効性が確認されている原子炉への注水流量が、最大 $378\text{m}^3/\text{h}$ であることから、ポンプ1個当たり約 $200\text{m}^3/\text{h}$ で注水可能なポンプを2個使用し、約 $400\text{m}^3/\text{h}$ で注水可能な設計とする。

また、低圧代替注水系（常設）は、代替格納容器スプレー冷却系（常設）又は格納容器下部注水系と同時に使用する可能性があるため、代替

格納容器スプレイ冷却系（常設）と同時に使用する場合の原子炉への最大注水量 $230\text{m}^3/\text{h}$ 又は格納容器下部注水系と同時に使用する場合の原子炉への最大注水量（崩壊熱相当の注水量）を確保可能な設計とする。

原子炉圧力容器に注水する場合の常設低圧代替注水系ポンプの全揚程は、上記注水量で注水を実施する場合の圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（原子炉圧力容器）の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損）を考慮し、約 200m の全揚程を確保可能な設計とする。

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。

(47-6-2～5, 10～14)

(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、低圧代替注水系（常設）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。

低圧代替注水系（常設）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）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3.4.2.1.3項に記載のとおりである。

3.4.2.2 低圧代替注水系（可搬型）

3.4.2.2.1 設備概要

低圧代替注水系（可搬型）は、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有する原子炉の冷却機能が喪失した場合に、この機能を代替し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉を冷却することを目的として設置するものである。

低圧代替注水系（可搬型）は、可搬型代替注水大型ポンプ、水源である代替淡水貯槽、流路である低圧代替注水系配管・弁、低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ、残留熱除去系C系配管・弁、ホース、燃料給油設備である可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ、注水先である原子炉圧力容器等から構成される。

重大事故等時においては、代替淡水貯槽を水源として、可搬型代替注水大型ポンプから接続口まで仮設ホースを接続し注水することにより原子炉を冷却する設計とする。

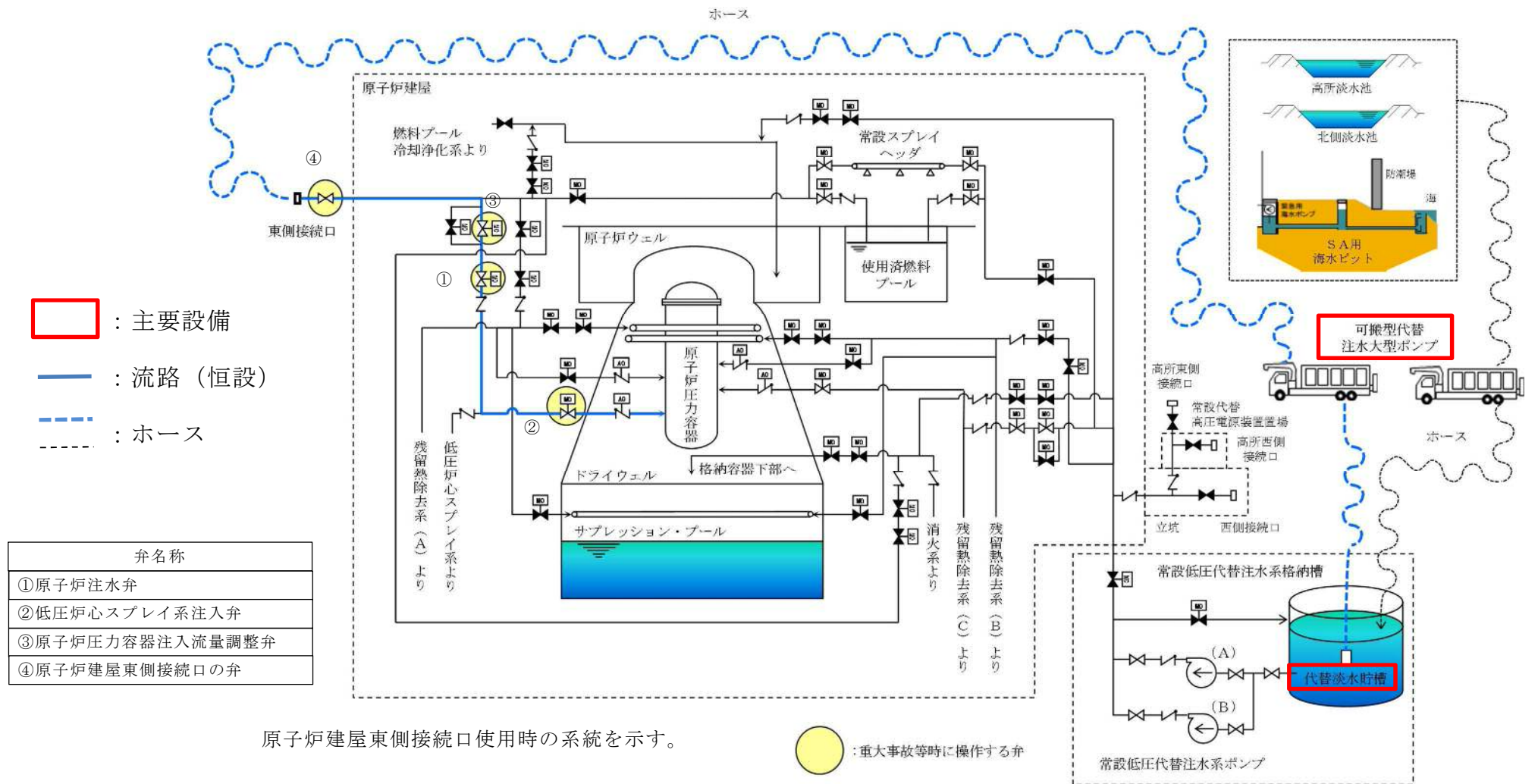
低圧代替注水系（可搬型）の概要図を第3.4-3図に、低圧代替注水系（可搬型）に属する重大事故等対処設備を第3.4-9表に示す。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプはディーゼルエンジンにて駆動し、ポンプに付属するスイッチにより起動できる設計とする。燃料は可搬型設備用軽油タンクからタンクローリを用いて給油できる設計とする。

また、防潮堤内側の取水箇所（SA用海水ピット、高所淡水池及び北側淡水池）から取水可能な設計とする。なお、水源については、「3.13重大事故等の収束に必要な水の供給設備」で示す。

可搬型代替注水大型ポンプを使用する際に接続する接続口は、共通要因により接続することができなくなることを防止するため、原子炉建屋の異なる

面（原子炉建屋東側及び西側）の隣接しない位置に設置することで位置的分散を図る設計とする。加えて、敷地に遡上する津波への事故対応時のみ必要となる高所接続口については、共通要因により接続することができなくなることを防止するため、常設高圧電源装置置場の異なる面（西側及び東側）の隣接しない位置に設置することで位置的分散を図る設計とする。



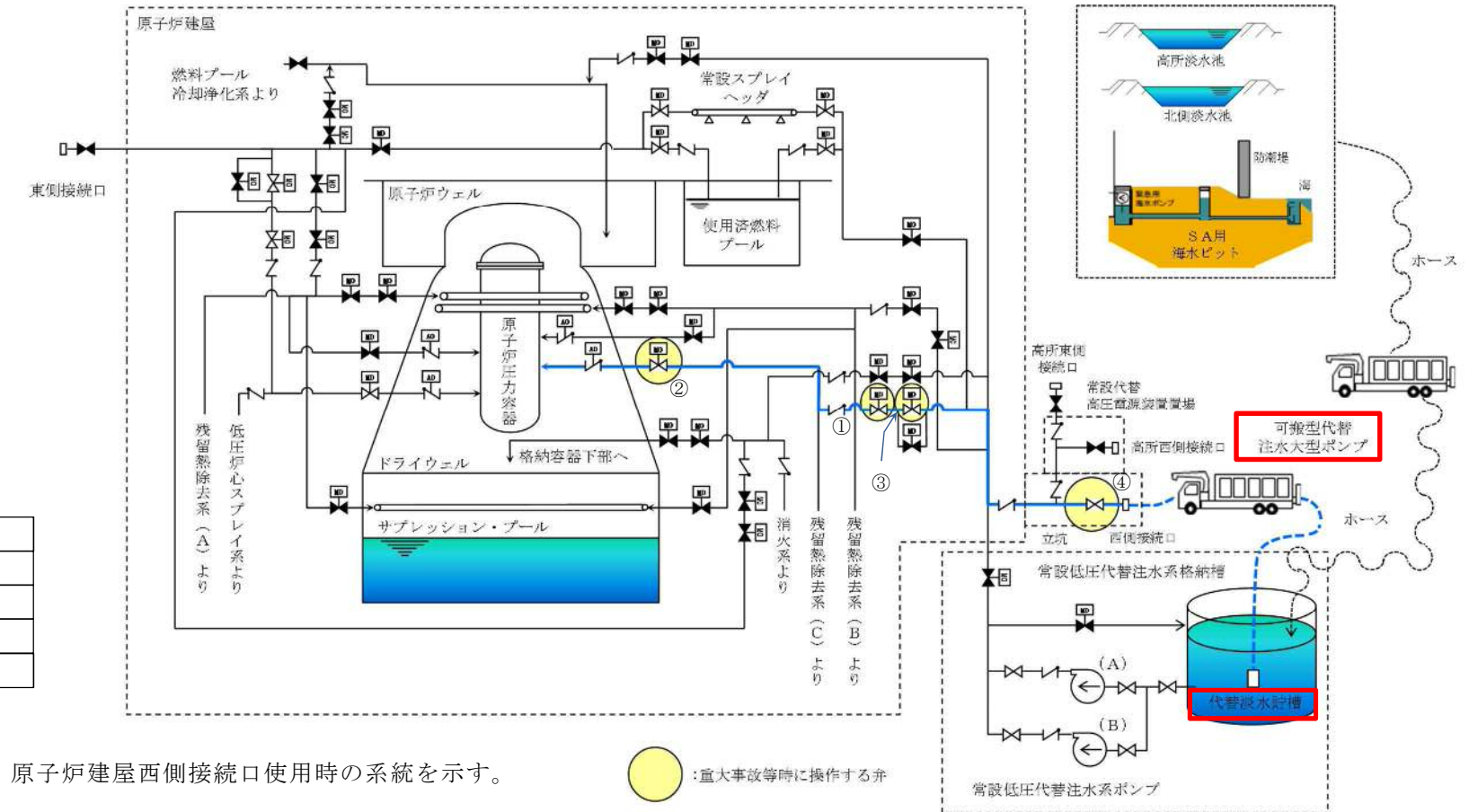
第 3.4-3 図 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図（1/4）

: 主要設備

— : 流路

- - - : ホース

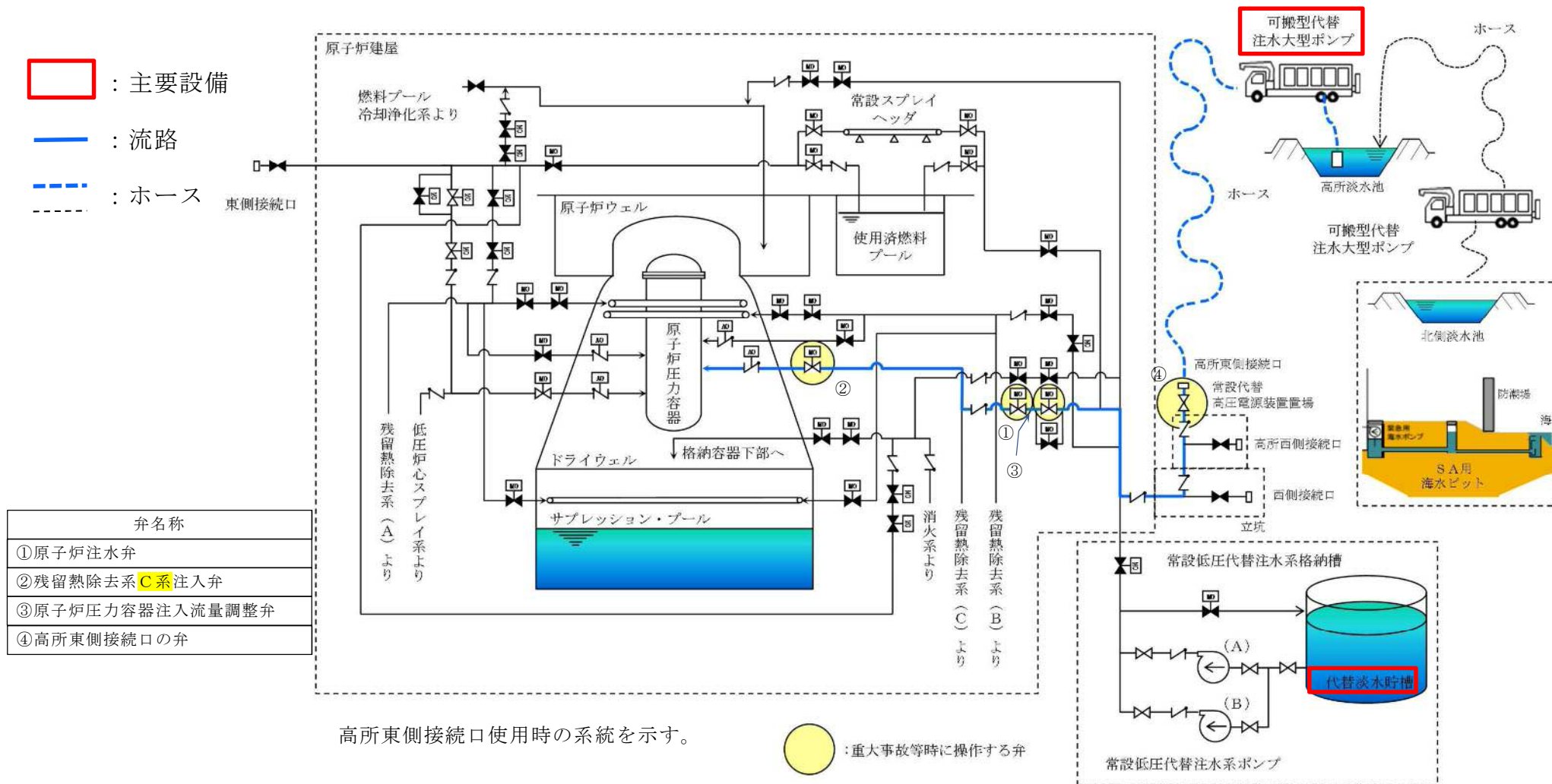
弁名称
①原子炉注水弁
②残留熱除去系 C系 注入弁
③原子炉圧力容器注入流量調整弁
④原子炉建屋西側接続口の弁



原子炉建屋西側接続口使用時の系統を示す。

○ : 重大事故等時に操作する弁

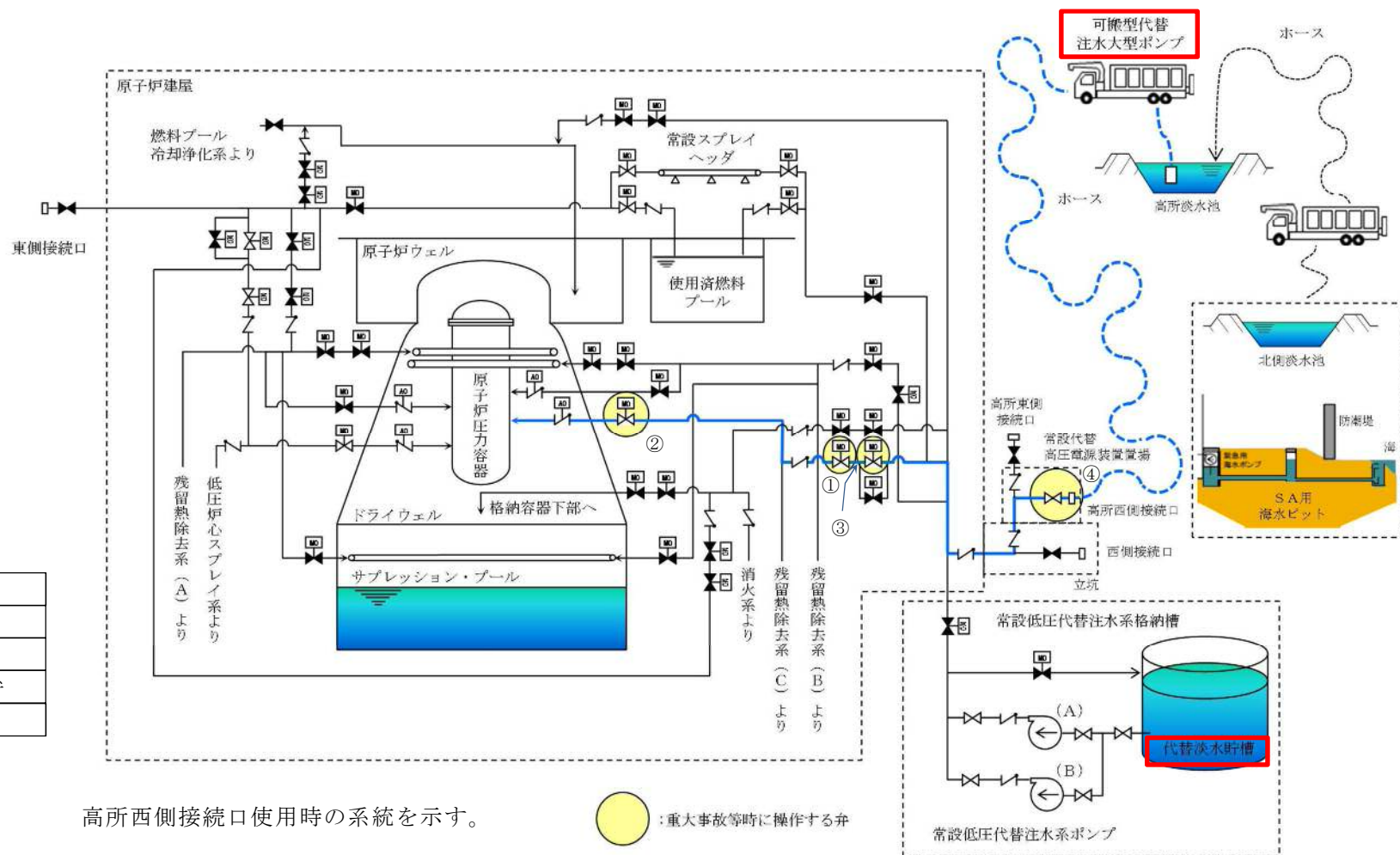
第 3.4-3 図 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図（2/4）



