

| | |
|--------------|-------------|
| 東海第二発電所 審査資料 | |
| 資料番号 | SA設-C-1 改42 |
| 提出年月日 | 平成29年8月30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8月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

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

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

6.8.1 概要

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格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

緊急停止失敗時に原子炉を未臨界に移行するための設備の系統概要図を第 6.8-1 図から第 6.8-4 図に示す。

6.8.2 設計方針

緊急停止失敗時に原子炉を未臨界に移行するための設備として以下の重大事故等対処設備（代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入，原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制，ほう酸水注入及び原子炉出力急上昇の防止）を設ける。

(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緊急挿入

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，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事象が発生するおそれがある場合又は発生した場合の重大事故等対処設備（代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入）として、代替制御棒挿入機能を使用する。

代替制御棒挿入機能は、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。

また、代替制御棒挿入機能は、中央制御室において操作スイッチを手動で操作することで作動させることができる設計とする。

また、代替制御棒挿入機能により作動する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットについて、原子炉を未臨界にする設計とする。

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）
- ・ 制御棒
- ・ 制御棒駆動機構
- ・ 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット

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である非常用ディーゼル発電機、所内常設直流電源設備である 1 2 5 V A 系蓄電池及び 1 2 5 V B 系蓄電池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、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事象が発生するおそれがある場合又は発生した場合の重大事故等対処設備（原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制）として、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能を使用する。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル 2）の信号で原子炉再循環ポンプを自動で停止させて、原子炉の出力を制御できる設計とする。

その他、設計基準事故対処設備である 1 2 5 V A 系蓄電池及び 1 2 5 V B 系蓄電池を重大事故等対処設備として使用する。

また、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、中央制御室において操作スイッチを手動で操作することで、作動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）

c. ほう酸水注入

原子炉緊急停止系，制御棒及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットの機能が喪失した場合においても，原子炉を臨界未満に維持するための重大事故等対処設備（ほう酸水注入）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，ほう酸水注入系を介して，中性子吸収材を炉心底部から注入して負の反応度を与え，原子炉を徐々に低温停止させる設計とする。

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
- ・ ほう酸水貯蔵タンク

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

d. 原子炉出力急上昇の防止

原子炉スクラムに失敗した場合の重大事故等対処設備（原子炉出力急上昇の防止）として，自動減圧系の起動阻止スイッチを使用する。

中央制御室での操作により，手動で自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の起動を阻止することで，原子炉スクラム失敗時に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るこ

とによる原子炉の出力の急激な上昇を防止できる設計とする。

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

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。

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・物理的に分離することで原子炉緊急停止系と同時に機能喪失しない設計とする。

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，原子炉建屋付属棟に設置することで位置的分散を図る設計とする。

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・物理的に分離することで原子炉緊急停止系と同時に機能喪失しない設計とする。

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

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及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットと異なる駆動源とすることで多様性を持つ設計とする。

ほう酸水注入系のほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは，設計基準事故対処設備である制御棒及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう原子炉建屋原子炉棟内で位置的分

散を図る設計とする。

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と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、中央制御室内で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。

代替制御棒挿入機能の論理回路は、原子炉緊急停止系と異なる制御盤に収納し、検出器から論理回路及び作動する電磁弁を原子炉緊急停止系と独立した構成とするとともに、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の電源と異なる遮断器から供給することで、他の設備へ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により作動する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することから、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、原子炉緊急停止系と異なる制御盤に収納するとともに、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の電源と異なる遮断器から供給することで、他の設備へ悪影響を及ぼさない設計とする。

ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することから、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

過渡時自動減圧機能の自動減圧系の起動阻止スイッチは、スイッチ接点で

分離することで、自動減圧系に悪影響を与えない設計とする。

6.8.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

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として使用する代替制御棒挿入機能は、原子炉スクラム失敗時に作動する設備であることから、原子炉圧力高スクラム設定値より高く、逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッション・プールへの負荷を考慮した設定値で作動する設計とする。また、原子炉水位低（レベル 3）の信号で、制御棒挿入に失敗した場合に作動する設備であることから原子炉水位異常低下（レベル 2）で作動する設計とする。

また、制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットの容量にて全ての制御棒を全挿入することが可能な駆動水を有する容量とする。

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、原子炉圧力上昇及び原子炉水位低下に至る緊急停止失敗時に、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の健全性を維持するために作動する設備であることから、原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル 2）の信号で原子炉再循環ポンプ 2 台を自動停止する設計とする。

ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備の機能と兼用しており、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

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使用のものと同仕様で設計する。

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。

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。

代替制御棒挿入機能の操作は中央制御室で可能な設計とする。

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水圧系水圧制御ユニットは、格納容器内及び原子炉建屋原子炉棟に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、中央制御室、原子炉建屋付属棟及び原子炉建屋原子炉棟内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の操作は中央制御室で可能な設計とする。

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

ほう酸水注入系の操作は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。操作は中央制御室で可能な設計とする。

6.8.2.5 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。

代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入を行う系統は、重大事故等時に論理回路にて自動的に信号を発信する設計とする。また、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

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

動水圧系水圧制御ユニットは、操作不要な設計とする。

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を行う系統は、重大事故等時に論理回路にて自動的に信号を発信する設計とする。また、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

ほう酸水注入を行う系統は、重大事故が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。また、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

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

6.8.3 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 6.8-1 表に示す。

6.8.4 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。

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、機能・性能の確認が可能なように、模擬入力による動作確認、校正及び設定値確認できる設計とする。

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水圧系水圧制御ユニットは、分解検査として表面状態の確認が可能な設計とする。

また、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。

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、機能・性能の確認が可能なように、模擬入力による動作確認、校正及び設定値確認できる設計とする。

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、他の系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの確認が可能な設計とする。

ほう酸水注入ポンプは、分解が可能な設計とする。

ほう酸水貯蔵タンクは、内部の確認が可能なように、フランジを設ける設計とする。また、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が可能な設計とする。

原子炉出力急上昇の防止に使用する自動減圧系の起動阻止スイッチは、機能・性能の確認が可能なように、実操作による論理回路動作確認ができる設計とする。

第 6.8-1 表 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備主要仕様

(1) A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

| | | |
|---|---|---|
| 個 | 数 | 1 |
|---|---|---|

(2) A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

| | | |
|---|---|---|
| 個 | 数 | 1 |
|---|---|---|

(3) 制御棒

主要仕様については、「3.3.3 制御棒及び制御棒駆動機構」に示す。

(4) 制御棒駆動機構

| | |
|--------|----------------|
| 最高使用圧力 | 12.06MPa[gage] |
|--------|----------------|

| | |
|--------|------|
| 最高使用温度 | 302℃ |
|--------|------|

| | | |
|---|---|-----|
| 個 | 数 | 185 |
|---|---|-----|

(5) 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット

| | | |
|---|---|-------------|
| 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 |
|---|---|-----|

(6) ほう酸水注入ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 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

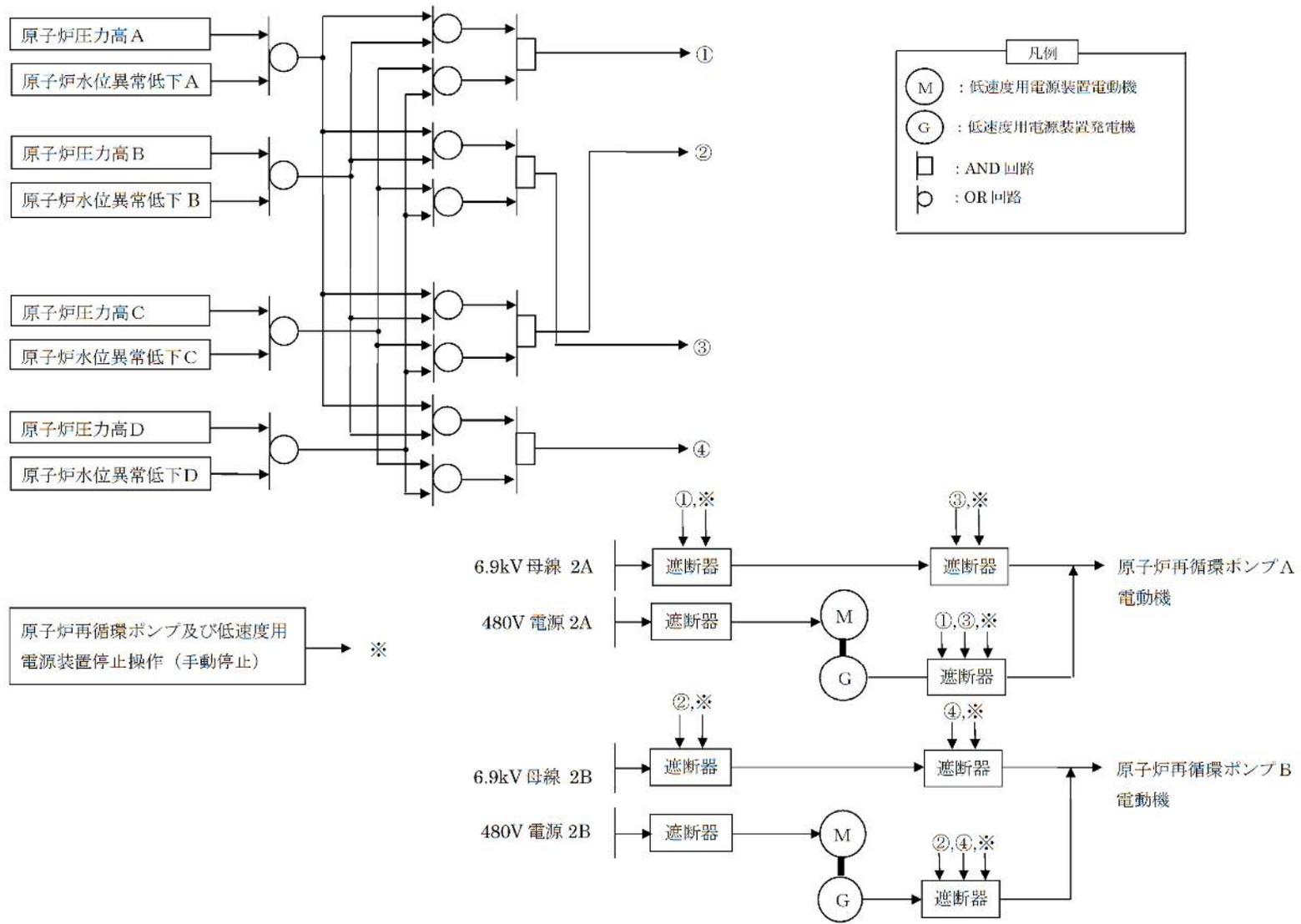
主要仕様については、「3.3.4 ほう酸水注入系」に示す。

(5) ほう酸水貯蔵タンク

兼用する設備は以下のとおり。

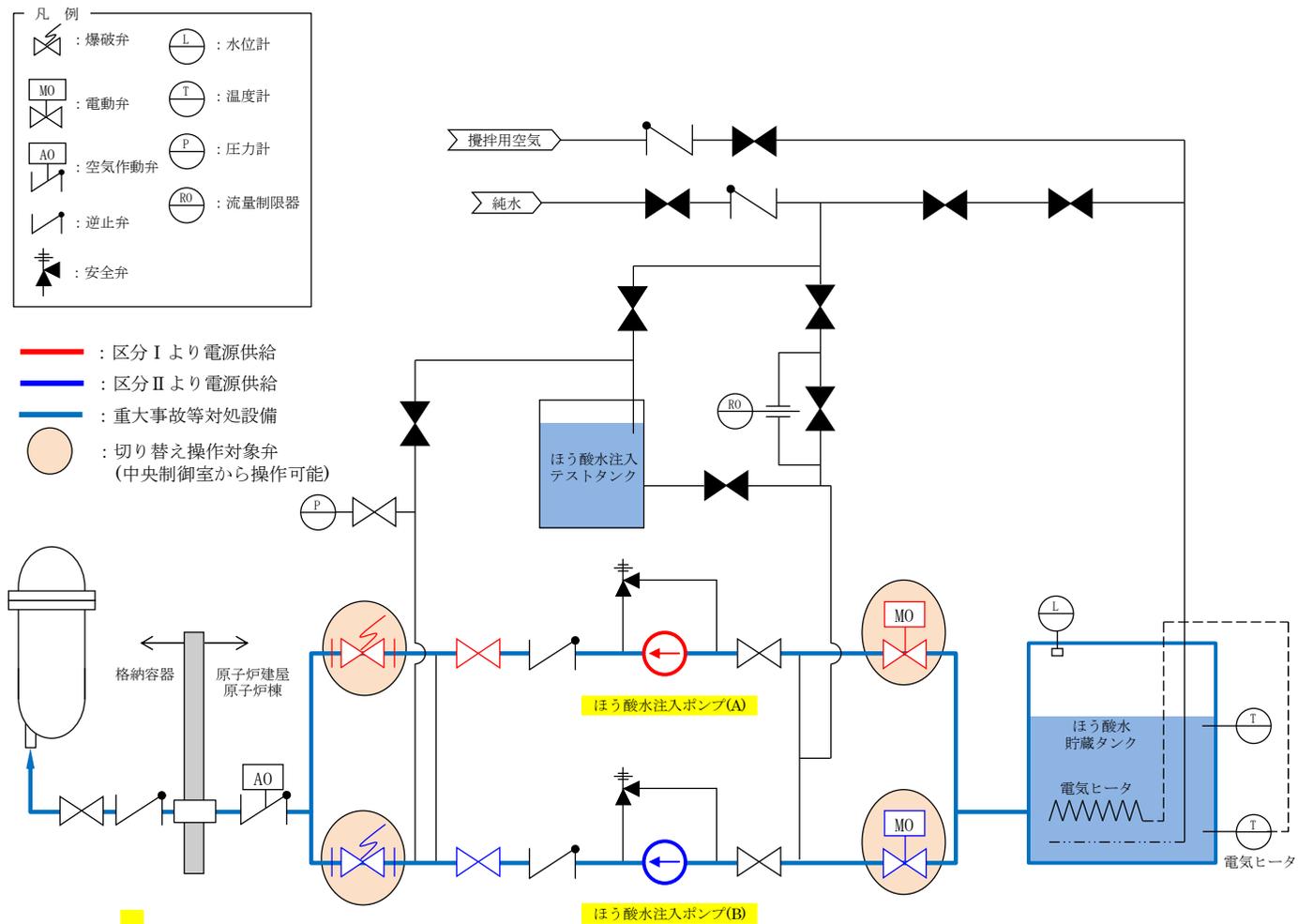
- ・ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界に移行するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

主要仕様については、「3.3.4 ほう酸水注入系」に示す。



第 6.8-3 図 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 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 6.8-4 図 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 系統概要図

(ほう酸水注入)

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 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
 - 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 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
 - 3.1.2.2.2 主要設備の仕様

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

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

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

3.1.2.4 自動減圧系の起動阻止スイッチ

3.1.2.4.1 設備概要

3.1.2.4.2 主要設備の仕様

3.1.2.4.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.1.2.4.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

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

3.1.2.4.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

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

3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備【44条】

【設置許可基準規則】

(緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備)

第四十四条 発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

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

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

(1) BWR

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

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

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

(2) PWR

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

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

3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

3.1.1 設置許可基準規則第44条への適合方針

運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「A T W S」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却圧力バウンダリ及び格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行させるため、重大事故等対処設備として、A T W S緩和設備（代替制御棒挿入機能）、A T W S緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）及びほう酸水注入系を設ける。

(1) 代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入

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

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

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

(2) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制

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

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

(3) ほう酸水注入

(i) ほう酸水注入系（設置許可基準規則解釈の第2項（1）c））

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

(4) 原子炉出力急上昇の防止

(i) 自動減圧系の起動阻止スイッチ

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

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

(5) 原子炉手動スクラム

(i) 手動スクラム・スイッチ

手動スクラム・スイッチを操作することで，制御棒のスクラム動

作が可能であるため、手動スクラム・スイッチを整備する。

(ii) 原子炉モード・スイッチ「停止」

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

(6) 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制

(i) 選択制御棒挿入機構

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

(7) 制御棒手動挿入

(i) スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ

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

(ii) 計器用空気系配管・弁

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

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

(iii) スクラム個別スイッチ

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

(iv) 制御棒駆動系，制御棒手動操作系

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

(8) 給水系，原子炉給水制御系

(i) 給水系，原子炉給水制御系

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

3.1.2 重大事故等対処設備

3.1.2.1 A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

3.1.2.1.1 設備概要

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

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

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

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

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

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

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

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

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

主要設備の仕様を以下に示す。

(1) 制御棒

種 類：十字形

中性子吸収材：ボロンカーバイド粉末，ハフニウムフラットチューブ

有効長さ：3,632mm

個 数：185

取付箇所：格納容器内

(2) 制御棒駆動機構

最高使用圧力：8.62MPa[gage]

最高使用温度：302℃

個 数：185

取付箇所：格納容器内

(3) 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット

種 類：円筒縦形（ピストン式）

容 量：18L/個

最高使用圧力：12.0MPa[gage]

最高使用温度：66℃

個 数：185

取付箇所：原子炉建屋原子炉棟3階

3.1.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.1.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替制御棒挿入機能は，中央制御室，原子炉建屋附属棟及び原子炉建屋原子炉棟内に設置される設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における中央制御室，原子炉建屋附属棟及び原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し，第3.1-2表に示す設計とする。

また，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは，格納容器内及び原子炉建屋原子炉棟内に設置される設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，格納容器内，原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し，以下の第3.1-2表に示す設計とする。

第3.1-2表 想定する環境条件

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

(44-3-2, 3, 7)

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

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

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

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

第3.1-3表 操作対象機器

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

(44-3-7)

(3) 試験・検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

中に機能・性能の確認が可能な設計とする。

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

第3.1-4表 代替制御棒挿入機能の試験・検査

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

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

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

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

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

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

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

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替制御棒挿入機能は，本来の用途以外には使用しない設計とする。

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

(44-4-2)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

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

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

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

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

なお，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットは，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用可能な設計とする。

(44-8-1～10)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については「2.3.3 環境条件等」に示す。

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

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

第3.1-6表 操作対象機器設置場所

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

(44-3-7)

3.1.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

代替制御棒挿入機能は、原子炉圧力上昇及び原子炉水位低下に至る A T W S 事象の発生時に、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行するための設備である。このため、スクラム不動作時に作動する設備であることを考慮し、「原子炉圧力高」の信号で作動する設計とする。また、原子炉水位低（レベル3）スクラム発生時の制御棒挿入失敗時に作動する設備であることを考慮し、「原子炉水位異常低下（レベル2）」で作動する設計とする。

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

(44-6-2, 3)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の

発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

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

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

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

代替制御棒挿入機能の論理回路は、多重化された原子炉緊急停止系の制御盤と位置的分散を図り、また、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで原子炉緊急停止系とは独立した構成とし、電氣的・物理的に分離することで、地震、火災、溢水等の主要な共通要因故障によって同時に機能を損なわれない設計とする。

代替制御棒挿入機能と原子炉緊急停止系の論理回路の電源は、遮断器又はヒューズ“切”により、電氣的に分離することで、原子炉緊急停止系と同時に機能が損なわれない設計とする。

(44-8-1～10)

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

3.1.2.2.1 設備概要

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

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

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

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

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

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

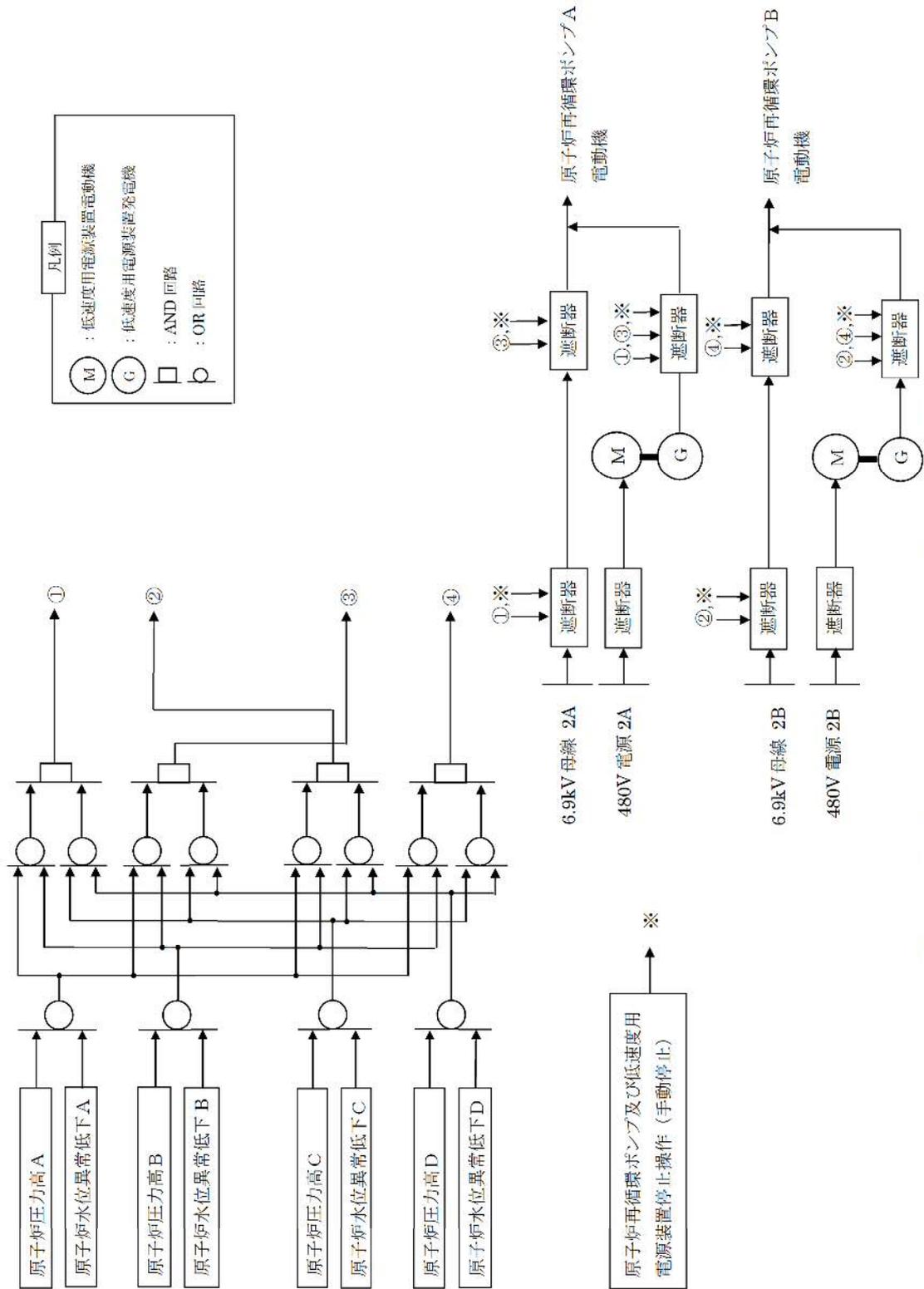
*2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるための操作に必要な計装設備。なお、計装制御設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