第 3.4-3 図 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図（3/4）

- : 主要設備
- : 流路
- - - : ホース

弁名称
①原子炉注水弁
②残留熱除去系 C系注入弁
③原子炉压力容器注入流量調整弁
④高所西側接続口の弁



第 3.4-4 図 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図（4/4）

第 3.4-9 表 低圧代替注水系（可搬型）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		可搬型代替注水大型ポンプ【可搬】
関連設備	付属設備	—
	水源*1	代替淡水貯槽【常設】
	流路	低圧代替注水系配管・弁【常設】 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ【常設】 残留熱除去系C系配管・弁【常設】 ホース【可搬】
	注水先	原子炉圧力容器【常設】
	電源設備*2 (燃料給油設備含む)	燃料給油設備 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
	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（SA広帯域）【常設】 原子炉水位（SA燃料域）【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【常設】 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）【常設】 代替淡水貯槽水位【常設】

*1 水源については「3.13重大事故等の収束に必要な水の供給設備（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。

3.4.2.2.2 主要設備の仕様

(1) 可搬型代替注水大型ポンプ

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
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・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
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

種 類	うず巻形
容 量	約1,320m ³ /h/個
全 揚 程	約140m
最高使用圧力	1.4MPa[gage]
最高使用温度	60°C
原 動 機 出 力	847kW/個
個 数	4(予備2*1)
設 置 場 所	屋外
保 管 場 所	西側，南側保管場所及び予備機置場

* 1 「可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）」と兼用

3.4.2.2.3 低圧代替注水系（可搬型）の多様性及び独立性、位置的分散

低圧代替注水系（可搬型）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）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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3.4-10表で示すとおり、多様性を有し位置的分散を図る設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、西側及び南側保管場所に保管することで、原子炉建屋原子炉棟内に設置する残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ及び低圧代替注水系格納槽内に設置する常設低圧代替注水系ポンプと位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの冷却水は自己冷却とすることで、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ、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）及び冷却水が不要である常設低圧代替注水系ポンプに対し多様性を有する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの駆動源はディーゼルエンジン駆動とすることで、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電源（非常用ディーゼル発電機）及び常設低圧代替注水系ポンプの電源である常設代替交流電源設備の常設代替高圧電源装置に対し多様性を有する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの水源は、常設低圧代替注水系格納槽内に設置する代替淡水貯槽を使用することで、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの水源である原子炉建屋原子炉棟内のサプレッション・プール並びに残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の残留熱除去系ポンプの水源である原子炉格納容器内の原子炉压力容器に対し、多様性を有し位置的分散を図る設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）は、第3.4-11表で示すとおり、地震、津波、火災、溢水による共通要因故障を防止するために、独立性を有する設計とする。

なお、低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、故障時及び保守点検時の予備となる予備機を有する設計とする。

第 3.4-10 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)	残留熱除去系 (原子炉停止時冷 却系)	低圧代替注水系 (常設)	低圧代替注水系 (可搬型)
ポンプ	低圧炉心 スプレイ系ポンプ	残留熱除去系 ポンプ	残留熱除去系 ポンプ	常設低圧代替 注水系ポンプ	可搬型代替注水 大型ポンプ
	原子炉建屋原子炉棟 地下 2 階			常設低圧代替注 水系格納槽内	西側及び南側 保管場所
水源	サブプレッション・プール		原子炉圧力容器	代替淡水貯槽	代替淡水貯槽
	原子炉建屋原子炉棟内		原子炉格納容器内	常設低圧代替 注水系格納槽内	常設低圧代替 注水系格納槽内
駆動用 空気	不要			不要	不要
潤滑油	不要（内包油）			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）	自己冷却
駆動 電源	非常用ディーゼル 発電機			常設代替高圧 電源装置	不要 (ディーゼルエ ンジン)
	原子炉建屋付属棟地下 1 階			屋外	西側及び南側 保管場所

第 3.4-11 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)	残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系)	低圧代替注水系 (可搬型)
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）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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低圧代替注水系（可搬型）は、基準地震動 S _s で機能維持できる設計とすることで、地震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である残留熱除去系（低圧注水系）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系は防潮堤及び浸水防護設備の設置により、重大事故防止設備である低圧代替注水系（可搬型）は、高台の可搬型設備保管場所へ配備することで、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）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系と、重大事故防止設備である低圧代替注水系（可搬型）は、火災が共通要因となり同時に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）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系と、重大事故防止設備である低圧代替注水系（可搬型）は、溢水が共通要因となり同時に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。）			

3.4.2.2.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.4.2.2.4.1 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（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。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプで想定する環境条件を考慮し、第3.4-12表に示す設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、西側及び南側保管場所に保管し、重大事故等時に、水源付近の屋外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屋外の環境条件を考慮する設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプの操作は、可搬型代替注水大型ポンプに付属するスイッチにより、設置場所にて操作可能な設計とする。

地震については、保管場所で想定される適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し、輪留め等により固定する。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、津波を考慮し、高台の可搬型設備保管場所に配備する。

風（台風）及び竜巻による風荷重については、当該荷重を考慮しても

機器が損傷しない設計とする。積雪及び火山の影響については、適切に除雪及び除灰する運用とする。

降水及び凍結により機能を損なうことのないよう、防水対策がとられた可搬型代替注水大型ポンプを使用し、凍結のおそれがある場合は暖気運転を行い凍結対策とする。

(47-8-2)

第 3.4-12 表 想定する環境条件

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	屋外で想定される温度，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	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水及び凍結対策を考慮した設計とする。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。原子炉圧力容器への注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮した設計とする。
地震	保管場所で想定される適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，輪留め等により固定する。
津波	津波を考慮し，高台の可搬型設備保管場所に配備することにより，機器が損傷しない設計とする。
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	保管場所で想定される風（台風）及び竜巻の風荷重，積雪及び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。また，設置場所で想定される風（台風）及び積雪による荷重を考慮した設計とする。
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。

低圧代替注水系（可搬型）の操作に必要なポンプ、弁及びホースを第3.4-13表に示す。

低圧代替注水系（可搬型）を運転する場合は、可搬型代替注水大型ポンプを水源近傍に配置するとともにホース接続を実施し、系統構成として、中央制御室からのスイッチ操作で残留熱除去系C系注入弁（又は低圧炉心スプレイ系注入弁）、原子炉注水弁及び原子炉压力容器注水流量調整弁の開操作を実施した後、現場操作で原子炉建屋東側接続口又は原子炉建屋西側接続口（敷地に遡上する津波への対応時は、高所東側接続口又は高所西側接続口）の弁を開とし、可搬型代替注水大型ポンプ付属のスイッチによりポンプを起動することで原子炉注水を行う。

原子炉建屋東側接続口、原子炉建屋西側接続口、高所東側接続口及び高所西側接続口の弁については、接続口近傍の屋外から手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプ付属のスイッチ及び系統の電動弁のスイッチは、運転員等の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する設計とし、機器の名称等を表示した銘板の取付け等により識別可能とすることで、運転員等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。

系統の電動弁の開閉状態については、中央制御室における監視又は試験・検査等も考慮し、表示灯・操作画面等で確認可能な設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプは、設置場所にて車両の転倒防止装置及び輪留め等による固定が可能な設計とする。

ホースの接続作業にあたっては、特殊な工具は必要とせず、簡便な接続金物及び一般的な工具により、確実に接続が可能な設計とする。

第 3.4-13 表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
可搬型代替注水大型ポンプ	起動・停止	スイッチ操作	屋外設置場所
接続口の弁 (原子炉建屋東側又は西側, 高所東側又は西側)	弁閉→弁開	手動操作	接続口近傍
原子炉注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
原子炉圧力容器注水流量調整弁	弁閉→調整開	スイッチ操作	中央制御室
残留熱除去系 C 系注入弁又は 低圧炉心スプレイ系注入弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
ホース	ホース接続	人力接続	屋外

(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、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。

低圧代替注水系（可搬型）の試験及び検査を第3.4-14表に示す。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉運転中に、機能・性能検査、弁動作確認及び車両検査を、また、原子炉停止中に機能・性能検査、分解検査、弁動作確認及び車両検査が可能な設計とする。

機能・性能確認として、高所淡水池又は北側淡水池を水源とし、可搬型代替注水大型ポンプ、仮設圧力計、流量計及びホースの系統構成で循環運転を実施することにより、ポンプの吐出圧力及び流量の確認に加え、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。ポンプについては、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。ホースについては、機能・性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂、ジョイント部の腐食等が無いことを確認可能な設計とする。

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指示模様の有無を確認可能な設計とし、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を確認可能な設計と

する。また、原子炉運転中又は停止中に弁動作確認を実施することで、弁の開閉動作を確認可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、車両として異常なく走行できることを確認可能な設計とする。

第3.4-14表 低圧代替注水系（可搬型）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，ポンプ及びホースの漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両の走行確認
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及びホースの漏えい確認，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目視により確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両の走行確認

(47-5-4)

(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」を示す。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、通常待機時は接続先の系統と分離された状態で西側及び南側保管場所に保管し、本来の用途以外の用途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。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、通常待機時は接続先の系統と分離された状態で西側及び南側保管場所に保管することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプによる注水は、弁操作によって通常時の系統構成から重大事故等対象設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、保管場所において転倒しない設計とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。設置場所においては、車両転倒防止装置又は輪止めにより固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。可搬型代替注水大型ポンプは、固縛等を実施することで、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(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。

低圧代替注水系（可搬型）の系統構成に操作が必要な機器の設置場所及び操作場所を第3.4-15表に示す。

このうち、可搬型代替注水大型ポンプ、接続口の弁（原子炉建屋東側又は原子炉建屋西側、高所東側又は高所西側）及びホースは屋外で操作するが、作業に当たっては、放射線量を確認し、適切な放射線防護対策

で作業安全確保を確認した上で作業を実施する。仮に線量が高い場合は、線源からの離隔距離を確保するとともに、状況に応じ仮設遮蔽の設置等を実施した上で、線量を測定し線量が低い場所で作業を行うことにより、可搬型代替注水大型ポンプ等の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。

第 3.4-15 表 操作対象機器

機器名称	設置場所	操作場所
可搬型代替注水大型ポンプ	屋外設置場所	屋外設置場所
接続口の弁 (原子炉建屋東側又は原子炉建屋西側，高所東側又は高所西側)	接続口近傍	接続口近傍
原子炉注水弁	原子炉建屋原子炉棟	中央制御室
原子炉圧力容器注水流量調整弁	原子炉建屋原子炉棟	中央制御室
残留熱除去系 C 系注入弁又は低圧炉心スプレイ系注入弁	原子炉建屋原子炉棟	中央制御室
ホース	屋外	屋外

3.4.2.2.4.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第3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に加え，十分に余裕のある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。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水量を有する設計とする。

注水量としては，炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち，低圧代替注水系（可搬型）を用いる，全交流動力電源喪失（長期T B）に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において，有効性が確認されている原子炉への注水流量が，最大 $110\text{m}^3/\text{h}$ であることから，ポンプ1個あたり $1,320\text{m}^3/\text{h}$ 以上を注水可能な設計とし，1個使用する設計とする。

全交流動力電源喪失時には，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水と，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイを同時に実施することになるため，この場合の流量の組み合わせとして，原子炉注水が崩壊熱相当の流量（ $50\text{m}^3/\text{h}$ 以下），格納容器スプレイ $130\text{m}^3/\text{h}$ を注水可能な設計とする。

全揚程としては、有効性が確認されている原子炉への注水流量における圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（原子炉压力容器）の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損）を考慮し、約140mの全揚程を確保可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時において注水等に必要な容量を有するものを1個と、水の移送に必要な容量を有するものを1個を同時に使用するために、1セット2個使用する。保有数は2セットで4個と、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2個の合計6個を保管する。但し、予備については、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と兼用する。

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。

(47-6-6～14)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(i) 要求事項

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

(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。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプ側のホースと接続口については、フランジ接続にすることで、一般的に使用される工具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。また、原子炉建屋東側接続口、原子炉建屋西側接続口、高所東側接続口及び高所西側接続口の口径を統一し、確実に接続できる設計とする。

(47-7-2)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(i) 要求事項

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

(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。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプの接続箇所である接続口は、重大事故等時の環境条件、自然現象、外部人為事象、溢

水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため、原子炉建屋の異なる面の隣接しない東側に1箇所及び西側に1箇所設置する。敷地に遡上する津波への対応時に必要となる高所接続口については、共通要因により接続することができなくなることを防止するため、常設高圧電源装置置場の異なる面の隣接しない東側に1箇所、西側に1箇所設置する。

(47-7-2)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）

(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可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線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。

可搬型代替注水大型ポンプ及びホースの設置並びにホースと接続口（原子炉建屋東側、原子炉建屋西側、高所東側及び高所西側）との接続は屋外で実施するが、作業に当たっては、放射線量を確認し、適切な放射線防護対策で作業安全確保を確認した上で作業を実施する。仮に線量が高い場合は、線源からの離隔距離を確保するとともに、状況に応じ仮設遮蔽の設置等を実施した上で、線量を測定し線量が低い場所で作業を行うことにより、可搬型代替注水大型ポンプ等の設置及び常設設備との

接続が可能な設計とする。

ホースの接続は簡便な接続金物により確実に接続が可能な設計とする。
また、接続口への接続は、簡便なフランジ接続により一般的な工具等を用い確実に接続が可能な設計とする。

(47-7-2)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項五）

(i) 要求事項

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

(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。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備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並びに重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプの配置その他の条件を考慮し、常設低圧代替注水系ポンプが設置される常設低圧代替注水系格納槽と異なる、発電所敷地内の西側及び南側保管場所に保管することで位置的分散を図る設計とする。

(6) アクセスルートの確保（許可基準規則第43条第3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、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

(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。

低圧代替注水系（可搬）の可搬型代替注水大型ポンプは、通常待機時は西側及び南側保管場所に保管するため、想定される重大事故等が発生した場合における、保管場所から設置場所までの経路について、設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、別ルートも考慮して複数のアクセスルートを確保する。

なお、アクセスルートの詳細については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての「1.0 重大事故等対策における共通事項」添付資料1.0.2「東海第二発電所 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」で示す。

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第43条第3項七）

(i) 要求事項

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

(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。

低圧代替注水系（可搬型）は、設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系と常設重大事故防止設備の低圧代替注水系（常設）に対し、多様性を有し位置的分散を図る設計とする。これらの詳細については、3.4.2.2.3 項に記載のとおりである。

3.4.3 設計基準事故対処設備を用いた重大事故等対処設備

3.4.3.1 残留熱除去系（低圧注水系）

3.4.3.1.1 設備概要

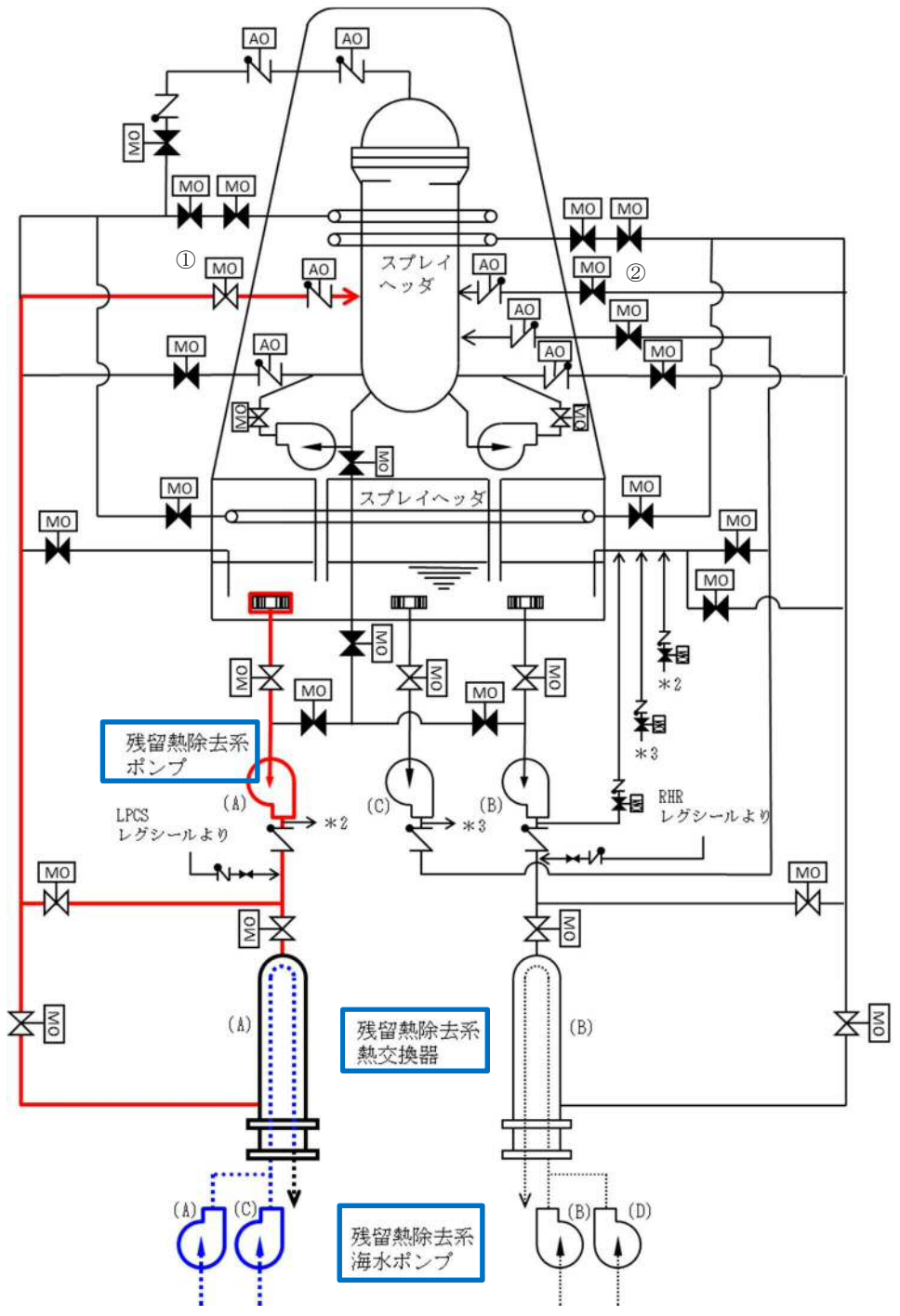
残留熱除去系（低圧注水系）は、非常用炉心冷却系の1つである。非常用炉心冷却系は、冷却材喪失事故時に燃料被覆管の重大な損傷を防止し、ジルコニウム-水反応を極力抑え、崩壊熱を長期にわたって除去する機能を持ち、残留熱除去系（低圧注水系）、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び自動減圧系で構成する。

残留熱除去系（低圧注水系）は、電動ポンプ3個、熱交換器2基、配管・弁等からなり、冷却材喪失事故時には、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び自動減圧系と連携して、炉心を冷却する機能を有する。

残留熱除去系（低圧注水系）は、3個の残留熱除去系ポンプで構成し、原子炉水位低又はドライウェル圧力高の信号で作動を開始し、サブプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器内（炉心シュラウド内）に注水し、炉心を冷却する。

残留熱除去系（低圧注水系）の系統概要図を第3.4-5図に、重大事故等対処設備一覧を第3.4-16表に示す。

残留熱除去系（低圧注水系）は設計基準事故対処設備であるが、想定される重大事故等において健全であれば、重大事故等対処設備として使用する。また、残留熱除去系（低圧注水系）は、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機からの給電に加え、代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により復旧し、重大事故等時に使用できる設計とする。



弁名称
① 残留熱除去系 A系 注入弁
② 残留熱除去系 C系 注入弁

: 主要設備
 : 流路 (A系使用時)

第 3.4-5 図 残留熱除去系 (低圧注水系) 系統概要図

第 3.4-16 表 残留熱除去系（低圧注水系）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		残留熱除去系ポンプ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 残留熱除去系海水ポンプ【常設】*1 残留熱除去系海水ストレーナ【常設】*1
関連設備	付属設備	—
	水源*2	サプレッション・プール【常設】
	流路	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ【常設】
	注水先	原子炉圧力容器【常設】
	電源設備*3 (燃料給油設備含む)	非常用交流電源設備 2C 非常用ディーゼル発電機【常設】 2D 非常用ディーゼル発電機【常設】 2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ【常設】 2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ【常設】
	計装設備*4	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（SA広帯域）【常設】 原子炉水位（SA燃料域）【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【常設】 残留熱除去系系統流量【常設】 サプレッション・プール水位【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力【常設】

*1：残留熱除去系海水系設備については、「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。

*2：水源については、「3.13重大事故等の収束に必要な水の供給設備（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。

*3：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。

*4：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。

3.4.3.1.2 主要設備の仕様

主要設備の機器仕様を以下に示す。

(1) 残留熱除去系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・残留熱除去系

- ・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
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

種 類	たて形電動うず巻式
個 数	3
容 量	約1,690m ³ /h/個
全 揚 程	約85m
最高使用圧力	3.50MPa [gage]
最高使用温度	182℃
本 体 材 料	鋳鋼
取 付 箇 所	原子炉建屋原子炉棟地下2階

(2) 残留熱除去系熱交換器

兼用する設備は以下のとおり。

・残留熱除去系

- ・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
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

型 式	縦型Uチューブ式
個 数	2
伝 熱 容 量	19.4×10 ³ kW／個 (原子炉停止時冷却モード)
最高使用圧力	
管 側	3.45MPa [gage]
胴 側	3.45MPa [gage]
最高使用温度	
管 側	249℃
胴 側	249℃
材 料	
管 側	白銅管
胴 側	炭素鋼
取 付 箇 所	原子炉建屋原子炉棟地下2階

(3) 残留熱除去系海水ポンプ

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
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

型 式	たて形うず巻式
個 数	4
容 量	約886m ³ ／h／個
全 揚 程	約184m

最高使用圧力	3.45MPa [gage]
最高使用温度	38℃
本体材料	鋳鋼

(4) 残留熱除去系海水ストレーナ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

型 式	円筒縦形
個 数	2
最高使用圧力	3.45MPa [gage]
最高使用温度	38℃
本体材料	ステンレス鋼

3.4.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

残留熱除去系（低圧注水系）は、想定される重大事故等時に重大事故等対処設備として使用するため、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性及び位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

ただし、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により残留熱除去系（低圧注水系）を復旧させる場合については、残留熱除去系（低圧注水系）は、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からの給電により起動する残留熱除去系（低圧注水系）に対して、駆動電源の多様性を有する設計とする。なお、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置の多様性及び位置的分散については、「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）」に示す。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、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においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

残留熱除去系（低圧注水系）は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能及び残留熱除去機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ容量が、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な原子炉注水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の設計である。

基本方針については、「2.3.2容量等」に示す。

残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水として使用する水源のサプレッション・プールは、設計基準事故

時の非常用炉心冷却設備の水源と兼用しており，設計基準事故時に使用する
場合の容量が，原子炉を冷却し，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破
損を防止するために必要な原子炉注水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の設計である。

残留熱除去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内
に設置される設備であることから，想定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，その機能を有効に発揮す
ることができるよう，第3.4-17表 に示す設計である。

第 3.4-17 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	海水を通水しない。
地震	適切な地震荷重との組合せを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）。
津波	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。

また，残留熱除去系ポンプは中央制御室にて操作可能な設計とする。

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

残留熱除去系（低圧注水系）は，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等時においても使用する設計とする。また，残留熱除去系ポンプは，テストラインにより原子炉の運転中に機能・性能検査が可能な設計である。残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は，停止中に分解検査及び外観検査を実施可能な設計とする。

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。

3.4.3.2 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）

3.4.3.2.1 設備概要

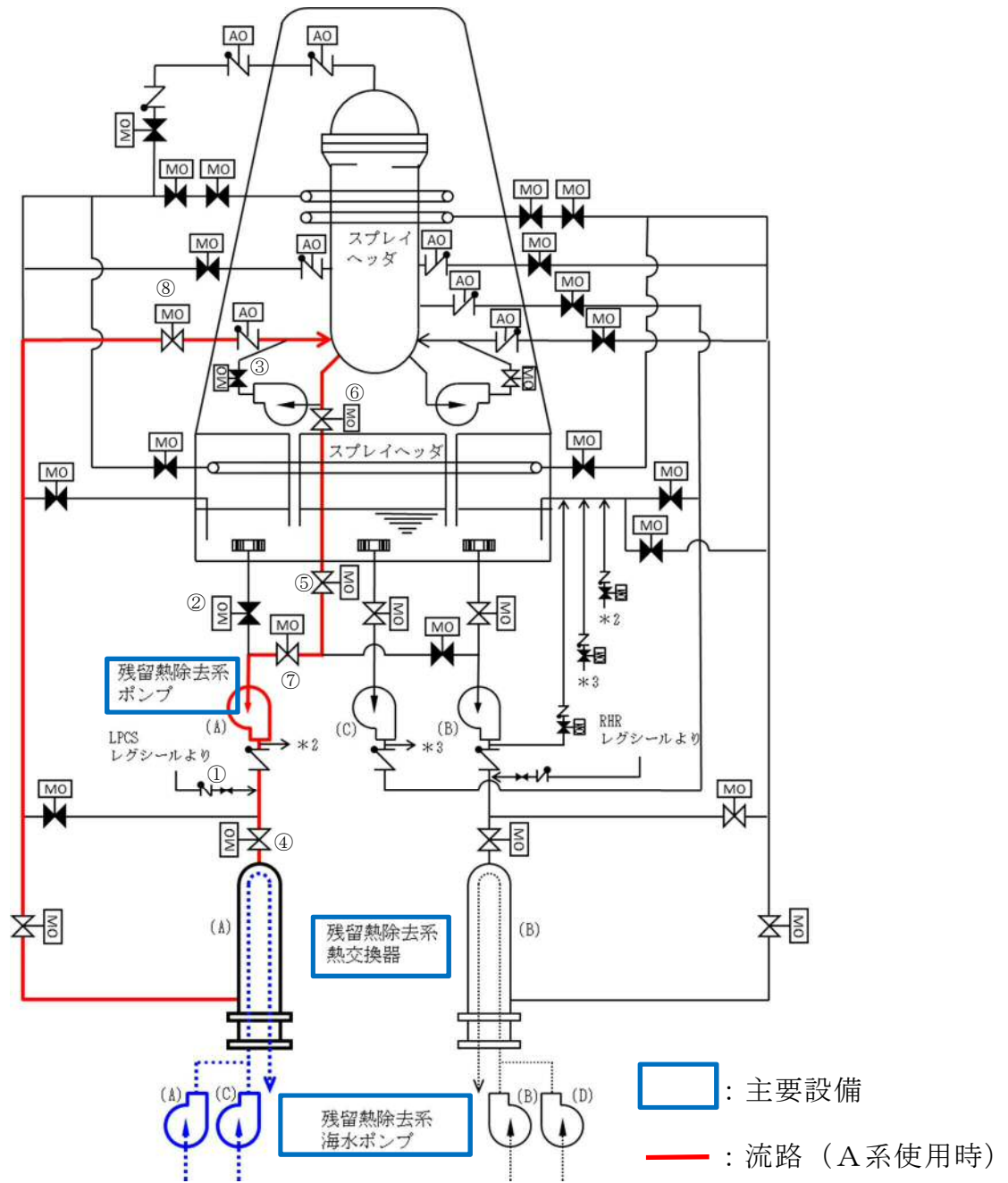
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は、（A）（B）の2ループから構成され、熱交換器2基、電動ポンプ2個、配管・弁等からなり、原子炉停止後、炉心崩壊熱及び原子炉圧力容器、配管、冷却材中の残留熱を除去して、原子炉の除熱を行うためのものである。

炉心崩壊熱及び残留熱は、原子炉停止後には復水器等により冷却され、冷却材温度が十分下がった後は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）によって除熱される。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の系統概要図を第3.4-6図に、重大事故等対処設備一覧を第3.4-18表に示す。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は設計基準事故対処設備であるとともに、想定される重大事故等時においてその機能が健全であれば、重大事故等対処設備として使用する。

また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機からの給電に加えて、代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により復旧し、重大事故等時に使用できる設計とする。



弁名称	弁名称
① 残留熱除去系レグシールライン弁	⑤ 残留熱除去系外側隔離弁
② 残留熱除去系ポンプ入口弁	⑥ 残留熱除去系内側隔離弁
③ 原子炉再循環ポンプ出口弁	⑦ 残留熱除去系ポンプ停止時冷却ライン入口弁
④ 残留熱除去系熱交換器入口弁	⑧ 残留熱除去系ポンプ停止時冷却注入弁

第 3.4-6 図 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) 系統概要図

第 3.4-18 表 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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		残留熱除去系ポンプ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 残留熱除去系海水ポンプ【常設】*1 残留熱除去系海水ストレーナ【常設】*1
関連設備	付属設備	—
	水源	原子炉圧力容器【常設】
	流路	残留熱除去系配管・弁【常設】 再循環系配管・弁【常設】
	注水先	原子炉圧力容器【常設】
	付属設備	—
	電源設備*2 (燃料給油設備含む)	非常用交流電源設備 2C 非常用ディーゼル発電機【常設】 2D 非常用ディーゼル発電機【常設】 2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ【常設】 2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ【常設】
計装設備*3	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】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 ドライウエル圧力【常設】 サプレッション・チェンバ圧力【常設】	

*1：残留熱除去系海水系設備については「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。

*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。

3.4.3.2.2 主要設備の仕様

主要設備の機器仕様を以下に示す。

(1) 残留熱除去系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・残留熱除去系

- ・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
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

種	類	たて形電動うず巻式		
個	数	2		
	容	量	約 1,690m ³ /h/個	
	全	揚	程	約 85m
	最高使用圧力	3.50MPa[gage]		
	最高使用温度	182℃		
	本体材料	鋳鋼		
	取付箇所	原子炉建屋原子炉棟地下2階		

(2) 残留熱除去系熱交換器

兼用する設備は以下のとおり。

・残留熱除去系

- ・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
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

型 式	縦型Uチューブ式
個 数	2
伝 熱 容 量	19.4×10 ³ kW／個 (原子炉停止時冷却モード)
最高使用圧力	
管 側	3.45MPa [gage]
胴 側	3.45MPa [gage]
最高使用温度	
管 側	249℃
胴 側	249℃
材 料	
管 側	白銅管
胴 側	炭素鋼
取 付 箇 所	原子炉建屋原子炉棟地下2階

(3) 残留熱除去系海水ポンプ

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
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

型 式	たて形うず巻式
個 数	4
容 量	約886m ³ ／h／個
全 揚 程	約184m

最高使用圧力	3.45MPa [gage]
最高使用温度	38℃
本体材料	鋳鋼

(4) 残留熱除去系海水ストレーナ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設

型 式	円筒縦形
個 数	2
最高使用圧力	3.45MPa [gage]
最高使用温度	38℃
本体材料	ステンレス鋼

3.4.3.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は、想定される重大事故等時に重大事故等対処設備として使用するため、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性及び位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

ただし、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧させる場合は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は、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からの給電により起動する残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）に対して、駆動電源の多様性を有する設計とする。常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置の多様性及び位置的分散については、「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）」に示す。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱として使用する残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能及び残留熱除去機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ容量が、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な原子炉注水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の設計である。

基本方針については、「2.3.2容量等」に示す。

残留熱除去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内に設置される設備であることから、想定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、その機能を有効に発揮することができるよう、第3.4-19表に示す設計である。

第 3.4-19 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合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）。
津波	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。

また，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は中央制御室にて操作可能な設計とする。

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等時においても使用する設計である。また，残留熱除去系ポンプは，テストラインにより系統の機能・性能検査が可能な設計である。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は，原子炉の運転中に機能・性能検査を，また停止中に分解検査及び外観検査が実施可能な設計である。

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。

3.4.3.3 低圧炉心スプレイ系

3.4.3.3.1 設備概要

低圧炉心スプレイ系は、非常用炉心冷却系の1つである。非常用炉心冷却系は、冷却材喪失事故時に燃料被覆管の重大な損傷を防止し、ジルコニウム-水反応を極力抑え、崩壊熱を長期にわたって除去する機能を持ち、残留熱除去系（低圧注水系）、高圧炉心スプレイ系及び自動減圧系で構成する。