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

3.1.2.2.2 主要設備の仕様

第3.1-3図に代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の作動回路の説明

図を示す。



第 3.1-3 図 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能説明図

3.1.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.1.2.2.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は，中央制御室，原子炉建屋付属棟及び原子炉建屋原子炉棟内に設置される設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，中央制御室，原子炉建屋付属棟及び原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し，以下の第3.1-8 表に示す設計とする。

第3.1-8表 想定する環境条件

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

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

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

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

第3.1-9表 操作対象機器

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

(44-3-7)

(3) 試験・検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

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

第3.1-10表 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の試験・検査

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

(44-5-3~6)

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられ

る機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

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

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

(44-4-3)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

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

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

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

(44-8-1～10)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、現場における作業が不要な設計とする。

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

第3.1-11表 操作対象機器設置場所

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

(44-3-7)

3.1.2.2.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

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

(44-6-4, 5)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

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

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の論理回路は、多重化された原子炉緊急停止系の制御盤とは位置的分散を図り、また、検出器から論理回路まで原子炉緊急停止系とは独立した構成とし、電氣的・物理的に分離することで、地震、火災、溢水等の主要な共通要因故障によって同時に機能を損なわれない設計とする。

代替制御棒挿入機能と原子炉緊急停止系の論理回路の電源は、遮断器又はヒューズ“切”により、電氣的に分離することで、原子炉緊急停止系と同時に機能が損なわれない設計とする。

(44-8-1～10)

3.1.2.3 ほう酸水注入系

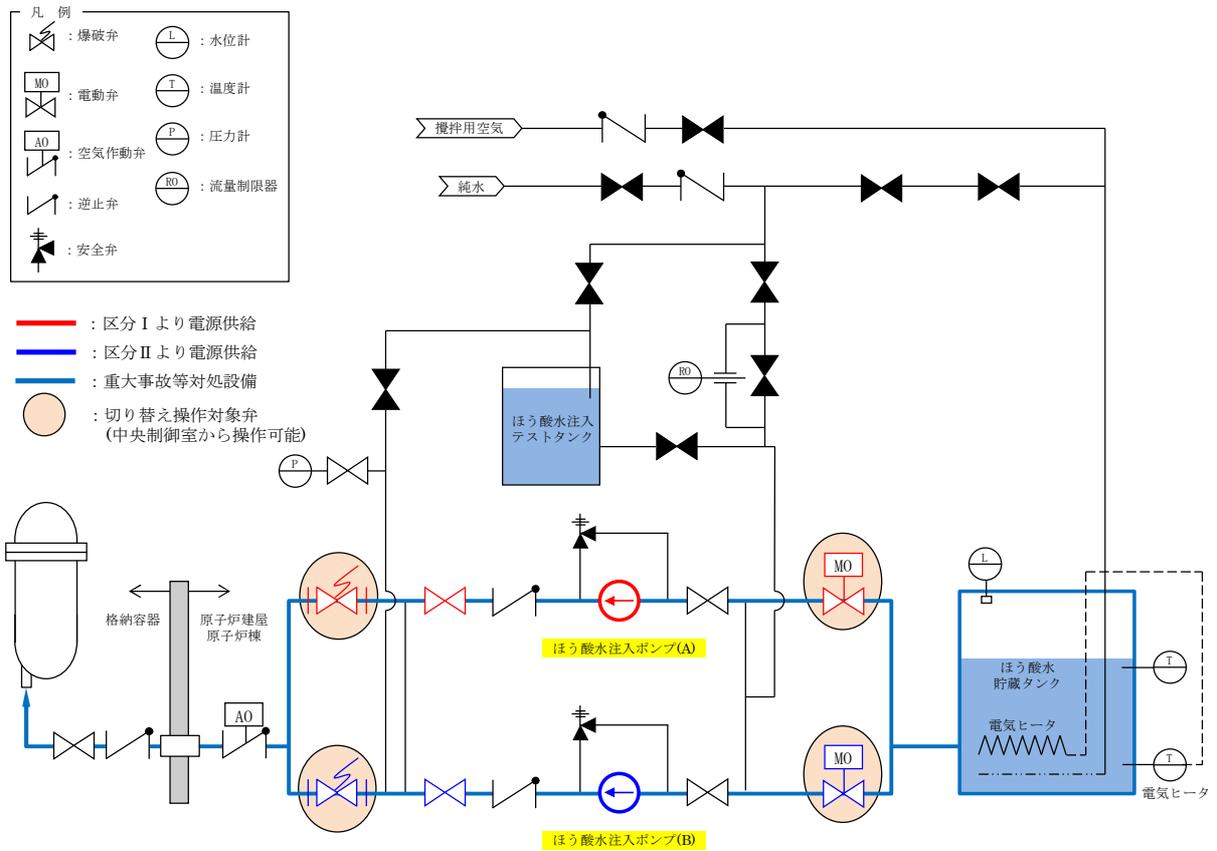
3.1.2.3.1 設備概要

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

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

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

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



第3.1-4 図 ほう酸水注入系 系統概要図

第3.1-12表 ほう酸水注入系に関する重大事故等対処設備一覧

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

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

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

3.1.2.3.2 主要設備の仕様

(1) ほう酸水注入ポンプ

種 類：水平3連プランジヤポンプ

容 量：9.78m³/h/台

全 揚 程：870m

最高使用圧力：9.66MPa[gage]

最高使用温度：66℃

台 数：1（予備1）

取 付 箇 所：原子炉建屋原子炉棟5階

原動機の出カ：37kW/台

(2) ほう酸水貯蔵タンク

種 類：円筒縦型

容 量：19.5m³/基

最高使用圧力：静水頭

最高使用温度：66℃

基 数：1

取 付 箇 所：原子炉建屋原子炉棟5階

3.1.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.1.2.3.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

ほう酸水注入系のほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは，原子炉建屋原子炉棟に設置される設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し，以下の第3.1-13表に示す設計とする。

(44-3-4)

第3.1-13表 想定する環境条件

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

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

(44-3-5)

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

ほう酸水注入ポンプの操作は，A T W S 事象発生時において，中央

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

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

第3.1-14表に操作対象機器を示す。

第3.1-14表 操作対象機器

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

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

(44-3-5)

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

なお、ほう酸水貯蔵タンクについては、操作不要な設計とする。

(44-4-4)

(3) 試験・検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

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

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

試験及び検査については、表3.1-15表に示す。

第3.1-15表 ほう酸水注入系の試験・検査

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

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

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

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

の確認が可能な設計とする。

また、開放検査として、タンク内面の傷の有無について確認する。

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

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

(44-5-1～12)

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

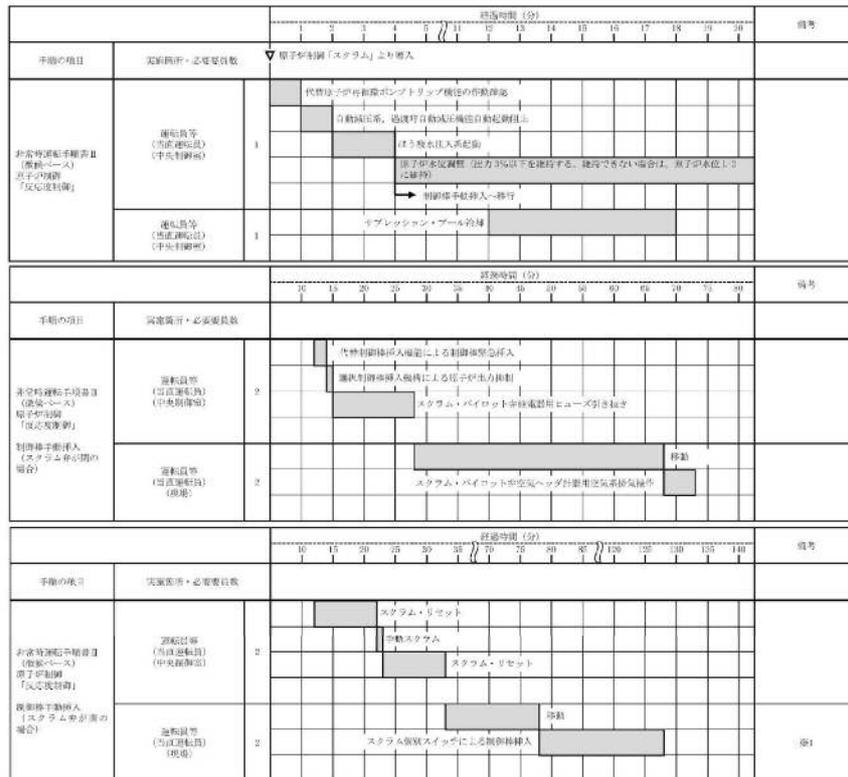
原子炉へのほう酸水注入の際に操作が必要となるほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク出口弁及び爆破弁は、中央制御室内におけ

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

(44-4-4)

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

切り替え操作対象機器については，第3.1-14表に示したとおりとなる。



※1：スクラム個別スイッチによる制御棒挿入以降は、制御棒手動挿入又は制御棒駆動水圧系引抜配管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。