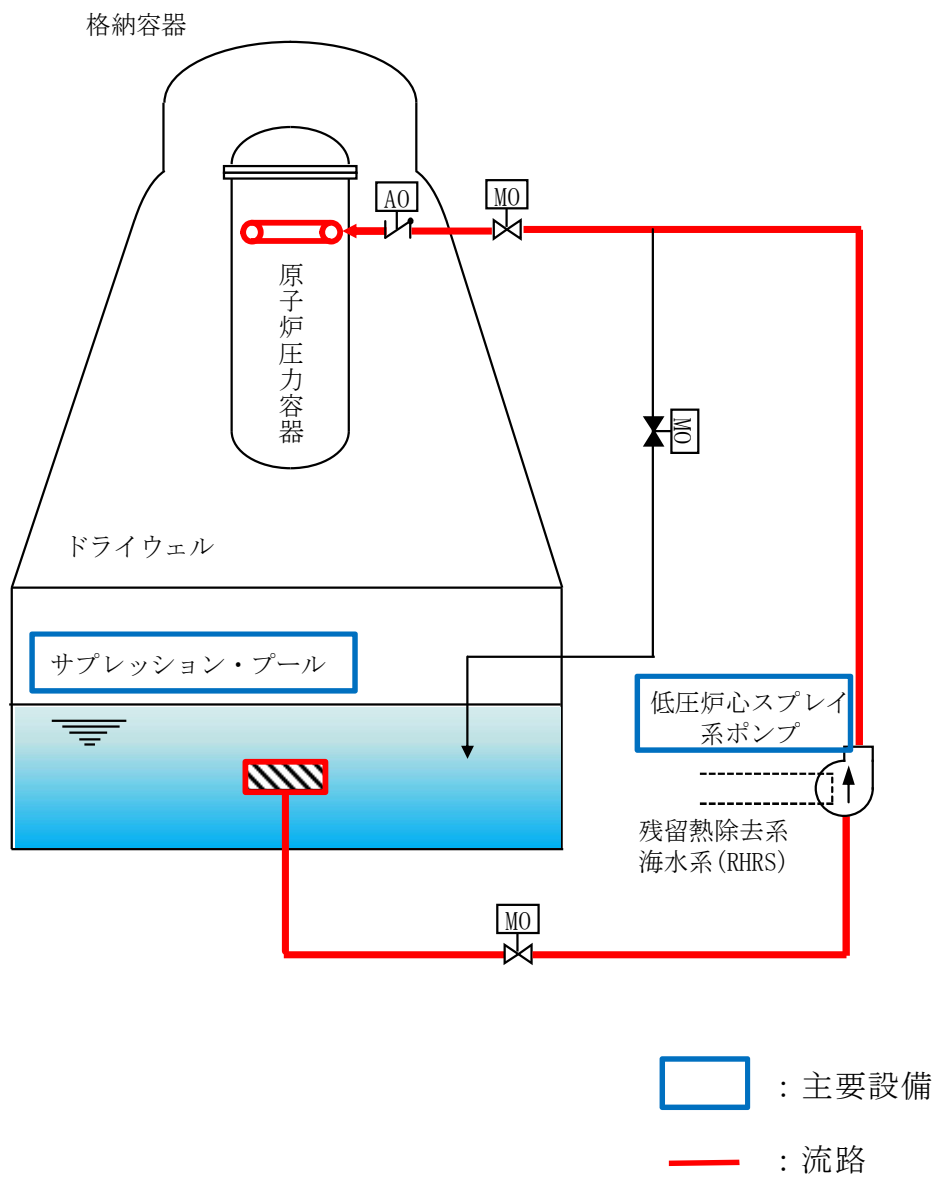
低圧炉心スプレイ系は、電動ポンプ1個、配管・弁等からなり、冷却材喪失事故時には、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系と連携して、炉心を冷却する機能を有する。

本系統は、1ループからなっており、原子炉水位低又はドライウェル圧力高の信号で作動を開始し、サプレッション・プールの水を原子炉圧力容器内に注水し、炉心を冷却する。

本系統の系統概要図を第3.4-7図に、重大事故等対処設備一覧を第3.4-20表に示す。

本系統は設計基準事故対処設備であるが、想定される重大事故等において健全であれば、重大事故等対処設備として使用する。

また、残留熱除去系（低圧炉心スプレイ系）は、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機からの給電に加え、代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により復旧し、重大事故等時に使用できる設計とする。



第 3.4-7 図 低圧炉心スプレイ系 系統概要図

第 3.4-20 表 低圧炉心スプレイ系に関する

重大事故等対処設備一覧

設備区分		設備名
主要設備		低圧炉心スプレイ系ポンプ【常設】
関連設備	付属設備	残留熱除去系海水ポンプ【常設】
	水源*1	サブプレッション・プール【常設】
	流路	低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ【常設】
	注水先	原子炉圧力容器【常設】
	電源設備*2 (燃料給油設備含む)	非常用交流電源設備 2C 非常用ディーゼル発電機【常設】 2D 非常用ディーゼル発電機【常設】 2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ【常設】 2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ【常設】
	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（SA広帯域）【常設】 原子炉水位（SA燃料域）【常設】 低圧炉心スプレイ系系統流量【常設】 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】

*1: 水源については「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備（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。

3.4.3.3.2 主要設備の仕様

主要設備の機器仕様を以下に示す。

(1) 低圧炉心スプレイ系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用炉心冷却装置

- ・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

型 式	たて形うず巻式
容 量	約1,440m ³ /h
全 揚 程	約205m
個 数	1
最高使用圧力	4.14MPa [gage]
最高使用温度	100℃
取 付 箇 所	原子炉建屋原子炉棟地下2階

3.4.3.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

低圧炉心スプレイ系は、想定される重大事故等時に重大事故等対処設備として使用するため、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性及び位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

ただし、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により低圧炉心スプレイ系を復旧させる場合は、低圧炉心スプレイ系は、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からの給電により起動する低圧炉心スプレイ系に対して、駆動電源の多様性を有する設計とする。常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置の多様性及び位置的分散については、「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）」に示す。

低圧炉心スプレイ系は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

低圧炉心スプレイ系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。

低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水として使用する低圧炉心スプレイ系ポンプは、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ容量が原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な原子炉注水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の設計である。

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

また、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原

子炉圧力容器への注水時に使用する水源のサプレッション・プールは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備の水源と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な原子炉注水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の設計である。

低圧炉心スプレイ系ポンプは、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、想定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、その機能を有効に発揮することができるよう、第3.4-21表に示す設計である。

第 3.4-21 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	海水を通水しない。
地震	適切な地震荷重との組合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）。
津波	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	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。

また，低圧炉心スプレイ系は中央制御室にて操作可能な設計とする。
基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

低圧炉心スプレイ系は，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また，低圧炉心スプレイ系ポンプは，テストラインにより系統の機能・性能検査が可能な設計である。また，原子炉の停止中に分解検査及び外観検査が実施可能な設計である。

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。

3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48 条】

基準適合への対応状況

5.11 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

5.11.1 概要

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の系統概要図を第 5.11-1 図から第 5.11-3 図に示す。

5.11.2 設計方針

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するための設備として重大事故等対処設備（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱，残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱，残留熱除去系海水系による除熱，格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱，耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱，遠隔人力操作機構による現場操作）を設ける。

(1) 設計基準事故対処設備を用いる設備

a. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が健全であれば重大事故等対処設備として使用する。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）については、「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」に示

す。

b. 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）が健全であれば重大事故等対処設備として使用する。

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）については、「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」に示す。

c. 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が健全であれば重大事故等対処設備として使用する。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）については、「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」に示す。

d. 残留熱除去系海水系による除熱

残留熱除去系海水系は、通常の原子炉停止時及び原子炉隔離時の崩壊熱及び残留熱の除去、原子炉冷却材喪失時の炉心冷却を目的とし設置される残留熱除去系の残留熱除去系熱交換器に海水を送水するための設備である。

海を水源とした残留熱除去系海水系は、残留熱除去系海水ポンプにて非常用取水設備である貯留堰及び取水路を通じて海水を取水し、残留熱除去系海水ポンプ出口に設置される残留熱除去系海水ストレーナにより異物を除去後、冷却水として残留熱除去系熱交換器に供給することで、サプレッション・プールを水源とした残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）で発生した熱を回収し、最終的な熱の逃がし場である海への熱

の輸送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。

- ・ 残留熱除去系海水ポンプ (5.4 残留熱除去系)
- ・ 残留熱除去系海水ストレーナ (5.4 残留熱除去系)
- ・ 残留熱除去系熱交換器 (5.4 残留熱除去系)
- ・ 残留熱除去系ポンプ (5.4 残留熱除去系)
- ・ サプレッション・プール (9.12 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備)

サプレッション・プール、残留熱除去系ポンプは、「5.11.2 (1) a. 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による原子炉除熱」, 「5.11.2 (1) b. 残留熱除去系 (サプレッション・プール冷却系) によるサプレッション・プール水の除熱」, 「5.11.2 (1) c. 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) による原子炉格納容器内の除熱」と同じである。

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、非常用取水設備である貯留堰及び取水路を重大事故等対処設備として使用する。

(2) フロントライン系故障時に用いる設備

a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故防止設備 (格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱) として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、フィルタ装置 (フィルタ容器, スクラビング水, 金属フィルタ, よう素除去部), 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で構成し、格

格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び耐圧強化ベント系を介して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける排気口を通して放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱については、「9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に示す。

b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故防止設備（耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱）として耐圧強化ベント系を使用する。

耐圧強化ベント系は、第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、耐圧強化ベント系一次隔離弁、耐圧強化ベント系二次隔離弁等で構成し、格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び原子炉建屋ガス処理系を介して、排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒を通して放出することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計する。

最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備として使用する耐圧強化ベント系は、炉心損傷前に使用するため、排気中に含まれる放射性物質及び可燃性ガスは微量である。

耐圧強化ベント系は、重大事故等時において、原子炉格納容器が負圧とならない設計とする。仮に、原子炉格納容器内にスプレイする場合においても、原子炉格納容器内圧力が既定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器へのスプレイを停止する運用とする。

耐圧強化ベント系の排出経路に設置する隔離弁（第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁）は電動弁とし、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電できる設計とするとともに、第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）については、駆動部に遠隔人力操作機構を設け、原子炉建屋原子炉棟外から手動操作できる設計とする。

耐圧強化ベント系は、原子炉格納容器のサブプレッション・チェンバ側及びドライウエル側のいずれからも排気できる設計とする。

サブプレッション・チェンバ側からの排気ではサブプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエルからの排気ではドライウエル床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、水没の悪影響を受けない設計とする。

耐圧強化ベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 第一弁（S/C側）
- ・ 第一弁（D/W側）
- ・ 耐圧強化ベント系一次隔離弁
- ・ 耐圧強化ベント系二次隔離弁
- ・ 常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）

- ・可搬型代替低圧電源車（10.2 代替電源設備）

その他，設計基準事故対処設備である原子炉格納施設の原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

c. 遠隔人力操作機構による現場操作

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の第一弁（S/C側），第一弁（D/W側），第二弁及び第二弁バイパス弁の駆動源が喪失した場合においても，隔離弁に遠隔人力操作機構を設け人力により確実に操作可能とすることで，原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計する。

遠隔人力操作機構による現場操作については，「9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に示す。

(3) サポート系故障時に用いる設備

a. 緊急用海水系による除熱

設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系の機能喪失又は全交流動力電源の喪失により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合を想定した重大事故防止設備（緊急用海水系による除熱）として，緊急用海水系の緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）の残留熱除去系熱交換器を使用する。

海を水源とした緊急用海水系は，緊急用海水ポンプにて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通じて海水を取水し，緊急用海水ポンプ出口に設置される緊急用海水ストレーナにより異物を除去後，冷却水として残留熱除去系熱交換器に

海水を供給することで、サブプレッション・プールを水源とした残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）で発生した熱を回収し，最終的な熱の逃がし場である海への熱の輸送ができる設計とする。

緊急用海水ポンプは，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・ 緊急用海水ポンプ
- ・ 緊急用海水ストレーナ
- ・ 残留熱除去系熱交換器（5.4 残留熱除去系）
- ・ 残留熱除去系ポンプ（5.4 残留熱除去系）
- ・ サプレッション・プール（9.12 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）
- ・ 常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）

サブプレッション・プール，残留熱除去系ポンプは，「5.11.2 (1) a. 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱」，「5.11.2 (1) b. 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱」，「5.11.2 (1) c. 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱」と同じである。

その他，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重大事故等対処設備として使用する。

「5.11.2 (1)d. 残留熱除去系海水系による除熱」に使用する残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプは，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、多様性及び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」のうち多様性及び位置的分散の設計方針は適用しない。

原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」に示す。

非常用ディーゼル発電機，常設代替高圧電源装置及び可搬型代替低圧電源車については、「10.2 代替電源設備」に示す。

5.11.2.1 多様性及び独立性，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。

耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱は，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系海水系に対して多様性を有する設計とする。

耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に使用する第一弁（S/C側），第一弁（D/W側），耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁は，常設代替高圧電源装置又は可搬型代替低圧電源車からの独立した電源供給ラインからの給電により中央制御室から遠隔操作を可能とすることで，非常用ディーゼル発電機から給電する残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プー

ル冷却系)及び残留熱除去系海水系に対して多様性を有する設計とする。また、第一弁(S/C側)及び第一弁(D/W側)は、遠隔人力操作機構により原子炉建屋原子炉棟外にて人力により確実に操作が可能な設計とすること、及び耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁は、駆動部にハンドルを設け設置場所にて人力により確実に操作が可能な設計とすることで、電動駆動に対して多様性を有する設計とする。

緊急用海水系による除熱に使用する緊急用海水ポンプは、常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより非常用ディーゼル発電機から給電する残留熱除去系海水ポンプに対して多様性を有する設計とする。

緊急用海水ポンプは、原子炉建屋に隣接する緊急用海水ポンプピット内に設置することにより屋外の海水ポンプ室に設置する残留熱除去系海水ポンプに対して位置的分散を図る設計とする。

電源設備の多様性、位置的分散については、「10.2 代替電源設備」に示す。

5.11.2.2 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。

耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に使用する耐圧強化ベント系は、通常待機時は隔離弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

緊急用海水系による除熱に使用する緊急用海水ポンプ、緊急用海水ストレ

一ナ及び残留熱除去系熱交換器は、通常待機時は隔離弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

残留熱除去系海水系による除熱に使用する残留熱除去系海水ポンプ、残留熱除去系海水ストレーナ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故対処設備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で他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.11.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に使用する耐圧強化ベント系は、原子炉停止後約 28 時間後において原子炉格納容器内で発生する蒸気を排気し、その熱量分を除熱できる十分な排出流量を有する設計とする。

緊急用海水系による除熱に使用する緊急用海水ポンプは、残留熱除去系海水ポンプが有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合であって、残留熱除去系ポンプが起動可能な状況において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な海水を供給するポンプ流量を有する設計とする。

緊急用海水系による除熱に使用する残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の残留熱除去系海水系の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伝熱容量が、原子炉格納容器内の温度及び圧力を低下させることができるポンプ流量及び伝熱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。

緊急用海水ポンプは、必要な流量を確保できる容量を有するものを 1 個設

置するほか、故障時及び保守点検による待機除外時の予備として1個を加え、合計2個を設置する設計とする。

残留熱除去系海水系による除熱に使用する残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の残留熱除去系海水系の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伝熱容量が原子炉格納容器内の温度及び圧力を低下させることができるポンプ流量及び伝熱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。

5.11.2.4 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。

耐圧強化ベント系の第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁は、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。

第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁は、中央制御室から操作が可能な設計とする。また、第一弁（S/C側）及び第一弁（D/W側）は、遠隔人力操作機構により原子炉建屋原子炉棟外にて人力により確実に操作が可能な設計とする。耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁については、駆動部にハンドルを設置することにより設置場所にて人力により確実に操作が可能な設計とする。

緊急用海水ポンプ及び緊急用海水ストレーナは、緊急用海水ポンプピット内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

緊急用海水ポンプ、緊急用海水ストレーナ及び残留熱除去系熱交換器は、使用時に海水を通水するため耐腐食性材料を使用する。また、緊急用海水ポンプによる海水を送水する系統は、異物の流入防止を考慮した設計とする。

緊急用海水ポンプは、中央制御室から操作が可能な設計とする。

残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系海水ストレーナは、屋外に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

残留熱除去系海水ポンプ、残留熱除去系海水ストレーナ及び残留熱除去系熱交換器は、使用時に海水を通水するため耐腐食性材料を使用する。また、残留熱除去系海水ポンプによる海水を送水する系統は、異物の流入防止を考慮した設計とする。

残留熱除去系海水ポンプは、中央制御室から操作が可能な設計とする。

残留熱除去系熱交換器は、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。

5.11.2.5 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。

耐圧強化ベント系を使用する原子炉格納容器内の減圧及び除熱において操作が必要な隔離弁（第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁）は、中央制御室の制御盤のスイッチにより操作が可能なほか、第一弁（S/C側）及び第一弁（D/W側）は、遠隔人力操作機構を設置することにより操作場所は、原子炉建屋原子炉棟外とし、必要に応じて遮蔽材を設置することで、容易かつ確実に人力により操作が可能な設計とする。耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁については、必要に応じて遮蔽材を設置することで、設置場所にて容易かつ確実に人力により操作が可能な設計とする。

緊急用海水ポンプ、緊急用海水ストレーナ及び残留熱除去系熱交換器を使用する緊急用海水系による除熱を行う系統は、重大事故等時において、通常

待機時の系統から弁操作等にて速やかに系統構成が可能な設計とする。

緊急用海水ポンプは、中央制御室の制御盤のスイッチにより操作が可能な設計とする。

残留熱除去系海水ポンプ、残留熱除去系海水ストレーナ及び残留熱除去系熱交換器を使用する残留熱除去系海水系による除熱を行う系統は、重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で使用する設計とする。

5.11.3 主要設備及び仕様

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要設備及び仕様を第5.11-1表に示す。

5.11.4 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。

耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱に使用する耐圧強化ベント系に使用する第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁は、原子炉の停止中に開閉動作確認及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

第一弁（S/C側）、第一弁（D/W側）、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁は、原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

緊急用海水系による除熱に使用する緊急用海水ポンプ、緊急用海水ストレーナ及び残留熱除去系熱交換器は、原子炉の停止中に試験系統により機能・

性能及び漏えいの確認が可能な設計とする。

緊急用海水ポンプは、原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

緊急用海水ストレーナは、原子炉の停止中に差圧の確認が可能な設計とする。

緊急用海水ストレーナは、原子炉の停止中に内部の確認が可能なようにボンネットを取り外すことができる設計とする。

残留熱除去系海水系による除熱に使用する残留熱除去系海水ポンプ、残留熱除去系海水ストレーナ及び残留熱除去系熱交換器は、原子炉の運転中又は停止中に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。

残留熱除去系海水ポンプは、原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

残留熱除去系海水ストレーナは、原子炉の運転中又は停止中に差圧の確認が可能な設計とする。

残留熱除去系海水ストレーナは、原子炉の停止中に内部の確認が可能なようにボンネットを取り外すことができる設計とする。

残留熱除去系熱交換器は、原子炉の停止中に内部の確認が可能なようにマニホールを設ける設計とする。

残留熱除去系熱交換器は、原子炉の停止中に伝熱管の非破壊検査が可能なように試験装置を設置できる設計とする。

第 5.11-1 表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 (常設) の設備仕様

(1) 格納容器圧力逃がし装置

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
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

a. フィルタ装置

放射性物質除去性能

エアロゾル 99.9%以上 (スクラビング水及び金属フィルタ)

無機よう素 99%以上 (スクラビング水及びよう素除去部)

有機よう素 98%以上 (よう素除去部)

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

b. 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

c. 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℃
材 料	ステンレス鋼

d. 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℃
材 料	ステンレス鋼

e. 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℃
材 料	ステンレス鋼

f. 第二操作室遮蔽

材 料	鉄筋コンクリート
-----	----------

遮 蔽 厚	1,200mm 以上 (フィルタ装置上流配管が敷設される側の遮蔽)
-------	-----------------------------------

	400mm 以上 (上記以外の遮蔽)
--	--------------------

g. 第二操作室空気ポンベユニット (空気ポンベユニット)

個 数	17 (予備 7)
-----	-----------

容 量	約 47L/本
-----	---------

h. 差圧計

個	数	1
---	---	---

i. 遠隔人力操作機構

個	数	4
---	---	---

j. 可搬型窒素供給装置

個	数	2 (予備 1)
---	---	----------

容	量	約 200Nm ³ /h/個
---	---	---------------------------

k. 圧力開放板

型	式	引張型ラブチャーディスク
---	---	--------------

個	数	1
---	---	---

最高使用圧力	0.08MPa [gage]
--------	----------------

最高使用温度	200℃
--------	------

材	料	ステンレス鋼
---	---	--------

(2) 耐圧強化ベント系

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
- ・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

系	統	数	1
---	---	---	---

系統設計流量	約 48,000kg/h
--------	--------------

a. 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℃
--------	------

材	料	ステンレス鋼
---	---	--------

b. 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℃
材 料	ステンレス鋼

c. 耐圧強化ベント系一次隔離弁

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℃
材 料	ステンレス鋼

d. 耐圧強化ベント系二次隔離弁

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℃
材 料	ステンレス鋼

(3) 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
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

- ・原子炉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

型 式	ターボ形
個 数	1 (予備 1)
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°C
本 体 材 料	ステンレス鋼

(4) 緊急用海水ストレーナ

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
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉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

型 式	バスケット形ダブルストレーナ
個 数	1
最高使用圧力	2.45MPa [gage]
最高使用温度	38°C
本 体 材 料	ステンレス鋼

(5) 残留熱除去系海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

型 式	たて形うず巻式
個 数	4
容 量	約 886m ³ /h /個
全 揚 程	約 184m
最高使用圧力	3.45MPa[gage]
最高使用温度	38℃
本 体 材 料	鋳鋼

(6) 残留熱除去系海水ストレーナ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

型 式	円筒縦形
個 数	2
最高使用圧力	3.45MPa[gage]
最高使用温度	38℃

本体材料 ステンレス鋼

(7) 残留熱除去系熱交換器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

型 式 縦型Uチューブ式

基 数 2

伝熱容量 約 19.4×10^3 kW / 個 (原子炉停止時冷却モード)

最高使用圧力

管 側 3.45MPa [gage]

胴 側 3.45MPa [gage]

最高使用温度

管 側 249°C

胴 側 249°C

材 料

管 側 白銅管

胴 側 炭素鋼

(8) 残留熱除去系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・ 残留熱除去系

- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

型 式	たて形電動うず巻式
個 数	3
容 量	約 1,690m ³ /h/個
全 揚 程	約 85m
最高使用圧力	3.50MPa[gage]
最高使用温度	182℃
本 体 材 料	鋳鋼

(9) サプレッション・プール

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉格納施設

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

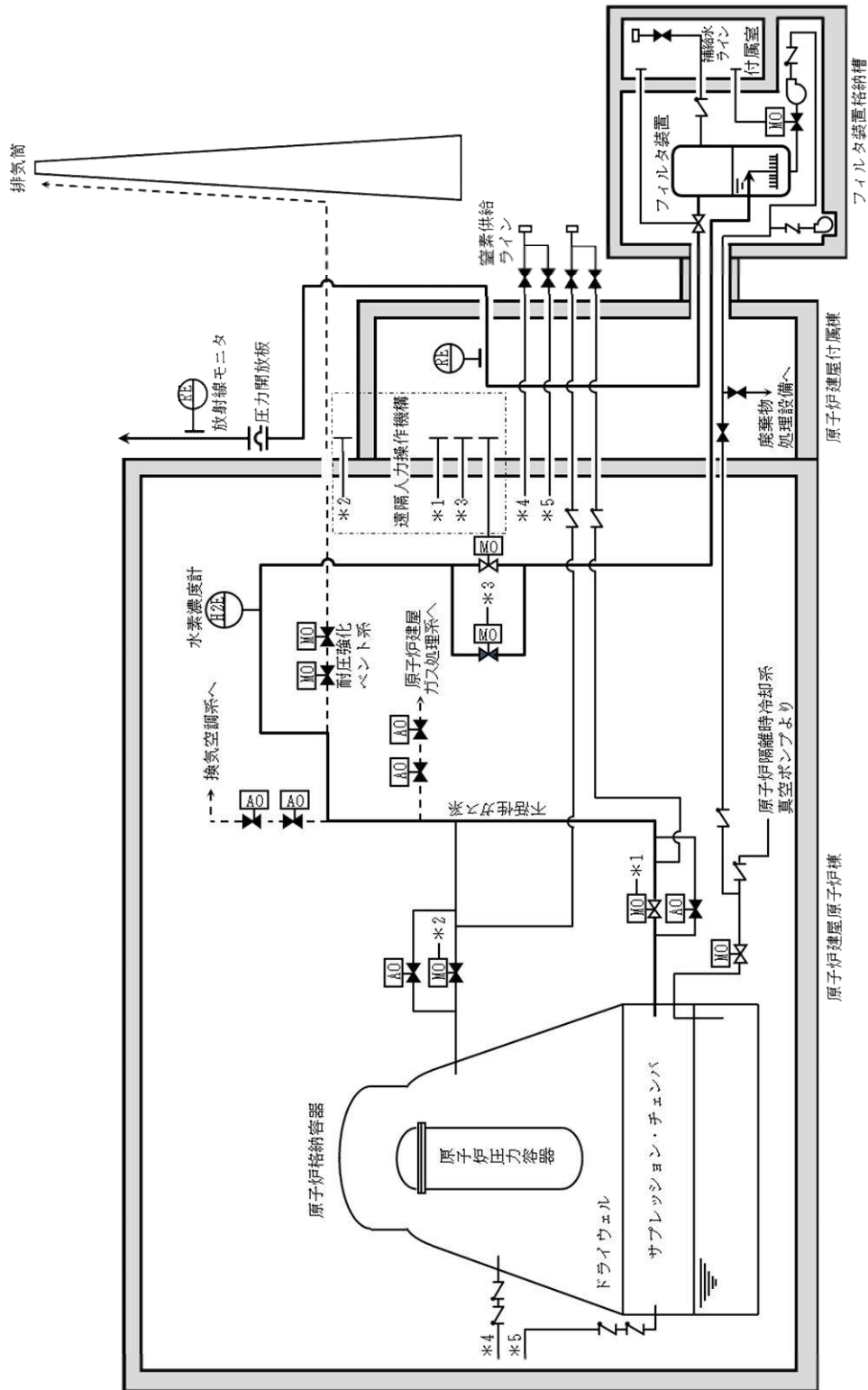
個 数 1

容 量 約 3,400m³

最高使用圧力 0.62MPa [gage]

最高使用温度 200℃

材 料 炭素鋼

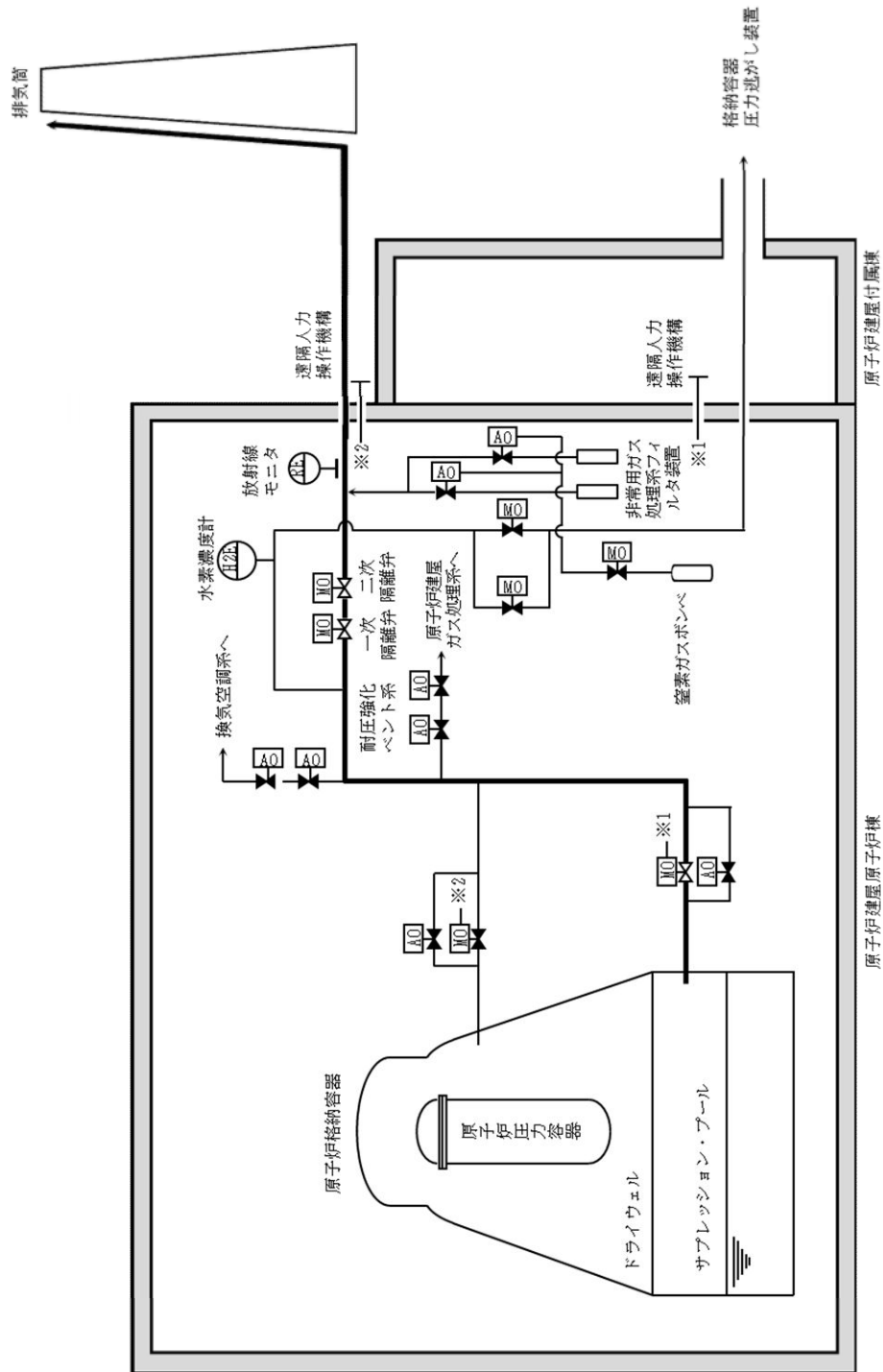


第 5.11-1 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

系統概要図 (1)

(格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱)

ウエットウェルベント時の系統状態を

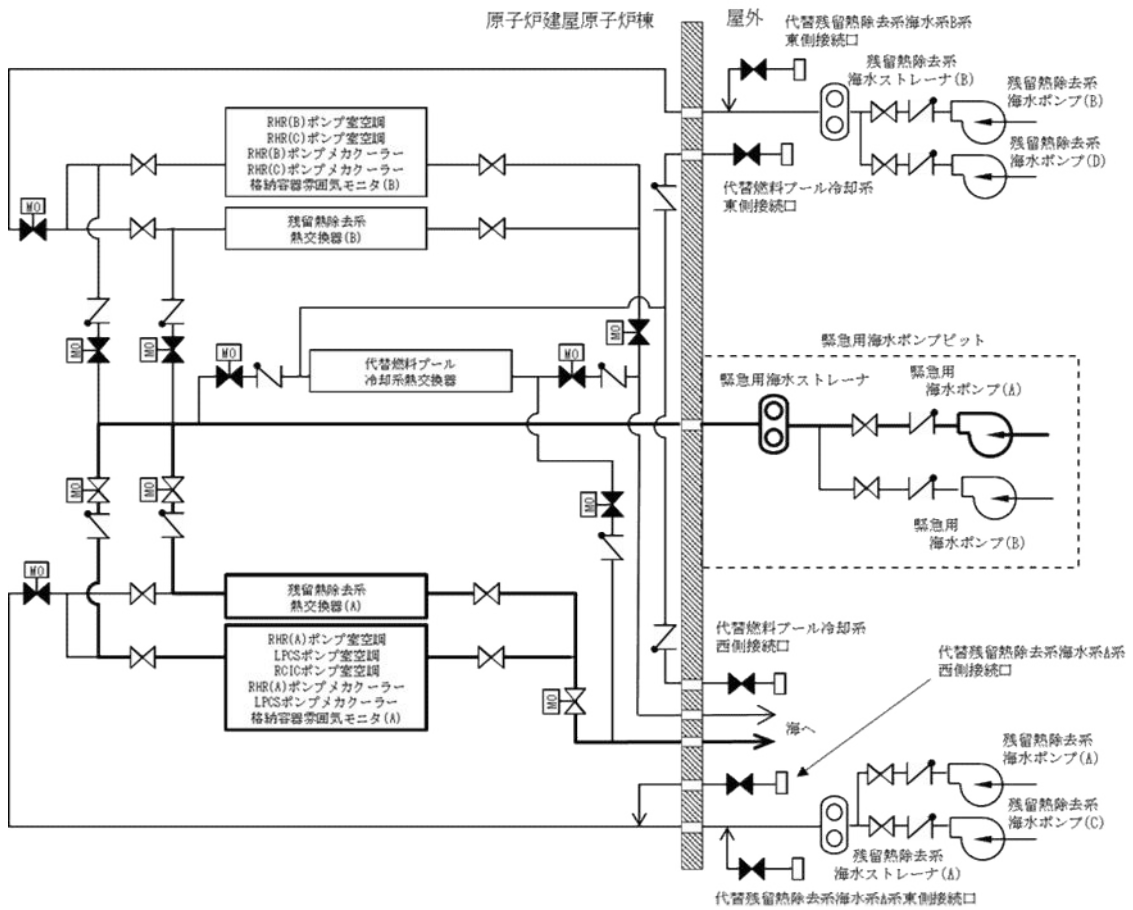


ウエットウェルベント時の系統状態を

第 5.11-2 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

系統概要図 (2)

(耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱)



残留熱除去系海水系 A系通水時を示す。

第 5.11-3 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

系統概要図 (3)

(緊急用海水系による冷却水 (海水) の確保)

3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48条】

< 添付資料 目次 >

3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

3.5.1 設置許可基準規則第48条への適合方針

- (1) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保（設置許可基準規則解釈の第1項 a）, b）, c））
- (2) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（設置許可基準規則解釈の第1項 a）, b）, c）, d））
- (3) 耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱（設置許可基準規則解釈の第1項 a）, b）, c）, d））
- (4) 残留熱除去系
- (5) 残留熱除去系海水系
- (6) 代替残留熱除去系海水系
- (7) 不活性ガス系隔離弁のバイパスライン

3.5.2 重大事故等対処設備

3.5.2.1 緊急用海水系

3.5.2.1.1 設備概要

3.5.2.1.2 主要設備の仕様

- (1) 緊急用海水ポンプ
- (2) 緊急用海水ストレーナ
- (3) 残留熱除去系ポンプ

3.5.2.1.3 緊急用海水系の多様性、独立性及び位置的分散の確保

3.5.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.5.2.1.4.1 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) 試験検査（設置許可基準規則第43条第1項三）
- (4) 切り替えの容易性（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）

3.5.2.1.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合状況（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）

3.5.2.2 格納容器圧力逃がし装置

3.5.2.2.1 設備概要

3.5.2.2.2 多様性，独立性及び位置的分散の確保

3.5.2.3 耐圧強化ベント系

3.5.2.3.1 設備概要

3.5.2.3.2 主要設備の仕様

- (1) 耐圧強化ベント系（配管及び弁）

3.5.2.3.3 多重性又は多様性及び独立性，位置的分散の確保

3.5.2.3.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.5.2.3.4.1 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（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) 切り替えの容易性（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）