ほう酸水注入系のほう酸水注入ポンプ，ほう酸水貯蔵タンクは，設

計基準対象施設として系統構成を変えずに原子炉へのほう酸水注入時に使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

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

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

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

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

(44-3-4, 5, 6)

第3.1-16表 操作対象機器設置場所

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

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

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量」に示す。

ほう酸水注入系のほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、十分な反応度制御能力を有する容量とした設計とし、設計基準対象施設の容量等の仕様が、原子炉を冷温停止状態にするために必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設の容量と同仕様の設計とする。

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

なお、設計ボロン濃度は1,000ppmであり、設計ボロン注入速度は

10ppm/minである。

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

(44-6-6, 7)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

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

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

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

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

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

(44-3-4, 8)

第3.1-17表 多様性及び位置的分散

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

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

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

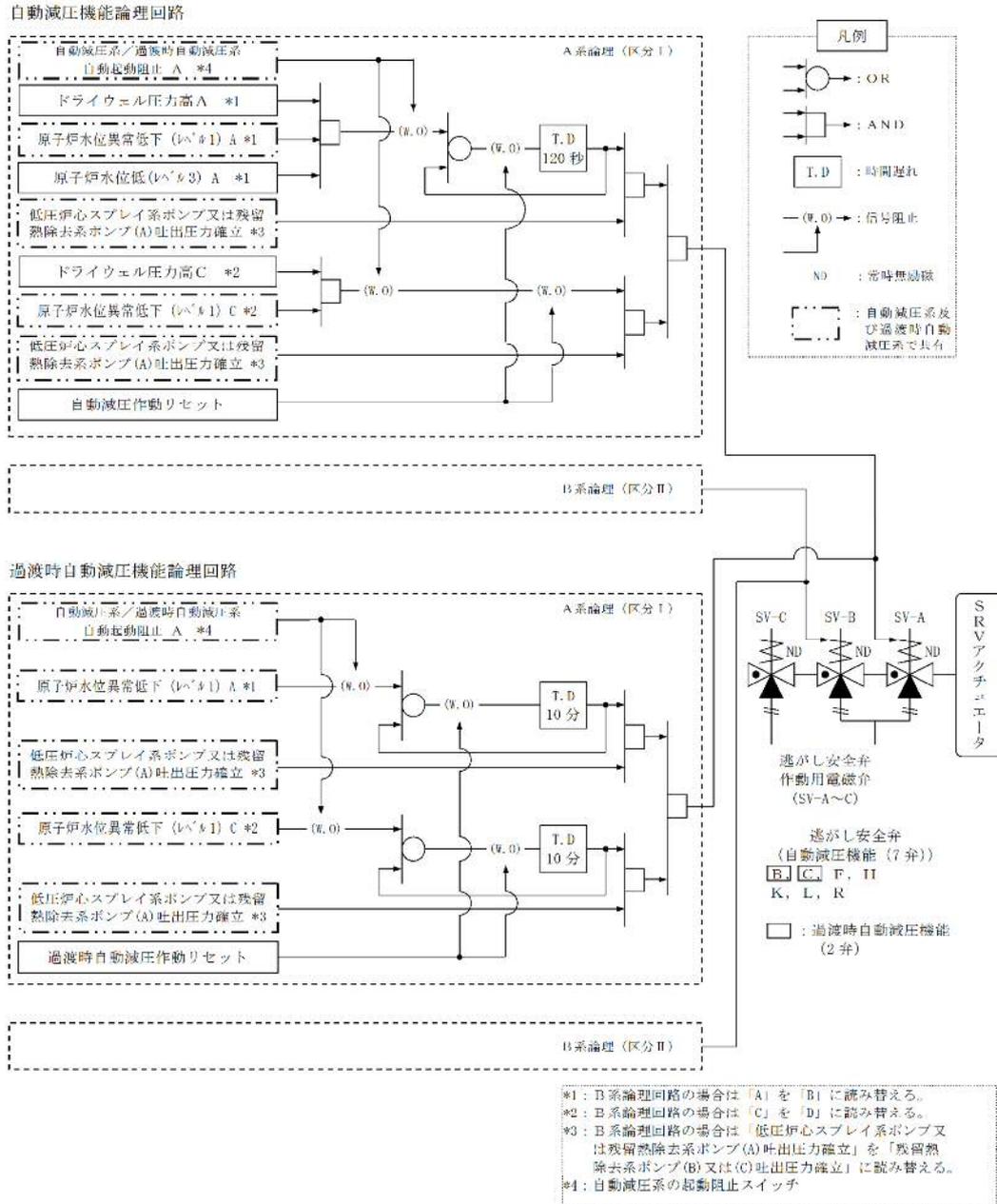
| 設備区分 | | 設備名 |
|--------|----------------------|--|
| 主要設備 | | 自動減圧系の起動阻止スイッチ【常設】 |
| 関連設備 | 付属設備 | — |
| | 水源 | — |
| | 流路 | — |
| | 注水先 | — |
| | 電源設備*1 (燃料補給設備含む) | 非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機【常設】 燃料移送ポンプ【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 燃料デイトンク【常設】 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 |
| 計装設備*2 | — | |

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

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

3.1.2.4.2 主要設備の仕様

第3.1-6図に自動減圧系、過渡時自動減圧機能の作動回路図を示す。



第 3.1-6 図 自動減圧系，過渡時自動減圧機能作動回路図

3.1.2.4.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.1.2.4.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

自動減圧系の起動阻止スイッチは，中央制御室に設置される設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，中央制御室の環境条件を考慮し，以下の第3.1-19表に示す設計とする。

第3.1-19表 想定する環境条件

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

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

第3.1-20表 操作対象機器

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

(3) 試験・検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

第3.1-21表 自動減圧系の起動阻止スイッチの試験・検査

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

(4) 切替えの容易性(設置許可基準規則第43条第1項四)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

自動減圧系の起動阻止スイッチは、本来の用途以外には使用しない設計とする。

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

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

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については「2.3.3 環境条件等」に示す。

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

第3.1-22表 操作対象機器設置場所

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

3.1.2.4.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

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

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止

等について」に示す。

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

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

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

3.2 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. 原子炉冷却系統設備

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、原子炉を冷却するための対策及び重大事故等対処設備を設ける。

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な場合は、**重大事故等対処設備**として使用する。

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、以下の対策及び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時及び所内常設直流電源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

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，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，原子炉圧力容器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，原子炉圧力容器内で発生する蒸気にて駆動できる設計とする。

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って起動し，高圧注水が必要な期間にわたって運転継続ができる設計とする。

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
- ・ 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 蓄電池（10.2 代替電源設備）

常設高圧代替注水系の運転に必要な電源は，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直流 125V 蓄電池より給電できる設計とする。その他，設計基準事故対処設備であ

る原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。

(b) 現場手動操作による高圧代替注水系起動

原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が機能喪失し、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（現場手動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。

常設高圧代替注水ポンプは、蒸気タービン駆動ポンプとし、原子炉圧力容器内で発生する蒸気にて駆動できる設計とする。常設高圧代替注水ポンプは、高圧代替注水系の弁を現場で手動操作することによって、蒸気タービン駆動ポンプを起動し、高圧注水が必要な期間にわたって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。

- ・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な水の供給設備）

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。

(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時及び所内常設直流電源喪失時の原子炉の冷却

(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時及び所内常設直流電源喪失により、高圧注水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) 現場手動操作による高圧代替注水系起動

全交流動力電源喪失時及び所内常設直流電源を喪失し、かつ中央制御室からの操作により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（現場手動操作による高圧代替注水系起動）は「5.7.2 (1) a. (b) 現場手動操作による高圧代替注水系起動」と同じである。

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た場合の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。また、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常設代替低圧電源車、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用し、可搬型代替低圧電源車へ燃料を補給することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉圧力容器へ注水する手段が整うまでの期間にわたって運転継続できる設計とする。サプレッション・プールを水源とした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とし、原子炉圧力容器内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
- ・サプレッション・プール (9.12 重大事故等の収束に必要な

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) 代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電

常設所内直流電源が喪失した場合の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 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。また、緊急用直流 125V 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常設代替低圧電源車及び可搬型整流器、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用し、可搬型代替低圧電源車へ燃料を補給することにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉圧力容器へ注水する手段が整うまでの期間にわたって運転継続できる設計とする。

サプレッション・プールを水源とした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内で発生する蒸気にて駆動できる設計とする。原子炉隔離時冷却系は、緊急用直流 125V 蓄電池又は可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器より給電することで、中央制御室からの操作により原子炉隔離時冷却系ポンプを起動し、原子炉への注水が可能で設計とす

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
- ・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)
- ・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)
- ・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。

(3) 設計基準事故等対処設備による原子炉注水

想定される設計基準事故等発生時において、設計基準事故等対処設備の機能が喪失していない場合において、設計基準事故等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を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及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水）として使用する。

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の機能が喪失していない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プレッション・プールを使用する。

サプレッション・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、原子炉圧力容器へ注水でき

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内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。

- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・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)

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及びサブプレッション・プール並びに高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプを使用する。

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圧力容器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より給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおり。

- ・高圧炉心スプレイ系ポンプ
- ・サブプレッション・プール
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機
- ・高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプ

その他、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプの流路

として、非常用取水設備である貯留堰及び取水路を使用する。

設計基準事故対処設備である原子炉压力容器は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設備のうち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プレッション・プール水位は原子炉圧力容器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）（6.5 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・原子炉水位（燃料域）（6.5 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・原子炉水位（S A 広帯域）（6.5 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・原子炉水位（S A 燃料域）（6.5 計装設備（重大事故等対処設備））

- ・ サプレッション・プール水位（6.5 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・ 原子炉圧力（6.5 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・ 原子炉圧力（S A）（6.5 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・ 高圧代替注水系系統流量（6.5 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、原子炉圧力容器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、中央制御室からの操作によりほう酸水注入系統を介して、原子炉圧力容器へ注入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」の「6.8.2 設計方針(1)c. ほう酸水注入」と同じである。

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（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）
- ・ ほう酸水貯蔵タンク（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)

- ・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)

原子炉隔離時冷却系ポンプ，高圧炉心スプレイ系ポンプ，ほう酸水注入ポンプ，サプレッション・プール及び原子炉圧力容器は，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。

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。

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 蓄電池，可搬型代替低圧電源車，可搬型整流器，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。

原子炉水位計（広帯域），原子炉水位計（燃料域），原子炉水位計（S A 広帯域），原子炉水位計（S A 燃料域），原子炉圧力計，原子炉圧力計（S A），高圧代替注水系系統流量計及びサプレッション・プール水位計は，「6.5 計装設備（重大事故等対処設備）」に示す。

ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクについては，「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。