3.5.2.3.4.2 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）

3.5.3 重大事故等対処設備

3.5.3.1 残留熱除去系

3.5.3.1.1 設備概要

3.5.3.2 残留熱除去系海水系

3.5.3.2.1 設備概要

3.5.3.2.2 主要設備の仕様

- (1) 残留熱除去系海水ポンプ
- (2) 残留熱除去系海水ポンプ
- (3) 残留熱除去系熱交換器
- (4) 残留熱除去系ポンプ

3.5.3.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48条】

【設置許可基準規則】

(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)

第四十八条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送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。

- a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。
- b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。
- c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サプレッション・プールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム(UHSS)の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系(RHR)の使用が不可能な場合について考慮すること。

また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃が

し弁による2次冷却系からの除熱により，最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。

- d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は，本規程第50条1b)に準ずること。また，その使用に際しては，敷地境界での線量評価を行うこと。

3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

3.5.1 設置許可基準規則第48条への適合方針

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備として、緊急用海水系、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を設ける。

- (1) 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保（設置許可基準規則解釈の第1項 a）, b）, c））

設計基準事故対処設備である残留熱除去海水系が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備として、緊急用海水系を設ける。

緊急用海水系は、津波の影響を受けない水密化した地下格納槽に設置する常設のポンプ等で構成する。

緊急用海水系の設計基準事故対処設備に対する多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散については3.5.2.1.3項に詳細を示す。

- (2) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（設置許可基準規則解釈の第1項 a）, b）, c）, d））

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失し

た場合においても、炉心の著しい損傷等を防止するため、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、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）が使用不可能な場合に使用する設計とし、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）に対する多様性、独立性及び位置的分散を図った設計とする。

（格納容器圧力逃がし装置の多様性、独立性及び位置的分散については、3.5.2.2.2項に詳細を示す。）

また、当該設備は設置許可基準規則第50条解釈の第1項bの要求を満たすものとする。（設置許可基準規則第50条に対する適合方針に関しては、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第50条に対する設計方針を示す章）」に示す。）

格納容器圧力逃がし装置を使用してベントを実施した場合に放出される想定放射性物質の放出量に対して、予め敷地境界での線量評価を行うこととする。また、敷地境界を含む原子力発電所周辺の放射性物質の濃度及び放射線量を監視、測定する設備を設けるものとする。（発電所敷地境界での線量監視設備に関しては、「3.17 監視測定設備（設置許可基準規則第60条に対する設計方針を示す章）」に示す。）

- (3) 耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱（設置許可基準規則解釈の第1項a）、b）、c）、d））

設計基準事故対処備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器

スプレイ冷却系) が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷等を防止するため、耐圧強化ベント系を設置する。

当該設備は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が使用不可能な場合に使用する設計とし、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サブプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系）に対する多様性、独立性及び位置的分散を図った設計とする。（耐圧強化ベント系の設計基準事故対処設備多様性、独立性及び位置的分散については、3.5.2.4.2項に詳細を示す。）

耐圧強化ベント系を使用してベントを実施した場合に放出される想定放射性物質の放出量に対して、予め敷地境界での線量評価を行うこととする。また、実際に重大事故等が発生した場合に、敷地境界を含む原子力発電所周辺の放射性物質の濃度及び放射線量を監視、測定する設備を設けるものとする。（発電所敷地境界での線量監視設備に関しては、「3.17 監視測定設備（設置許可基準規則第60条に対する設計方針を示す章）」に示す。）

また、炉心損傷後に代替循環冷却系を長期使用した場合に、原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素によって原子炉格納容器が水素爆発することを防止するため、適切なタイミングにて原子炉格納容器内の雰囲気ガスを排気するためにも使用する。（本設備については、「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（設置許可基準規則第52条に対する設計方針を示す章）」に示す。）

その他、設計基準事故対処設備であるが、想定される重大事故等において

その機能を考慮するため、以下の設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

(4) 残留熱除去系

残留熱除去系は、通常原子炉停止時及び原子炉隔離時の崩壊熱及び残留熱の除去、原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等を目的とし設置される設備であり、想定される重大事故等時においては、弁の切り替え操作によって以下の3系統を使用する。

- a. 原子炉停止時冷却系
- b. 格納容器スプレイ冷却系
- c. サプレッション・プール水冷却系

なお、原子炉停止時冷却系については、「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（設置許可基準規則第47条に対する設計方針を示す章）」、格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール水冷却系については、「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備（設置許可基準規則第49条に対する設計方針を示す章）」で示す。

(5) 残留熱除去系海水系

残留熱除去系海水系は、海を水源とする残留熱除去系海水ポンプにて、非常用取水設備である貯留堰及び取水路を介して海水を取水し、残留熱除去系に設置される残留熱除去系熱交換器に海水を送水するための設備である。海水中の異物等については、ポンプ出口に設置される海水ストレーナで除去可能な設計とする。

また、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための自主対策設備として、以下を整備する。

(6) 代替残留熱除去系海水系

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能及び緊急用海水系の機能が喪失した際に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備として、代替残留熱除去系海水系を整備する。

代替残留熱除去系海水系は、可搬型代替注水大型ポンプ、流路である配管・弁、燃料給油設備である可搬型設備用軽油タンク、タンクローリで構成され、流路を通じて残留熱除去系熱交換器に海水を供給し原子炉压力容器及び原子炉格納容器からの除熱を行う設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、車両の移動、設置、ホース接続等に時間を要し、想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、サプレッション・プール冷却系又は格納容器スプレイ冷却系）が使用可能であれば、最終ヒートシンク（海洋）へ熱を輸送する手段として有効である。

(7) 不活性ガス系隔離弁のバイパスライン

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（サプレッション・チェンバ側）及び第一弁（ドライウエル側））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（サブプレッション・チェンバ側）及び第一弁（ドライウエル側）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、原子炉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、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損の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（サブプレッション・チェンバ側）及び第一弁（ドライウエル側））のバイパスラインについては、自主的な運用とする。

3.5.2 重大事故等対処設備

3.5.2.1 緊急用海水系

3.5.2.1.1 設備概要

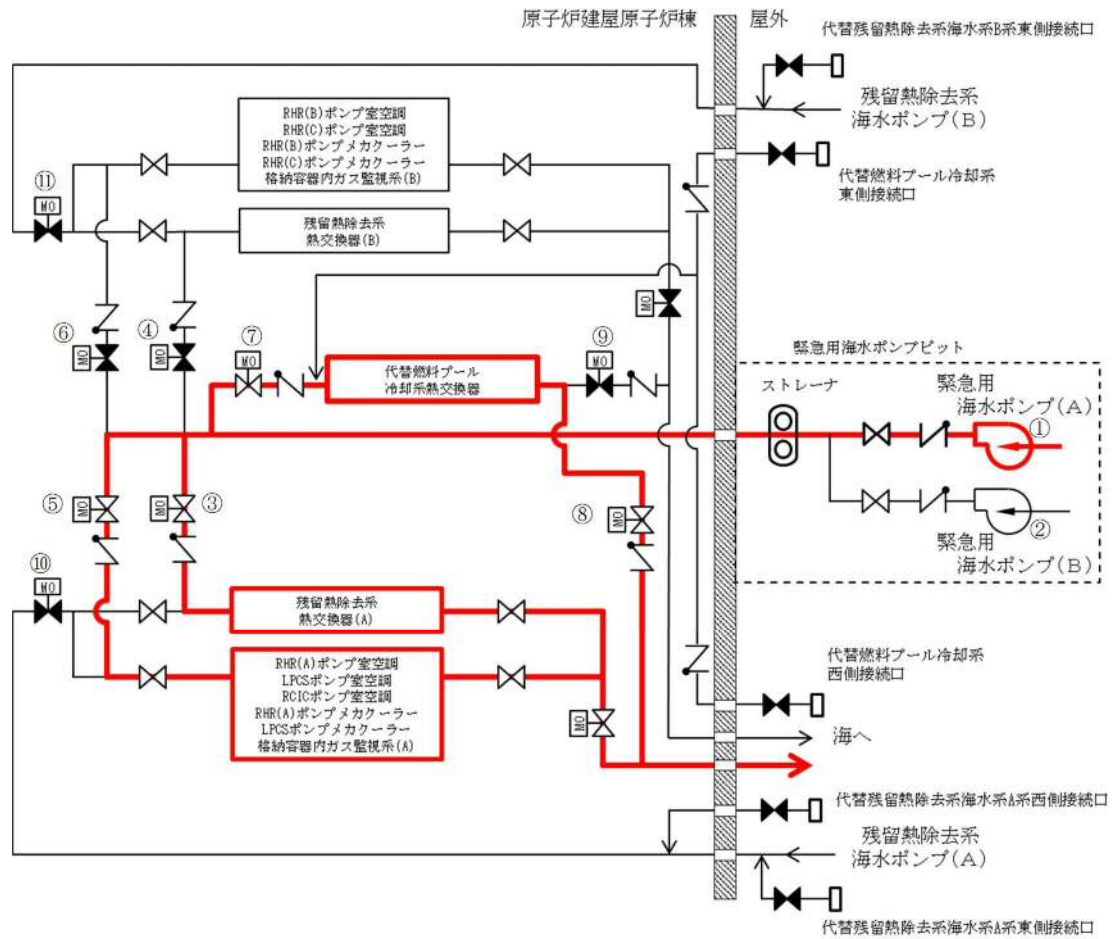
緊急用海水系は、残留熱除去系海水系が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、この機能を代替し、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器からの除熱を行う設計とする。

緊急用海水系は、緊急用海水ポンプ、流路である緊急用海水系配管・弁、残留熱除去系海水系配管・弁、非常用取水設備（S A用海水ピット取水塔、海水引込み管、S A用海水ピット）から構成する設計とする。

重大事故等時は、緊急用海水ポンプにより、緊急用海水系配管及び残留熱除去系海水系配管を介して残留熱除去系熱交換器に海水を供給し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）と連携して原子炉圧力容器及び原子炉格納容器からの除熱を行う設計とする。

緊急用海水系の系統概要図を第3.5-1図に、本系統に属する重大事故等対処設備を第3.5-1表に示す。

緊急用海水ポンプの電源は、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。



機器名称	機器名称
① 緊急用海水ポンプ(A)	⑦ 緊急用海水系代替F P C系隔離弁
② 緊急用海水ポンプ(B)	⑧ 緊急用海水系代替F P C系出口弁 (A)
③ 緊急用海水系RHR系熱交換器隔離弁 (A)	⑨ 緊急用海水系代替F P C系出口弁 (B)
④ 緊急用海水系RHR系熱交換器隔離弁 (B)	⑩ 残留熱除去系-緊急用海水系系統分離弁 (A)
⑤ 緊急用海水系RHR系補機隔離弁 (A)	⑪ 残留熱除去系-緊急用海水系系統分離弁 (B)
⑥ 緊急用海水系RHR系補機隔離弁 (B)	

第3.5-1図 緊急用海水系 系統概要図

(残留熱除去系海水系A系及び代替燃料プール冷却系供給時)

第3.5-1表 緊急用海水系（常設）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	緊急用海水ポンプ【常設】 緊急用海水ストレーナ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 残留熱除去系ポンプ【常設】	
関連設備	付属設備	—
	水源*1	サプレッション・プール【常設】
	流路	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 SA用海水ピット【常設】 海水引込み管【常設】 SA用海水ピット取水塔【常設】
	注水先	—
	電源設備*2 (燃料給油設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 非常用交流電源設備 2C 非常用ディーゼル発電機【常設】 2D 非常用ディーゼル発電機【常設】 2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ【常設】 2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ【常設】
	計装設備*3	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）【常設】 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）【常設】 サプレッション・プール水温度【常設】

*1: 水源については、「3.13重大事故等の収束に必要な水の供給設備（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。

3.5.2.1.2 主要設備の仕様

(1) 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
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉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)
設 置 場 所	緊急用海水ポンプピット
電 動 機 出 力	約 510kW

(2) 緊急用海水ストレーナ

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
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉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

型 式	バスケット形ダブルストレーナ
基 数	1
最高使用圧力	2.45MPa[gage]
最高使用温度	38℃
本 体 材 料	ステンレス鋼

(3) 残留熱除去系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・残留熱除去系

- ・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
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

種 類	たて形電動うず巻式
個 数	3
容 量	約 1,690m ³ /h/個
全 揚 程	約 85m
最高使用圧力	3.50MPa[gage]
最高使用温度	182℃
本 体 材 料	鋳鋼

3.5.2.1.3 緊急用海水系の多様性、独立性及び位置的分散の確保

緊急用海水系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、第3.5-2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。

緊急用海水ポンプは、原子炉建屋近傍の緊急用海水ポンプピット内に設置することで、屋外の海水ポンプ室に設置される残留熱除去系海水系ポンプと位置的分散を図る設計とする。

緊急用ポンプの電源は、屋外の常設代替高圧電源装置置場に設置する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから供給可能とすることで、原子炉建屋付属棟内に設置する設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水ポンプの電源（非常用ディーゼル発電機）に対し多様性を有し位置的分散を図る設計とする。

緊急用海水ポンプのサポート系として、冷却水は不要とすることで、設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系ポンプと同時に機能喪失しない多様性を有する設計とする。

また、緊急用海水系は、第3.5-3表で示すとおり、地震、津波、火災、溢水による共通要因故障を防止するために独立性を有する設計とする。

なお、流路を構成する静的機器である残留熱除去系海水系配管及び動的機器である弁については、緊急用海水ポンプから残留熱除去系海水系との接続箇所までの間で、独立性を有する設計とする。

第3.5-2表 多様性，多重性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		残留熱除去系海水系
ポンプ	残留熱除去系海水系ポンプ	緊急用海水ポンプ
	屋外	緊急用海水ポンプピット
水源	海	海
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	不要	不要
駆動電源	非常用ディーゼル発電機	常設代替高圧電源装置
	原子炉建屋付属棟地下1階	屋外 (常設代替高圧電源装置置場)

第3.5-3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
		残留熱除去系海水系	緊急用海水系
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海水系は耐震Sクラス設計とし、重大事故防止設備である緊急用海水系は基準地震動 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海水系及び重大事故防止設備の緊急用海水系は、防潮堤及び浸水防止設備を設置することで、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海水系と、重大事故防止設備である緊急用海水系は、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海水系と、重大事故防止設備である緊急用海水系は、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 重大事故の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	

3.5.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.5.2.1.4.1 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)

(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。

緊急用海水ポンプは，地下格納槽内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，格納槽の環境条件を考慮し，以下の第3.5-4表の設計とする。

緊急用海水ポンプは，使用時に常時海水を通水することから，耐腐食性材料を使用する設計とする。また，異物流入防止を考慮した取水路形状等の設計により異物の流入を防止する設計とする。

(48-5-1, 2)

第3.5-4表 想定する環境条件

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である緊急用海水ポンプピット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	海水を通水するため，耐腐食性材料の使用により影響を受けない設計とする。
地震	適切な地震荷重との組合せを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。）
津波	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	緊急用海水ポンプピット内に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響を受けない。
電磁的影響	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。

緊急用海水ポンプ及び電動弁は、重大事故等時、中央制御室のスイッチで操作が可能な設計とすることで、通常待機時の系統から弁操作等にて速やかに系統構成ができる設計とする。

緊急用海水系を運転する場合は、中央制御室からのスイッチ操作で緊急用海水ポンプ室空調機を起動し、系統構成として、残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（A）系（又は残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（B）系）を閉、残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁（又は残留熱除去系熱交換器（A）海水流量調整弁）を開とした後、緊急用海水ポンプを起動する。その後、緊急用海水系RHR（A）系熱交換器隔離弁（又は緊急用海水系RHR（B）系熱交換器隔離弁）及び緊急用海水系RHR（A）系補機隔離弁（又は緊急用海水系RHR（B）系補機隔離弁）を調整開とし規定流量とする。また、必要により代替FPC系を使用する場合は、緊急用海水系代替FPC系出口弁（A）（又は緊急用海水系代替FPC系出口弁（B））を開とし、緊急用海水系代替FPC系隔離弁（A）（又は緊急用海水系代替FPC系隔離弁（B））を調整開とし規定流量とする。操作対象弁については、第3.5-5表に示す。

緊急用海水ポンプの起動・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・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、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。

第3.5-5表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
緊急用海水ポンプ (A)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
緊急用海水ポンプ (B)	起動・停止	中央制御室	スイッチ操作
緊急用海水系 RHR (A) 系熱交換器隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
緊急用海水系 RHR (B) 系熱交換器隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
緊急用海水系 RHR (A) 系補機隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
緊急用海水系 RHR (B) 系補機隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
緊急用海水系代替 FPC 系隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
緊急用海水系代替 FPC 系海水出口流量調整弁 (A) 系	調整開	中央制御室	スイッチ操作
緊急用海水系代替 FPC 系海水出口流量調整弁 (B) 系	調整開	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系熱交換器 (A) 海水出口流量調節弁	調整開	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系熱交換器 (B) 海水出口流量調節弁	調整開	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁 (A) 系	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁 (B) 系	弁閉→弁開	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。

緊急用海水系は、第3.5-6表に示すように原子炉停止中に機能・性能検査、弁動作確認及び分解検査が可能な設計とする。

緊急用海水ポンプは、原子炉停止中に、分解検査としてポンプ部品（主軸、軸受、羽根車等）の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。弁については、弁体等の部品の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。分解検査においては、非破壊検査により、性能に影響を及ぼす指示模様の有無を確認する。また、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を確認する。

また、緊急用海水ポンプは原子炉停止中に、ポンプを運転することにより、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。弁については、原子炉運転中又は原子炉停止中に弁動作確認を実施することで弁開閉動作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及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

(48-6-3)

第3.5-6表 試験・検査内容

原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能, ポンプ, 熱交換器及び 系統配管・弁の漏えい確認, 外観の確認 緊急用海水ストレーナの差圧確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプまたは弁の部品の表面状態につい て, 浸透探傷試験及び目視により確認
	内部点検	熱交換器の内部点検, 伝熱管の渦流探傷 試験 緊急用海水ストレーナの内部点検

(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。

緊急用海水ポンプは、本来の用途以外に使用しない。

(48-4-1, 48-5-1)

(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、悪影響等防止について」に示す。

緊急用海水系は、通常待機時は、緊急用海水系 R H R 熱交換器隔離弁、緊急用海水系 R H R 系補機隔離弁及び緊急用海水系代替 F P C 系隔離弁を閉止しておくことで、残留熱除去系海水系隔離する系統構成とし、取合系統である残留熱除去系海水系に対して悪影響を及ぼさない設計とす

る。また、隔離弁近傍に逆止弁を設け、系統に影響を及ぼさない設計とする。隔離弁については第3.5-7表に示す。

(48-5-1)

第 3.5-7 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 海水系	緊急用海水系 RHR (A) 系 熱交換器隔離弁	電動弁	通常待機時閉
	緊急用海水系 RHR (B) 系 熱交換器隔離弁	電動弁	通常待機時閉
	緊急用海水系 RHR (A) 系 補機隔離弁	電動弁	通常待機時閉
	緊急用海水系 RHR (B) 系 補機隔離弁	電動弁	通常待機時閉
	緊急用海水系代替 FPC 系 隔離弁	電動弁	通常待機時閉

(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。

緊急用海水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3.5-8表に示す。これらの機器は、原子炉建屋原子炉棟又は屋外（緊急用海水ポンプピット内）に設置されるが、中央制御室からの遠隔操作を可能とすることで、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。

(48-4-1, 48-5-1)

第3.5-8表 操作対象機器

機器名称	設置場所	操作場所
緊急用海水ポンプ（A）	緊急用海水ポンプピット内	中央制御室
緊急用海水ポンプ（B）	緊急用海水ポンプピット内	中央制御室
緊急用海水系RHR（A）系熱交換器隔離弁	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室
緊急用海水系RHR（B）系熱交換器隔離弁	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室
緊急用海水系RHR（A）系補機隔離弁	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室
緊急用海水系RHR（B）系補機隔離弁	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室
緊急用海水系代替FPC系隔離弁	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室
緊急用海水系代替FPC系海水出口流量調整弁（A）系	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室
緊急用海水系代替FPC系海水出口流量調整弁（B）系	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）海水出口流量調節弁	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（B）海水出口流量調節弁	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室
残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（A）系	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室

機器名称	設置場所	操作場所
残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（B）系	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室

3.5.2.1.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合状況（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、「2.3.3 容量等」に示す。

緊急用海水ポンプは、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な容量を有する設計とする。

容量としては、残留熱除去系海水系が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合でも、原子炉格納容器ベントを行うことなく原子炉格納容器からの除熱が可能な容量として、ポンプ1個当たり $834\text{m}^3/\text{h}$ が必要であることから、ポンプ1個当たり約 $844\text{m}^3/\text{h}$ を供給可能なポンプを1個使用する設計とする。

緊急用海水ポンプの揚程は、ポンプ1個で $834\text{m}^3/\text{h}$ の海水供給時の圧損（水源である海と供給先（残留熱除去系熱交換器等）の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損）を考慮し、約130mの揚程を確保可能な設計とする。

(47-7-1～3)

(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。

敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないことから、緊急用海水ポンプは、二以上の発電用原子炉施設において共用しない。

(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。

緊急用海水系は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系に対し，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。これらの詳細については，3.5.2.1.3項に記載のとおりである。

3.5.2.2 格納容器圧力逃がし装置

3.5.2.2.1 設備概要

格納容器圧力逃がし装置は、設計基準事故対処設備の有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合であり、かつ残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が使用できない場合に、炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、重大事故防止設備として、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送する設計とする

本システムの主要設備は、フィルタ装置、圧力開放板等で構成し、中央制御室での弁操作によって原子炉格納容器からの排気ラインの流路構成を行い、ベントガス圧力で圧力開放板が破裂することにより、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び耐圧強化ベント系を介してフィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける排気口を通して放出する。

格納容器圧力逃がし装置を使用する際には、サブプレッション・チェンバ内でのスクラビング効果が期待できるサブプレッション・チェンバ側からのベント（ウエットウェルベント）を第一優先とするが、何らかの原因によりウエットウェルベントができない場合は、ドライウェル側からのベント（ドライウェルベント）を行う。ドライウェルベントを行った際には、サブプレッション・チェンバ内の圧力は真空破壊弁を介してドライウェルへ排出する。

本システムを使用した際に原子炉格納容器からのベントガスが流れる配管には、系統構成上必要な隔離弁及び圧力開放板が設置される。操作を行う必要がある隔離弁については、遠隔人力操作機構を用いて全ての電源喪失時においても原子炉建屋原子炉棟外から人力にて操作を行うことが可能な設計としてい

る。

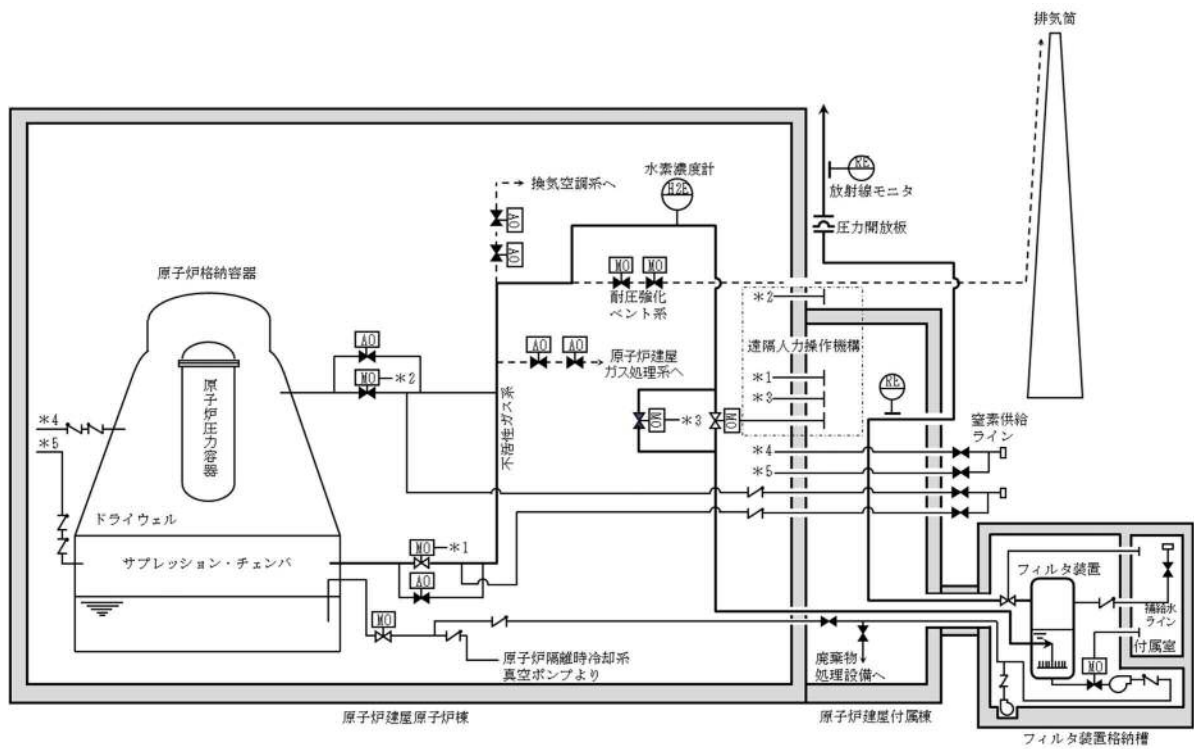
ベントガスを大気放出した際に発生する配管内の蒸気凝縮ドレンは、配管に適切な勾配を設けることでフィルタ装置内のスクラビング水に合流する設計としている。ただし、ベントガス放出と共に水蒸気が放出され、スクラビング水位は徐々に低下することから、放射性物質除去性能維持のため可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置の水位調整が可能な設計としている。

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されている薬剤は、スクラビング水の蒸発では減少しないことから、予め待機中から十分な量の薬剤を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している。

一方、本システムを使用した際には、原子炉格納容器内に含まれる非凝縮性ガスが本システムを經由して大気へ放出されるため、系統内での水素爆発を防ぐために、可搬型窒素供給装置を用いて本系統内を不活性化しておく。

フィルタ装置及び入口側の配管は、本システムを使用した際に放射線量が高くなることから、遮蔽のためにフィルタ装置格納槽（地下埋設）又は原子炉建屋原子炉棟内に設置し、復旧作業における被ばくを低減する。本システム全体の概要図を第3.5-3図に、本システムに属する重大事故等対処設備を第3.5-9表に示す。

なお、格納容器圧力逃がし装置の詳細は、「3.7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」で示す。



第3.5-3図 格納容器圧力逃がし装置系統概要図

第3.5-9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】 第二弁操作室遮蔽【常設】 第二弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンベ）【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】
関連設備	付属設備	フィルタ装置遮蔽【常設】 配管遮蔽【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】 原子炉格納容器【常設】 真空破壊弁【常設】 窒素供給配管・弁【常設】 第二弁操作室空気ポンプユニット（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 3.5-9 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 (燃料給油設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【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】 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型整流器【可搬】 常設代替直流電源設備 緊急用125V系蓄電池【常設】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【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】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 ドライウエル圧力【常設】 サプレッション・チェンバ圧力【常設】

*1：水源については「3.13重大事故等の収束に必要な水の供給設備（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。

3.5.2.2.2 多様性、独立性及び位置的分散の確保

格納容器圧力逃がし装置は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）と同時にその機能が損なわれる恐れがないよう、第3.5-10表に示すとおり多様性又は多重性、及び位置的分散を

図った設計とする。

また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）との独立性については、第3.5-11表で示すとおり地震、津波、火災、溢水が共通要因となり機能喪失しないよう独立性を有する設計とする。

また、隔離弁の電源については、常設代替交流電源設備より供給する設計とするとともに、遠隔人力操作機構を用いて必要に応じて現場での手動操作も可能な設計とすることで、弁操作における駆動源の多様化を図る設計とする。

また、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系については、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）と異なり、ポンプや水源等を必要としないが、これらの設備を構成する主要設備については、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）に対して位置的分散を図った設計とする。

なお、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の配管及び弁の一部については、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の配管及び弁と同一階に設置されているが、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の配管及び弁とは区画された部屋に設置することより、位置的分散を図った設計とする。

第3.5-10表 多様性又は多重性，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	
		残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系，サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系)	格納容器圧力逃がし装置
	原子炉建屋原子炉棟	格納容器圧力逃がし装置格納槽	原子炉建屋原子炉棟
ポンプ	残留熱除去系ポンプ (原子炉建屋原子炉棟地下2階)	不要*1	不要*2
水源	サプレッション・プール (格納容器) 又は原子炉圧力容器		
駆動用空気	不要		
潤滑油	不要(内包油)		
冷却水	残留熱除去系海水系		
駆動電源	非常用ディーゼル発電機 (原子炉建屋付属棟地下1階)		

*1：格納容器圧力逃がし装置は，原子炉建屋南側屋外の地下格納槽に設置する。

*2：耐圧強化ベント系は，原子炉建屋原子炉棟内に設置する。

第3.5-11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
		残留熱除去系(原子炉停止時冷却系, サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系)	格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系
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(原子炉停止時冷却系, サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系)は耐震Sクラス設計とし, 重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は基準地震動 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(原子炉停止時冷却系, サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系)及び重大事故防止設備の格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は, 防潮堤及び浸水防止設備を設置することで, 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(原子炉停止時冷却系, サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系)と, 重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は, 火災が共通要因となり同時に故障することのない設計とする。詳細は「2.2火災による損傷の防止」で記載する。	
	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系(原子炉停止時冷却系, サプレッション・プール冷却系及び格納容器スプレイ冷却系)と, 重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は, 溢水が共通要因となり同時に故障することのない設計とする。詳細は「重大事故等対処設備を対象とした溢水防護の基本方針について」で記載する。	

* 耐圧強化ベント系を含む。

3.5.2.3 耐圧強化ベント系

3.5.2.3.1 設備概要

耐圧強化ベント系は、設計基準事故対処設備の有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合で、かつ残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)、**残留熱除去系**(サブプレッション・プール冷却系)及び**残留熱除去系**(格納容器スプレイ冷却系)の使用が不可能な場合に、**原子炉**格納容器破損を防止するため、大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送するために重大事故防止設備として設けるものである。

耐圧強化ベント系は、**原子炉**格納容器内雰囲気ガスを、サブプレッション・チェンバ及びドライウエルから不活性ガス系及び原子炉建屋ガス処理系を経由して、排気筒に隣接して同じ高さまで設ける非常用ガス処理系排気筒を通じ放出することで、**原子炉**格納容器内に蓄積した熱を大気へ輸送できる設計とする。耐圧強化ベント系は、**原子炉**格納容器のサブプレッション・チェンバ側及びドライウエル側のいずれからも排気できる設計とし、ドライウエル側からのベントを行う際には、サブプレッション・チェンバ内の**原子炉**格納容器内雰囲気ガスは真空破壊弁(サブプレッション・チェンバ→ドライウエル)を経由してドライウエルへ排出される設計とする。

ベントを行う際は、サブプレッション・チェンバ内でのスクラビング効果が期待できるウェットウエルベントを優先するが、サブプレッション・チェンバ側のベントラインが水没した場合は、ドライウエル側からベントを行う設計とする。

耐圧強化ベント系の排出経路に設置する隔離弁(**第一弁(S/C側)**、**第一弁(D/W側)**)、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁)は電動弁とし、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電できる設

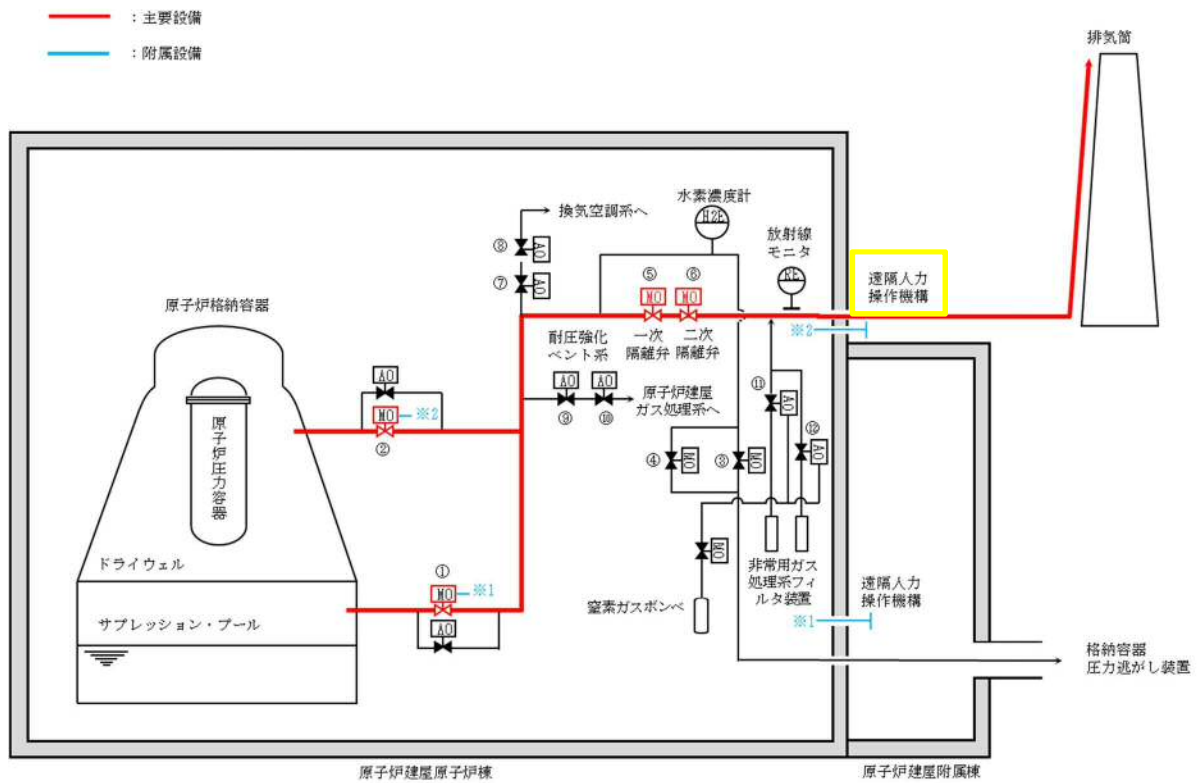
計とするとともに、第一弁（S／C側）、第一弁（D／W側）については駆動部に遠隔人力操作機構を設け、原子炉建屋原子炉棟外から手動操作できる設計とする。