5.7.2.1 多様性及び位置的分散

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，サブレーション・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，サブレーション・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していることから，原子炉隔離時冷却系側の蒸気配管で蒸気流出が継続するような不具合（原子炉隔離時冷却系トリップ・スロットル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）が発生した場合においても，原子炉隔離時冷却系SA蒸気止め弁を閉操作することで，常設高圧代替注水系ポンプ側へ十分な蒸気が供給できる設計とする。高圧代替注水系の蒸気系電動弁については，原子炉隔離時冷却系の電動弁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直流125V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，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冷却水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に対して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。

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、通常待機時の隔離された状態から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の冷却に使用する原子炉隔離時冷却系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。

高圧炉心スプレイ系による原子炉の冷却に使用する高圧炉心スプレイ系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。

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。

原子炉隔離時冷却系による原子炉注水及び高压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、設計基準事故時の原子炉隔離時冷却系及び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。

ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクの容量については、「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」で示す。

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、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高压炉心スプレイ系ポンプ及びほう酸水注入ポンプは、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し、

中央制御室から操作可能な設計とする。

また、中央制御室からの操作により常設高圧代替注水ポンプを起動できない場合に現場で操作する弁は、操作場所の放射線量が高くなることを考慮した場所に設置する設計とする。

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及びサプレッション・プールを使用した常設高圧代替注水系による原子炉注水を行う系統は、中央制御室のスイッチ操作にて確実に起動できる設計とする。また、高圧代替注水系を中央制御室から操作ができない場合であっても、現場で弁を人力操作することにより高圧代替注水系を運転可能な設計とする。

原子炉隔離時冷却系ポンプ、サプレッション・プールを使用した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使用できる設計とする。原子炉隔離時冷却系ポンプは中央制御室のスイッチ操作で起動可能な設計とする。

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圧時に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 試験及び検査

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及び弁は、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とし、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、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とし、分解が可能な設計とする。

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、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とし、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の主要仕様

(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
- ・ 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 |

(2) 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熔融炉心を冷却するための設備

主要仕様については、「5.3 原子炉隔離時冷却系」に示す。

(3) 高圧炉心スプレイ系ポンプ

主要仕様については、「5.2 非常用炉心冷却系」に示す。

(4) サプレッション・プール

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
 - ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
 - ・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
- 主要仕様については、「9.1 原子炉格納施設」に示す。

(5) ほう酸水注入ポンプ

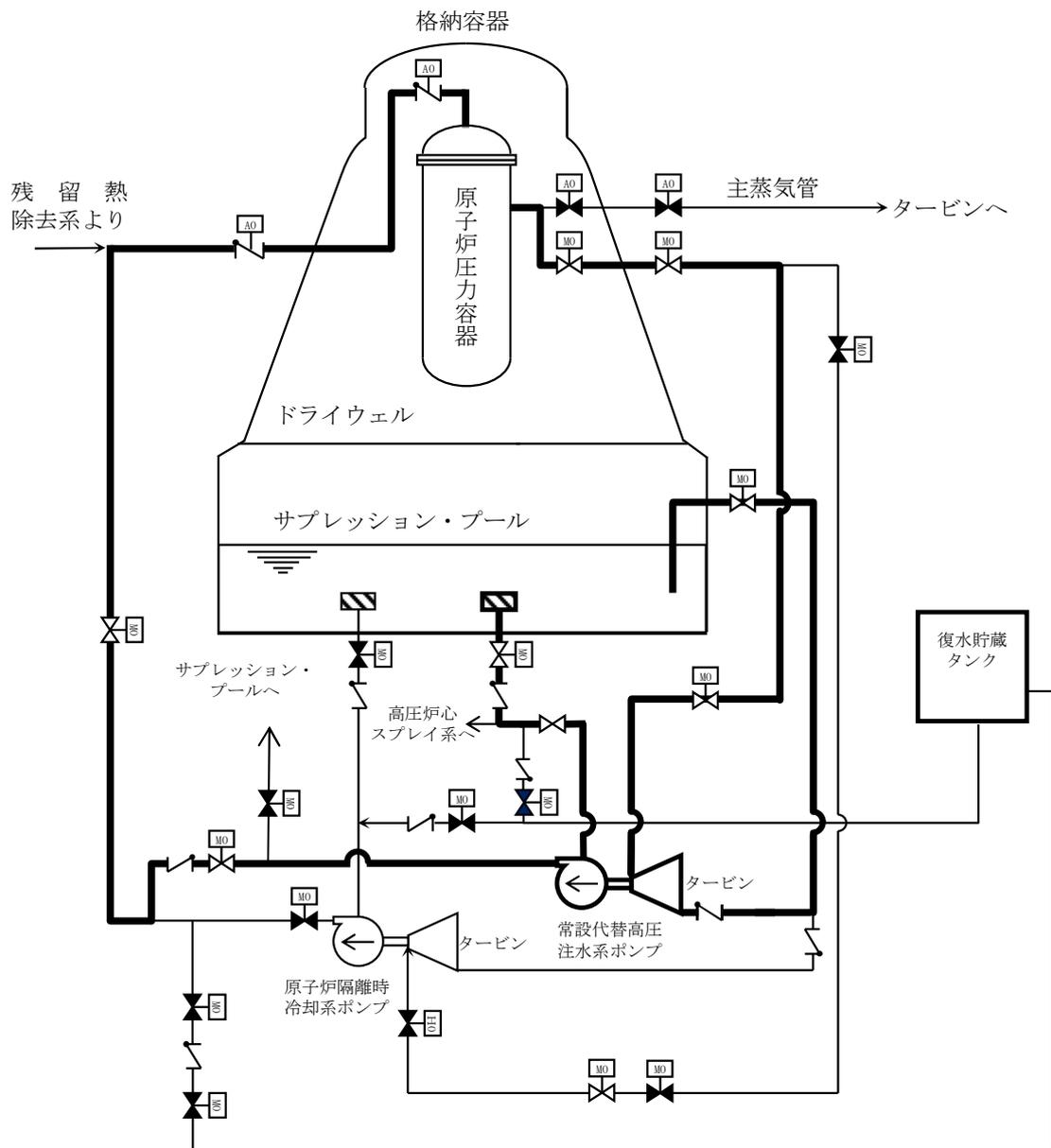
兼用する設備は以下のとおり。

- ・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熔融炉心を冷却するための設備
- 主要仕様については、「3.3.4 ほう酸水注入系」に示す。