なお、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、ドライウェルからの排気では、ドライウェル床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、長期的にも水没の悪影響を受けない設計とする。

本システムは配管及び弁等で構成し、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを不活性ガス系及び本システムを經由して原子炉建屋ガス処理系へ導き、主排気筒に沿って設置している原子炉建屋ガス処理系配管を通して大気へ放出する設計とする。また、耐圧強化ベント系は、排出経路配管に放射線検出器を設置することにより、放出された放射性物質濃度を測定することが可能な設計とする。

本システム全体の概要図を第3.5-4図に、本システムに属する重大事故対処設備を第3.5-12表に示す。

本設備は、中央制御室での弁操作によって原子炉格納容器からの排気ラインの流路構成を行うことにより、ベントを実施可能な設計とする。また、全電源喪失により中央制御室からの弁操作が不可能となった場合においても、現場での弁操作によりベントを実施することが可能な設計とする。



	機器名称		機器名称
①	第一弁(S/C側)	⑦	換気空調系一次隔離弁
②	第一弁(D/W側)	⑧	換気空調系二次隔離弁
③	第二弁	⑨	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁
④	第二弁バイパス弁	⑩	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁
⑤	耐圧強化ベント系一次隔離弁	⑪	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁A
⑥	耐圧強化ベント系二次隔離弁	⑫	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁B

第 3.5-4 図 耐圧強化ベント系 系統概要図

第 3.5-12 表 耐圧強化ベント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		第一弁 (S / C 側) 【常設】 第一弁 (D / W 側) 【常設】 耐圧強化ベント系一次隔離弁 【常設】 耐圧強化ベント系二次隔離弁 【常設】
関連設備	附属設備	遠隔人力操作機構 【常設】
	水源 *1	—
	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】 原子炉建屋ガス処理系配管・弁 【常設】 原子炉格納容器 【常設】 真空破壊弁 (S / C → D / W) 【常設】
	注水先	—

第 3.5-12 表 耐圧強化ベント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	電源設備*2 (燃料給油設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【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】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
	計装設備*3	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】 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】 耐圧強化ベント系出口放射線モニタ【常設】

*1：水源については「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。

3.5.2.3.2 主要設備の仕様

(1) 耐圧強化ベント系(配管及び弁)

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

- ・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

系 統 数 1

系統設計流量 約 48,000kg/h

a. 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℃

材 料 ステンレス鋼

b. 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℃

材 料 ステンレス鋼

c. 耐圧強化ベント系一次隔離弁

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℃

材 料 ステンレス鋼

d. 耐圧強化ベント系二次隔離弁

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℃
材 料	ステンレス鋼

3.5.2.3.3 多重性又は多様性及び独立性，位置的分散の確保

耐圧強化ベント系の多重性又は多様性及び独立性，位置的分散の確保については「3.5.2.2.2多重性又は多様性及び独立性，位置的分散の確保」で示す。

3.5.2.3.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.5.2.3.4.1 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（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

耐圧強化ベント系を構成する機器は，原子炉建屋原子炉棟内に設置されてい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3.5-13表に示す。

(48-4-2～4, 48-5-3)

第3.5-13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，機器が損傷しない設計とする。（詳細は「2.1.3耐震設計の基本方針」に示す）
津波	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内に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山灰荷重の影響は受けない。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

耐圧強化ベント系の操作は，重大事故等が発生した場合の原子炉建屋原子炉棟内環境を考慮し，中央制御室のスイッチから遠隔操作可能な設計とする。また，電源喪失時においても操作可能なように，原子炉建屋原子炉棟外より遠隔人力操作機構を介しての人力操作が可能な設計とする。

(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。

耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な弁(電動駆動弁及び空気駆動弁)については、重大事故等時の環境条件を考慮し、中央制御室にて操作可能な設計とする。また、駆動源喪失時においても、耐圧強化ベント系は炉心損傷前に使用する系統であり、想定される重大事故等時における現場の放射線量及び室温は高くない*ことから現場において手動または、遠隔人力操作機構を用いて操作が可能である。

なお、耐圧強化ベント系との隔離弁になる既設の非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁A及び非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁Bについては、フェイルオープンの弁であり、駆動源喪失時に当該弁を閉にするためには、現場においてバックアップ窒素供給弁を開にし、当該隔離弁を閉にした上で機械的ロックをする必要がある。したがって、操作性向上のため、当該弁のアクチュエータをバックアップ窒素を要せず、手動にて閉操作可能なものに取り替える。

第3.5-14表に操作対象機器を示す。これらの機器については、運転員のアクセス性操作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、運転員の操作及び監視性を考慮して確実にできる設計する。

(48-4-2~4, 48-5-3)

※現場の線量率は、耐圧強化ベント系配管から30cm離れた位置で約7.0mSv/hであり、弁操作を手動で行うことができる環境である。また、室温についても、電源が喪失し、換気系が停止していると想定しても、室温上昇は極小さく、通常待機時同等と考えられ、弁操作を手動で行うことができる環境である。

第3.5-14表 操作対象機器リスト

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
		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
		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* ¹	中央制御室	スイッチ操作* ¹
第二弁バイパス弁	弁閉* ¹	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→弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋付属棟5階	手動操作
耐圧強化ベント系 二次隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋付属棟5階	手動操作
換気空調系 一次隔離弁	弁閉* ¹	中央制御室	スイッチ操作* ¹
換気空調系 二次隔離弁	弁閉* ¹	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* ¹	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* ¹	中央制御室	スイッチ操作* ¹
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔 離弁A	弁閉* ¹	中央制御室	スイッチ操作* ¹
非常用ガス処理系 フィルタ装置出口隔 離弁B	弁閉* ¹	中央制御室	スイッチ操作* ¹

* 1 : 通常待機時閉状態の弁であることから、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。

(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。

第3.5-15表に示すように、原子炉格納容器から主排気筒までのラインを構成する電動駆動弁及び空気駆動弁は、原子炉停止中に、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。また、弁動作確認として、弁開閉動作の確認が可能な設計とする。系統配管・弁については、機能・性能検査として漏えい確認、外観の確認が可能な設計とする。

遠隔人力操作機構は、機能・性能検査として、弁、エクステンションロッド及び減速機等の動作状況確認が可能な設計とする。

なお、原子炉運転中については、弁の開閉試験により系統内の空気が外部に放出されるため、開閉試験は実施しない設計とする。

第3.5-15表 耐圧強化ベント系の試験検査

原子炉の状態	項目	内容
停止中	分解検査	弁部品の分解検査（非破壊検査を含む） 又は取替
	機能・性能検査	系統漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	（遠隔人力操作機構） 機能・性能検査	弁，エクステンションロッド及び減速機 等の動作状況確認

(4) 切り替えの容易性(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。

耐圧強化ベント系については，本来の用途以外には使用しない設計とする。当該系統を使用する際には，流路に接続される弁（第一弁(S/C側又はD/W側)及び耐圧強化ベント弁）の開操作を中央制御室より実施することにより，ベントガスを不活性ガス系及び原子炉建屋ガス処理系配管を經由して排気筒へ導くことが可能である。また，電源喪失時においてはこれらの弁を手動操作（遠隔人力操作機構による操作含む。）により原子炉建屋原子炉棟外より人力にて操作可能である。

これにより、ベントが必要となるまでの間に、第3.5-5図で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替え操作が可能である。

(48-4-2~4, 48-5-3)

手順の項目	実施箇所・必要要員数	経過時間(分)																備考	
		2	4	6	8	10	12	14	16	18									
		耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱開始 15分																	
耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱	運転員A, B (中央制御室)	2	健全性確認																
			系統構成																
			一次隔離弁開操作																
			炉心健全確認																
			耐圧強化ベント操作																

第3.5-5図 耐圧強化ベント系による除熱(S/Cベント)のタイムチャート*

* : 「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1.5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。

耐圧強化ベント系には, 不活性ガス系, 原子炉建屋ガス処理系及び格納容器圧力逃がし装置が接続されている。

通常待機時に使用する系統としては第3.5-16表の通り, 不活性ガス系

及び原子炉建屋ガス処理系があるが、第一弁（S／C側及びD／W側）、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁を閉状態とすることでこれらの系統とは隔離され、悪影響を防止する。格納容器圧力逃がし装置については、通常待機時は使用しない設備であることから、第二弁、第二弁バイパス弁については、通常待機時に閉としても悪影響はない。

一方で、重大事故等時に耐圧強化ベント系を使用する際に、排気経路を構成するための隔離境界箇所は、第3.5-17表の通りである。このうち、原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁、二次隔離弁及び換気空調系一次隔離弁、二次隔離弁については、直列に2弁ずつ設置してあることから、万が一弁にシートパスが発生したとしても、ベントガスが他系統へ回り込むことにより悪影響を及ぼさない設計とする。

非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁については、通常待機時閉の空気作動弁であり、非常用ガス処理系の自動起動信号により開となること及び電源喪失時にはフェイルオープンとなる空気駆動弁であるため、耐圧強化ベント系使用時には、中央制御室にて閉状態の確認又は閉操作を行うことにより、他系統への悪影響を防止する設計とする。

なお、非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁が何らかの理由で中央制御室から閉操作ができない場合でも、耐圧強化ベント系は炉心損傷前に使用する系統であり、想定される重大事故等時における現場の放射線量及び室温は高くないことから現場において手動にて閉操作が実施可能である。

(48-5-3)

第3.5-16表 他系統との隔離弁(通常待機時)

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
不活性ガス系	耐圧強化ベント系 一次隔離弁	電動駆動	通常待機時閉
原子炉建屋ガス処理系	耐圧強化ベント系 二次隔離弁	電動駆動	通常待機時閉

第3.5-17表 他系統との隔離弁(重大事故等時)

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
原子炉建屋ガス処理系	一次隔離弁，二次隔離弁	空気駆動	通常待機時閉 電源喪失時閉
換気空調系	一次隔離弁，二次隔離弁	空気駆動	通常待機時閉 電源喪失時閉
原子炉建屋ガス処理系 (非常用ガス処理系フィルタ装置出口側)	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁(A)， 非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁(B)	電動駆動	通常待機時閉 電源喪失時開
格納容器圧力逃がし装置	第二弁，第二弁バイパス弁 ※	電動駆動	通常待機時閉

※ 耐圧強化ベント使用時に切替操作が必要(中央制御室にて容易に切替可能)

(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。

耐圧強化ベント系の系統構成に必要な機器の設置場所、操作場所を第3.5-18表に示す。耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な弁は、中央制御室から操作が可能な設計としている。何らかの理由で中央制御室から閉操作ができない場合でも、耐圧強化ベント系は炉心損傷前に使用する系統であり、想定される重大事故等時における現場の放射線量及び室温は高くないことから現場において手動または、遠隔人力操作機構を用いて操作が可能である。

(48-4-2～4, 48-5-3)

第3.5-18表 操作対象機器設置場所

機器名称設	設置場所	操作場所
第一弁(S/C側)	原子炉建屋原子炉棟1階	中央制御室
		原子炉建屋付属棟1階
第一弁(D/W側)	原子炉建屋付属棟4階	中央制御室
		原子炉建屋付属棟屋上
真空破壊弁	原子炉格納容器内	—
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
		原子炉建屋付属棟5階
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
		原子炉建屋付属棟5階

3.5.2.3.4.2 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。

耐圧強化ベント系の設計流量としては、耐圧強化ベントを行う事故後約28時間後において原子炉格納容器内で発生する蒸気を排気し、その熱量分を除熱できるだけの十分な容量として、崩壊熱の1%程度に相当する蒸気流量を排気可能な流量とする。

また、耐圧強化ベント系を重大事故防止設備として使用する場合は、添付書類十「4.4.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・加温破損)」に示す有効性評価を踏まえ、原子炉格納容器の最高使用圧力にてベント判断をするものとし、ベント判断からベント開始までの原子炉格納容器の圧力上昇を考慮し、0.62MPa[gage]を重大事故等時使用圧力とする。また、この時の原子炉格納容器内の温度以上となるように、重大事故等時使用温度を200℃とする。

(48-7-4~6)

(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、耐圧強化ベント系は共用しない。

(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

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

耐圧強化ベント系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)とは構成機器を共用しておらず、また、耐圧強化ベント系及び残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)が設置されるエリアは、各々区画され近接していないことから、耐圧強化ベント系及び

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)が、共通要因によって同時に機能喪失しない設計とする。

(第3.5-10表)

3.5.3 重大事故等対処設備

3.5.3.1 残留熱除去系

3.5.3.1.1 設備概要

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）については、「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（設置許可基準規則第47条に対する設計方針を示す章）」、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却系）については、「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備（設置許可基準規則第49条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.5.3.2 残留熱除去系海水系

3.5.3.2.1 設備概要

残留熱除去系海水系は、通常原子炉停止時及び原子炉隔離時の崩壊熱及び残留熱の除去、原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等を目的とし設置される残留熱除去系の残留熱除去系熱交換器に海水を送水するための設備である。海を水源とし、残留熱除去系海水ポンプにて、非常用取水設備である貯留堰及び取水路を通じて海水を取水し、ポンプ出口に設置される残留熱除去系海水ストレーナにて異物を除去し海水を送水する。

残留熱除去系海水系に関する重大事故等対処設備一覧を第3.5-19表に示す。

第3.5-19表 残留熱除去系海水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		残留熱除去系海水ポンプ【常設】 残留熱除去系海水ストレーナ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 残留熱除去系ポンプ【常設】*1
関連設備	付属設備	—
	水源*2	サブプレッション・プール【常設】
	流路	残留熱除去系海水系配管・弁【常設】 非常用取水設備 貯留堰【常設】 取水路【常設】
	注水先	—
	電源設備*3 (燃料給油設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 非常用交流電源設備 2C 非常用ディーゼル発電機【常設】 2D 非常用ディーゼル発電機【常設】 2C 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 2D 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 燃料給油設備 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプ【常設】 2C 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ【常設】 2D 非常用ディーゼル発電機 燃料移送ポンプ【常設】
	計装設備*4	残留熱除去系海水系系統流量【常設】 サブプレッション・プール水温度【常設】

*1: 残留熱除去系については、「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（設置許可基準規則第47条に対する設計方針を示す章）」で示す。

*2: 水源については、「3.13重大事故等の収束に必要な水の供給設備（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。

*3: 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。

*4: 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。

3.5.3.2.2 主要設備の仕様

主要設備の機器仕様を以下に示す。

(1) 残留熱除去系海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・残留熱除去系

- ・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
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

型 式	たて形うず巻式
個 数	4
容 量	約886m ³ /h/個
全 揚 程	約184m
最高使用圧力	3.45MPa[gage]
最高使用温度	38℃
本 体 材 料	鋳鋼

(2) 残留熱除去系海水ストレーナ

兼用する設備は以下のとおり。

・残留熱除去系

- ・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
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

型 式	円筒縦形
-----	------

個 数	2
最高使用圧力	3.45MPa [gage]
最高使用温度	38℃
本体材料	ステンレス鋼

(3) 残留熱除去系熱交換器

兼用する設備は以下のとおり。

・ 残留熱除去系

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

型 式	縦型Uチューブ式
個 数	2
伝 熱 容 量	19.4×10 ³ kW / 個 (原子炉停止時冷却モード)
最高使用圧力	
管 側	3.45MPa [gage]
胴 側	3.45MPa [gage]
最高使用温度	
管 側	249℃
胴 側	249℃
材 料	
管 側	白銅管

胴 側 炭素鋼

取付箇所 原子炉建屋原子炉棟地下2階

(4) 残留熱除去系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・ 残留熱除去系

- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

種 類	たて形電動うず巻式
個 数	3
容 量	約 1,690m ³ /h/個
全 揚 程	約 85m
最高使用圧力	3.50MPa[gage]
最高使用温度	182℃
本 体 材 料	鋳鋼
取付箇所	原子炉建屋原子炉棟地下2階

3.5.3.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

残留熱除去系海水系は、想定される重大事故等時に重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用するため、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性及び位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

ただし、常設代替交流電源設備からの給電により残留熱除去系海水系を復旧させる場合については、残留熱除去系海水系は、設計基準事故対処設備である非常用ディーゼル発電機からの給電により起動する残留熱除去系海水系に対して、駆動電源の多様性を有する設計とする。常設代替交流電源設備の多様性及び位置的分散については、「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）」に示す。

残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

残留熱除去系海水系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。

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」に示す。

残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の残留熱除去熱交換器への海水供給機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及び熱交換器伝熱容量が、残留熱除去系の系統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の設計である。

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

また、残留熱除去系海水ポンプの取水箇所である取水路は、設計基準事

故時の取水路と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及び熱交換器伝熱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の設計である。

残留熱除去系海水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内に設置される設備であることから，想定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，その機能を有効に発揮することができるよう，第3.5-20表 に示す設計である。

第 3.4-20 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	屋外に設置するため，天候による影響を受けない設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水するため，耐腐食性材料の使用により影響を受けない設計とする。
地震	適切な地震荷重との組合せを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）。
津波	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	屋外に設置するため，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。

また，残留熱除去系ポンプは中央制御室にて操作可能な設計とする。

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

残留熱除去系海水系は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等時においても使用する設計である。また、残留熱除去系海水ポンプは、原子炉の運転中に機能・性能検査が可能な設計とする。残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、停止中に分解検査及び外観検査が実施可能な設計である。

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。