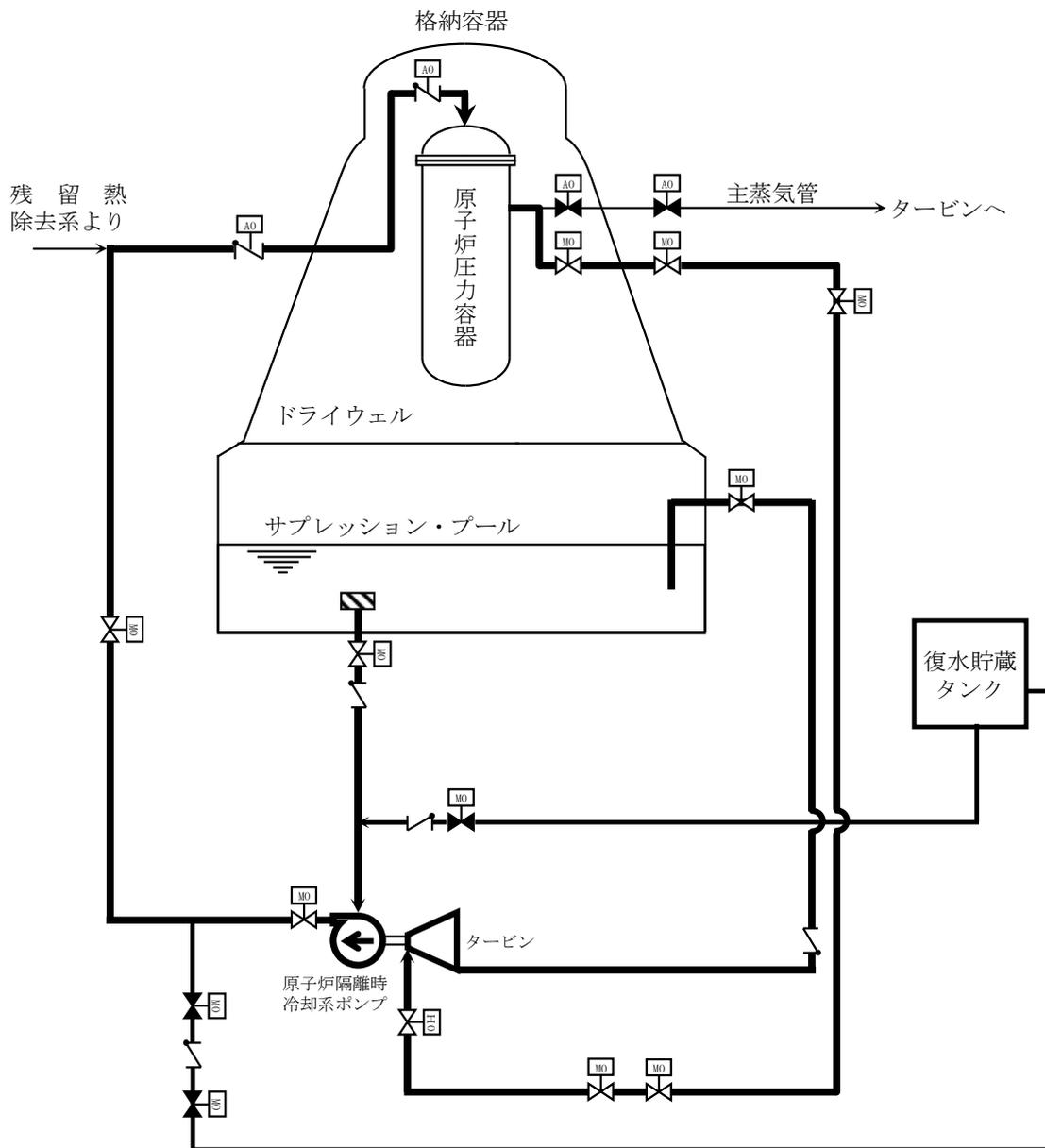
(6) ほう酸水貯蔵タンク

兼用する設備は以下のとおり。

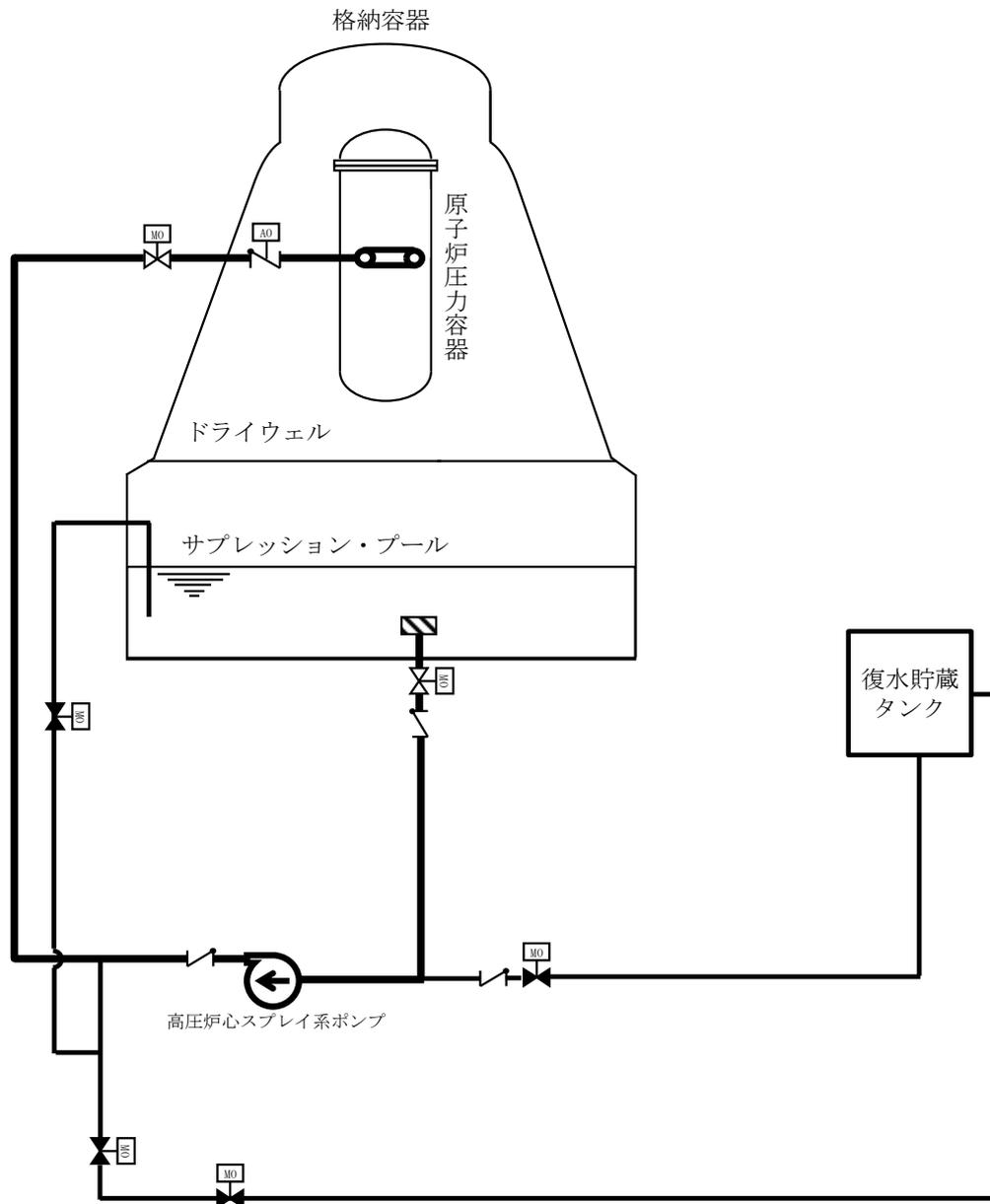
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
 - ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
 - ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- 主要仕様については、「3.3.4 ほう酸水注入系」に示す。



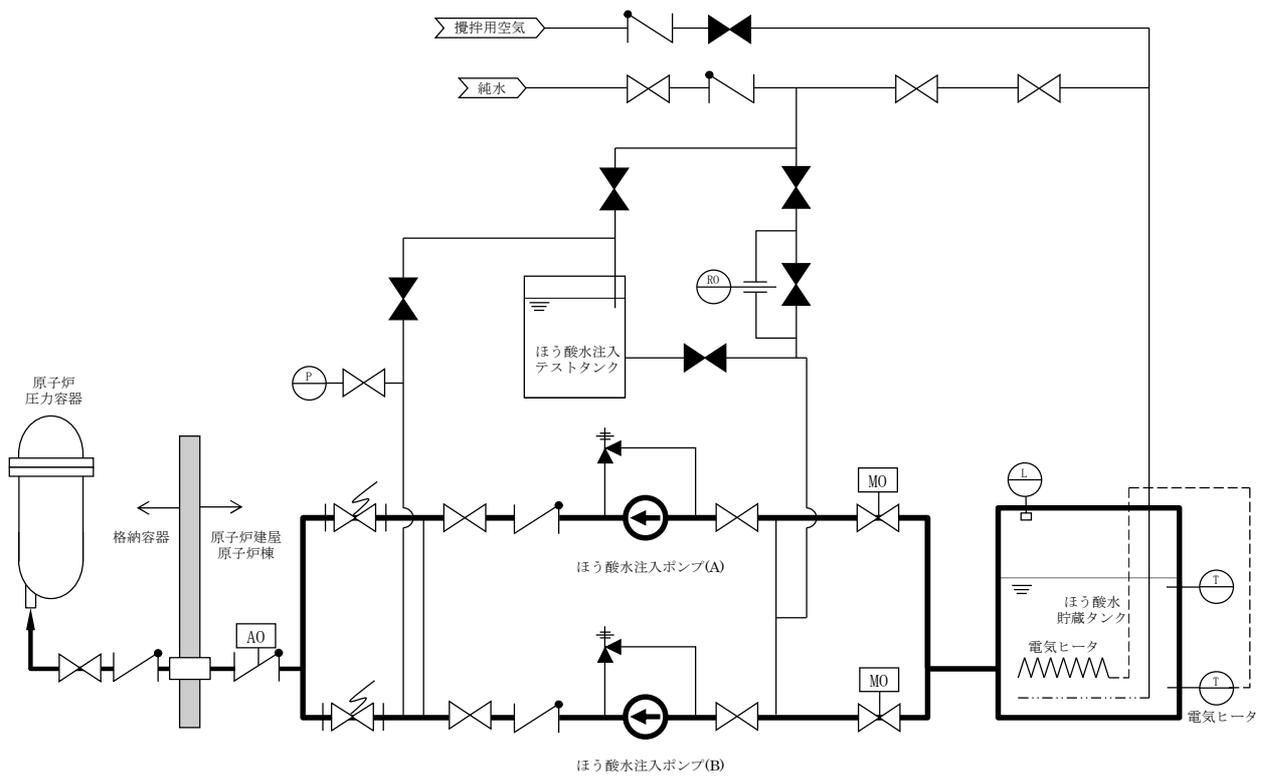
第 5.7-1 図 高圧代替注水系系統概要図



第 5.7-2 図 原子炉隔離時冷却系系統概要図



第 5.7-3 図 高圧炉心スプレイ系系統概要図



第 5.7-4 図 ほう酸水注入系系統概要図

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) 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) 現場手動操作による高圧代替注水系運転（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

a. 高圧代替注水系による原子炉注水

b. 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

(7) ほう酸水注入系による進展抑制

(8) ほう酸注水系による進展抑制（原子炉注水を継続させる場合）

(9) 制御棒駆動水系による原子炉注水の整備

3.2.2 重大事故等対処設備

3.2.2.1 高圧代替注水系の設置

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) 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 重大事故等対処設備（設計基準拡張）
 - 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ポンプ等)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 A系蓄電池及び125V B系蓄電池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直流125V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信号又はドライウェ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・ヘッダ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及び b. 現場手動操作による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) 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 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直流125V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・プール又は自主対策設備である復水貯蔵タンクを水源として、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、現場での電動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、高圧代替注水系蒸気供給弁の開操

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。

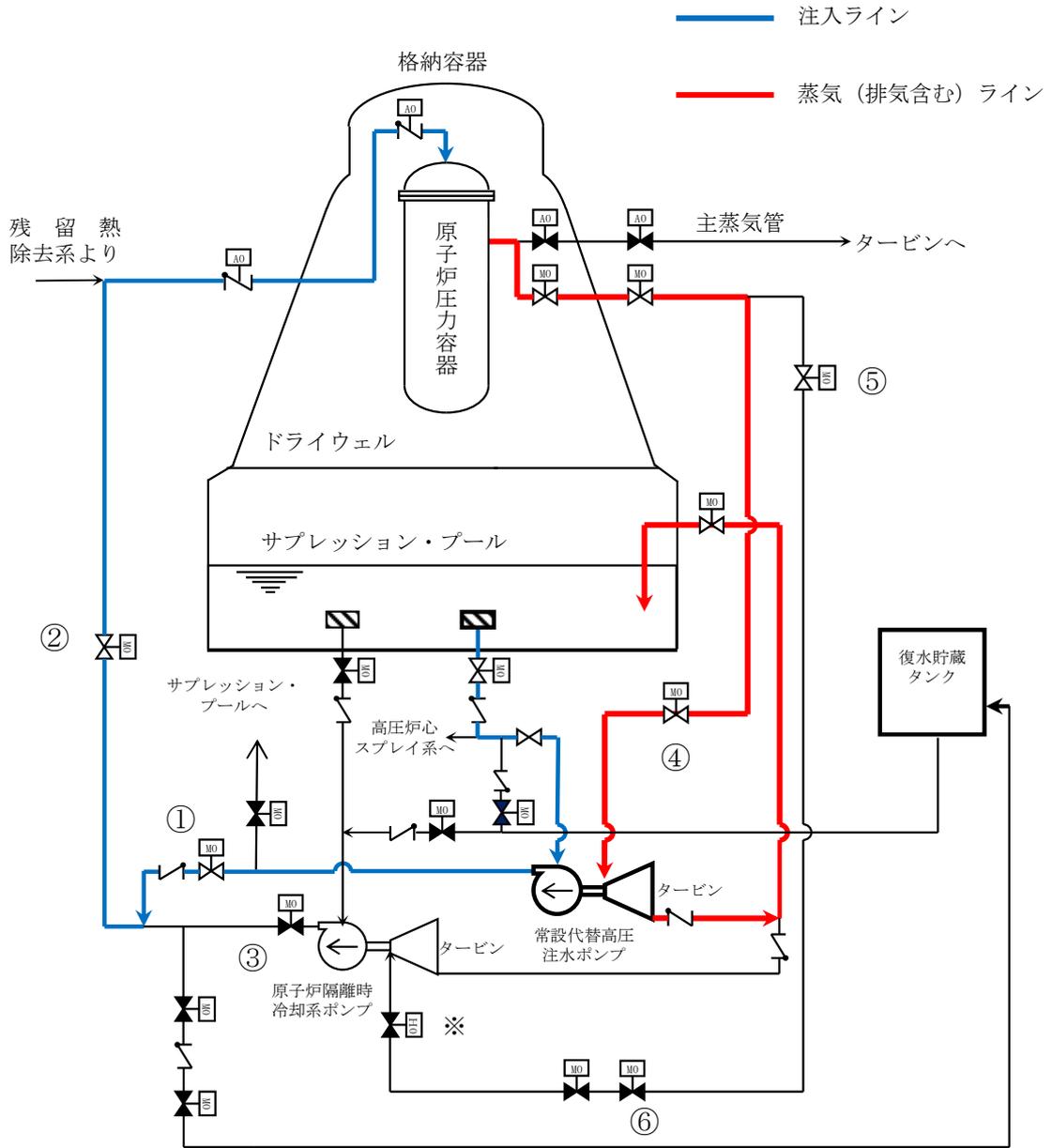
常設高圧代替注水系ポンプ駆動タービンの排気は，原子炉隔離時冷却系タービン排気ラインに合流し，サプレッション・プールへ放出する設計とする。

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し，自主対策設備である復水貯蔵タンクからの供給も可能な設計とする。

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蒸気供給弁，高圧代替注水系注入弁及びR C I C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 | | 常設高压代替注水系ポンプ【常設】 |
| 関連設備 | 付属設備 | — |
| | 水源*1 | サブプレッション・プール【常設】 |
| | 流路 | 蒸気系 高压代替注水系（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 高压代替注水系（注水系）配管・弁【常設】 高压炉心スプレイ系 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 | 原子炉压力容器【常設】 |
| | 電源設備*2 (燃料補給設備含む) | 常設代替交流電源設備 常設代替高压電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク[常設] 常設代替交流電源設備用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低压電源車【可搬】 常設代替直流電源設備 緊急用直流125V蓄電池【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低压電源車【可搬】 |

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(2/2)

| 設備区分 | | 設備名 |
|------|--------|---|
| 関連設備 | 計装設備*3 | 高压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) 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

基 数 : 1
容 量 : 約3,400m³
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、原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁を閉にした後、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、S A用R C I C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操作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。

(45-3-1～3)

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 | 操作スイッチ |
| | | 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 | 操作スイッチ |
| | | 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 | 操作スイッチ |
| | | 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 | 操作スイッチ |
| | | 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 高压代替注水系の試験・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。

高压代替注水系は，高压代替注水系蒸気供給ライン，常設高压代替注水系ポンプ吸込ライン，ポンプ吸い込みライン及び蒸気排気ラインを原子炉隔離時冷却系，高压炉心スプレイ系又は補給水系と共用するが，これ以外のラインについては，重大事故等への対処の目的のみに使用されるため，本来の用途以外の用途には使用しない。

高压代替注水系の流路として共用する原子炉隔離時冷却系，高压炉心

スプレイ系及び補給水系の配管ラインについては、通常待機時の系統から高压代替注水系に切り替えるために、第3.2-3表で示す弁操作を行う。原子炉隔離時冷却系と共用する蒸気供給ラインについては、高压代替注水系タービン止め弁を開操作することで、常設高压代替注水系ポンプへ蒸気を供給することができる設計とする。また、原子炉隔離時冷却系と共用する注水ラインについては、高压代替注水系注入弁を開操作することで、高压代替注水系の流路として使用できる設計とする。これらの切替操作については、中央制御室から遠隔操作可能な設計とすることで、原子炉圧力容器への高压注水が必要となるまでの間に、第3.2-2図で示すタイムチャートのとおり、速やかに切り替えることが可能な設計とする。

原子炉隔離時冷却系ポンプのトリップ・スロットル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蒸気供給ができない状況となった場合も、原子炉隔離時冷却系SA蒸気止め弁を閉操作することで、高压代替注水系側への蒸気供給が可能な設計とする。また、電源喪失により、中央制御室から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及び高压代替注水系蒸気供給弁を現場で人力により操作することでポンプの起動が可能であり、第3.2-3図のタイムチャートに示すとおり、注水が要求されるタイミングまでに速やかに高压代替注水系の起動が可能な設計とする。なお、常設高压代替注水系ポンプ吸込ラインについても、遠隔操作にて容易に自主設備である復水貯蔵タンクの水を使用可能な設計とする。

(45-3-1～3, 45-4-1)

| | | 経過時間(分) | | | | | | | | | 備考 |
|-----------|----------------------|-------------------|---|---|---|---|----------------|---|---|---|----|
| | | 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | |
| 手順の項目 | 実施個所・必要人員数 | 8分 高压代替注水系による注水開始 | | | | | | | | | |
| 高压代替注水系起動 | 運転員A, B (中央制御室) 2 | | | | | | 系統構成, 起動, 注水開始 | | | | |

第3.2-2図 高压代替注水系のタイムチャート（中央制御室からの起動）*

| | | 経過時間(分) | | | | | | | | | 備考 |
|-----------|-----------------------------|---------------|----|----|----|------|----|----|----|----|------|
| | | 10 | 20 | 30 | 40 | 50 | 60 | 70 | 80 | 90 | |
| 手順の項目 | 実施個所・必要人員数 | 58分 高压代替注水系起動 | | | | | | | | | |
| 高压代替注水系起動 | 運転員A, B (中央制御室) 2 | 原子炉水位計接続 | | | | | | | | | |
| | 運転員C, D (現場) 2 | 移動 | | | | 系統構成 | | | | | |
| | | 移動 | | | | 系統構成 | | | | | |
| | 運転員E, 重大事故対応要員 (現場) 2 | 移動 | | | | 系統構成 | | | | | |
| | | | | | | | | | | | 起動開始 |

第3.2-3図 高压代替注水系のタイムチャート（現場起動）*

*：「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。

高压代替注水系は, 第3.2-5表に示すとおり, 通常待機時は高压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, 高压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い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 |
|-------------------|-------|---------------|--------|
| 高圧代替注水系注入弁 | 全閉⇒全開 | 中央制御室 | 操作スイッチ |
| | | 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 | 操作スイッチ |
| | | 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 | 操作スイッチ |
| | | 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 | 操作スイッチ |
| | | 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。

3.2.2.1.3.2 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。

高压代替注水系は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高压の状態であつて、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。常設高压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 $136\text{m}^3/\text{h}$ 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压代替注水系ポンプの揚程は、 $136\text{m}^3/\text{h}$ 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イ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イ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イ系の駆動源（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直流125V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蒸気供給弁は手動操作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イ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

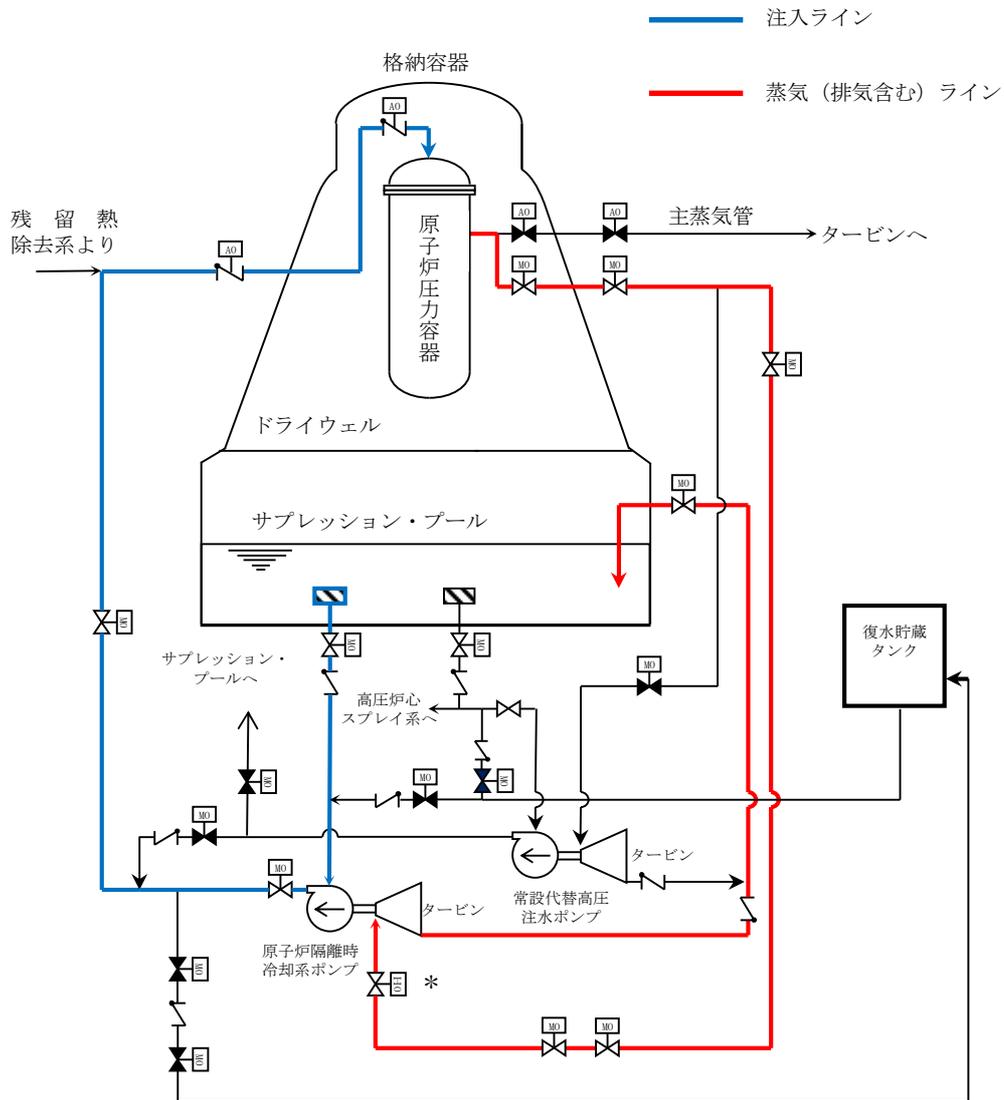
原子炉隔離時冷却系は、原子炉停止後、何らかの原因で給水が停止した場合等に、原子炉蒸気の一部を用いてタービン駆動ポンプを作動させ、サプレッション・プール又は自主対策設備である復水貯蔵タンクの水を原子炉に注水し水位を維持する。

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 (燃料補給設備含む) | 常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替交流電源設備用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 常設代替直流電源設備 緊急用直流125V蓄電池【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【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。

3.2.3.1.2 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熔融炉心を冷却するための設備

容 量 : 約142m³/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3,400m³

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信号又はドライウェル圧力高信号により自動起動する。水源としてはサブプレッション・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。

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

(設計基準拡張) 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} (燃料補給設備含む) | 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】 |
| | 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(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】 |

*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。

3.2.3.2.2 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（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。

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、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

(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として、以下の重大事故等対処設備（過渡時自動減圧機能）を設ける。

a. 過渡時自動減圧機能

自動減圧機能の故障等により原子炉の減圧機能が喪失した場合の常設重大事故防止対処設備として、過渡時自動減圧機能を使用する。

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、逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち 2 個を作動させる減圧自動化ロジックを設けることにより、原子炉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

その他、設計基準事故対処設備である非常用ディーゼル発電機を常設重大事故防止設備（設計基準拡張）として使用する。

自動減圧機能の故障等により原子炉の減圧機能が喪失した場合の常設重大事故防止対処設備として、過渡時自動減圧機能を使用する。

(2) サポート系故障時に用いる設備

a. 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復

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、所内常設直流電源設備が機能喪失した場合を想定した逃がし安全弁の機能回復のための可搬型重大事故防止設備及び可搬型重大事故緩和設備（常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復）として、常設代替直流電源設備の緊急用直流 125V 蓄電池を使用する。

逃がし安全弁（自動減圧機能）は、緊急用直流 125V 蓄電池より給電することで、機能を回復できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・緊急用直流 125V 蓄電池（10.2 代替電源設備）

b. 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復

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、所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備が機能喪失した場合を想定した逃がし安全弁の機能回復のための設備として、以下の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（自動減圧機能）の機能回復）を設ける。

所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備が喪失した場合を想定した逃がし安全弁の機能回復のための可搬型重大事故防止設備及び可搬型重大事故緩和設備（可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁

(自動減圧機能)の機能回復)として、可搬型代替直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する。

逃がし安全弁(自動減圧機能)は、可搬型代替低圧電源車より可搬型整流器を介して給電することで、機能を回復できる設計とする。

可搬型代替低圧電源車の燃料は、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。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・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)
- ・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)

c. 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能)の機能回復

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、所内常設直流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備の全てが機能喪失した場合を想定した逃がし安全弁の機能回復のための設備として、以下の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(自動減圧機能)の機能回復)を設ける。

所内常設直流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備の全てが機能喪失した場合を想定した逃がし安全弁の機能回復のための可搬型重大事故防止設備及び可搬型重大事故緩和設備(逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能)の機能回復)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)のうち2個の自動減圧機能用電磁弁へ給電することで、逃がし安全弁(自動

減圧機能)の機能を回復できる設計とする。

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

- d. 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復
- 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、不活性ガス系の機能喪失を想定した逃がし安全弁の機能回復のための可搬型重大事故防止設備及び可搬型重大事故緩和設備（高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復）として、高圧窒素ガスポンベを使用する。

高圧窒素ガスポンベは、高圧窒素ガス供給系（非常用）を介し、自動減圧機能用アキュムレータに窒素ガスを供給することで、逃がし安全弁（自動減圧機能）が有する原子炉の減圧機能を回復できる設計とする。

また、高圧窒素ガス供給系（非常用）は、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確実に作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。

- ・高圧窒素ガスポンベ

- (3) 炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱の防止に用いる設備

- a. 逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉の減圧

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、炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱を防止するための常設重大事故緩和設備（逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉の減圧）として、逃がし安全弁（自動減圧機能）を使用する。

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

(4) インターフェイスシステム L O C A 発生時に用いる設備

a. 逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉の減圧

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、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格納容器外への漏えい量を抑制するための常設重大事故防止設備（逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉の減圧）として、逃がし安全弁（自動減圧機能）を使用する。

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

b. 原子炉冷却材の漏えい量抑制

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、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格納容器外への漏えい量を抑制するための常設重大事故防止設備（設計基準拡張）

（逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉の減圧）として、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，高圧炉心スプレー系注入弁，低圧炉心スプレー系注入弁，原子炉隔離時冷却系注入弁を使用する。

注入弁は，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 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

- ・ 高圧炉心スプレイ系注入弁
- ・ 低圧炉心スプレイ系注入弁
- ・ 原子炉隔離時冷却系注入弁

逃がし安全弁（自動減圧機能）及び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。

非常用ディーゼル発電機，常設代替高圧電源装置，緊急用直流 125V 蓄電池，可搬型代替低圧電源車，可搬型整流器，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。

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。

過渡時自動減圧機能の論理回路は，自動減圧機能の論理回路とは分離するとともに，論理回路を 2 回路（A 系，B 系）で構成することで，多重化を図る。また，過渡時自動減圧機能及び自動減圧機能の論理回路の電源は，論理回路毎に A 系を電源区分Ⅰ，B 系を電源区分Ⅱとし，電源区分毎に別の制御盤に収納し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及び高圧窒素ガスポンペを使用する逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復において，逃がし安全弁（自動減圧機能）は，自動減圧機能用電磁弁の電源を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し、駆動用窒素ガスを高圧窒素ガス供給系（非常用）の高圧窒素ガスポンベから供給することで、自動減圧機能用アキュムレータ及び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。

高圧窒素ガス供給系（非常用）の高圧窒素ガスポンベは、自動減圧機能用アキュムレータが設置された格納容器内と異なる区画である原子炉建屋原子炉棟内に設置及び保管することで、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、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 125VA系蓄電池及び 125VB系蓄電池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。

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。

5.8.2.2 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）による原子炉の減圧に使用する逃がし安全弁（自動減圧機能）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。

過渡時自動減圧機能の論理回路は、自動減圧機能の論理回路とは分離することで、自動減圧機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

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作動用電磁弁制御信号は自動減圧機能と共有するが、自動減圧機能と隔離装置

を用いて信号を分離することで、自動減圧機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

自動減圧機能と過渡時自動減圧機能の論理回路の電源は、異なる配線用遮断器から供給することで、自動減圧機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

逃がし安全弁用蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復に使用する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された状態であること及び重大事故等時は重大事故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、逃がし安全弁用蓄電池は、設置場所においてベルトによって固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復に使用する高圧窒素ガスポンベは、常用の不活性ガス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弁が開となり、通常時の系統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。

インターフェイスシステム L O C A 発生時に、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉の減圧として使用する逃がし安全弁（自動減圧機能）及び原子炉冷却材の漏えい量抑制として使用する残留熱除去系 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，高圧炉心スプレイ系注入弁，低圧炉心スプレイ系注入弁，原子炉隔離時冷却系注入弁は，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。

5.8.2.3 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、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、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）の信号を使用する設計とする。また、逃がし安全弁（自動減圧機能）が作動すると原子炉冷却材が放出され、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運転の場合に作動する設計とする。尚、容量は炉心損傷に至らない台数を考慮した設計とする。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。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、24 時間の間、逃がし安全弁（自動減圧機能）1 個の駆動を可能とする容量を有するものを 2 個使用する。また、故障による待機除外時のバックアップ用として 1 個を保管する。

高圧窒素ガスボンベは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備であるアキュムレータが有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、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ガス供給量を有する設計とする。

高圧窒素ガスボンベは、必要な容量を賄うことができる個数として 1 セット 10 個（A 系統 5 個，B 系統 5 個）を高圧窒素ガス供給系（非常用）として設置することに加え、故障時及び保守点検時のバックアップとして予備 10 個を保管する。

炉心損傷時における高圧熔融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱を防止するために使用する逃がし安全弁（自動減圧機能）は、設計基準事故時の原子炉の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弁放出流量が、想定される重大事故等の収束に必要な弁放出流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。

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格納容器外への漏えい量を抑制するために使用する逃がし安全弁（自動減圧機能）は、設計基準事故時の原子炉の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弁放出流量が、想定される重大事故等の収束に必要な弁放出流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。

5.8.2.4 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当該建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

原子炉の減圧用の弁である逃がし安全弁（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格納容器内に設置し、常用の不活性ガス系からの窒素供給圧力が低下した場合に使用する高圧窒素ガスポンベ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。逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動操作は中央制御室で可能な設計とする。また、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 発生時に破損箇所の隔離に失敗する事故時に使用する設備であるため、インターフェイスシステム L O C A 発生時の環境影響を受けない格納容器内に設置し、破損箇所の隔離に失敗する事故時の影響を考慮した設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、中央制御室に設置し、想定される重大事故等時における中央制御室の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、中央制御室で操作可能な設計とする。

高圧窒素ガスポンベは、原子炉建屋原子炉棟内に設置及び保管するため、

重大事故等時における当該建屋内の環境条件を考慮した設計とする。高圧窒素ガスポンベは、放射線量が高くなるおそれの少ない原子炉建屋原子炉棟内に設置及び保管し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。高圧窒素ガスポンベの操作は設置場所で可能な設計とする。

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格納容器外への漏えい量を抑制するために使用する隔離弁は、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た設計とする。

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）の操作は、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スイッチ操作により操作可能な設計とする。

過渡時自動減圧機能は原子炉水位異常低下（レベル 1）の検出器を多重化し、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 論理にて自動的に信号を発信し現場における操作が不要な設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、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速やかに切り替えることのできる設計とする。また、車輪の設置により運搬が出来る設計とするとともに、設置場所にてベルトにより固定ができる設計と

する。接続は一般的に用いられる工具を用いて確実に接続ができる設計とする。

高圧窒素ガスポンベ及び高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復を行う系統は、常用の不活性ガス系からの窒素供給圧力が低下した場合に自動的に高圧ガスポンベ供給弁が開となり、高圧窒素ガスポンベの窒素ガスを自動減圧機能用アキュムレータに供給する設計とする。また、高圧窒素ガスポンベは、人力又はポンベ運搬台車による移動ができるとともに、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等により転倒防止対策が可能な設計とする。接続は一般的に用いられる工具を用いて確実に接続ができる設計とする。

インターフェイスシステム L O C A 発生時に用いる逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉の減圧を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。

インターフェイスシステム L O C A 時に用いる残留熱除去系 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、高圧炉心スプレイ系注入弁、低圧炉心スプレイ系注入弁、原子炉隔離時冷却系注入弁は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。

過渡時自動減圧機能は、機能・性能の確認が可能な設計とする。機能の確認としては、模擬入力による論理回路動作確認並びに性能の確認として模擬入力による校正及び設定値確認が可能な設計とする。

逃がし安全弁（自動減圧機能）による減圧に使用する逃がし安全弁（自動減圧機能）は、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により分解検査、機能・性能検査、弁作動確認及び外観検査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（自動減圧機能）の機能回復に使用する逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、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の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。

高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復に使用する高圧窒素ガス供給系（非常用）は、高圧窒素ガスポンベから窒素ガスを供給することで、系統の漏えい確認及び窒素ガス供給圧力の確認が可能な設計とする。また、高圧窒素ガス供給弁は、不活性ガス系の窒素ガス供給圧力が低下した場合に、自動的に開動作することを確認できる設計とする。なお、高圧窒素ガスポンベは規定圧力及び外観の確認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の主要仕様

(1) 逃がし安全弁

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

主要仕様については、「5.2 非常用炉心冷却系」に示す。

(2) 自動減圧機能用アキュムレータ

- ・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 0.25m³/個

(3) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池

- ・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 リチウムイオン電池

個 数 2 (予備 1)

容 量 2,400Wh

電 圧 125V

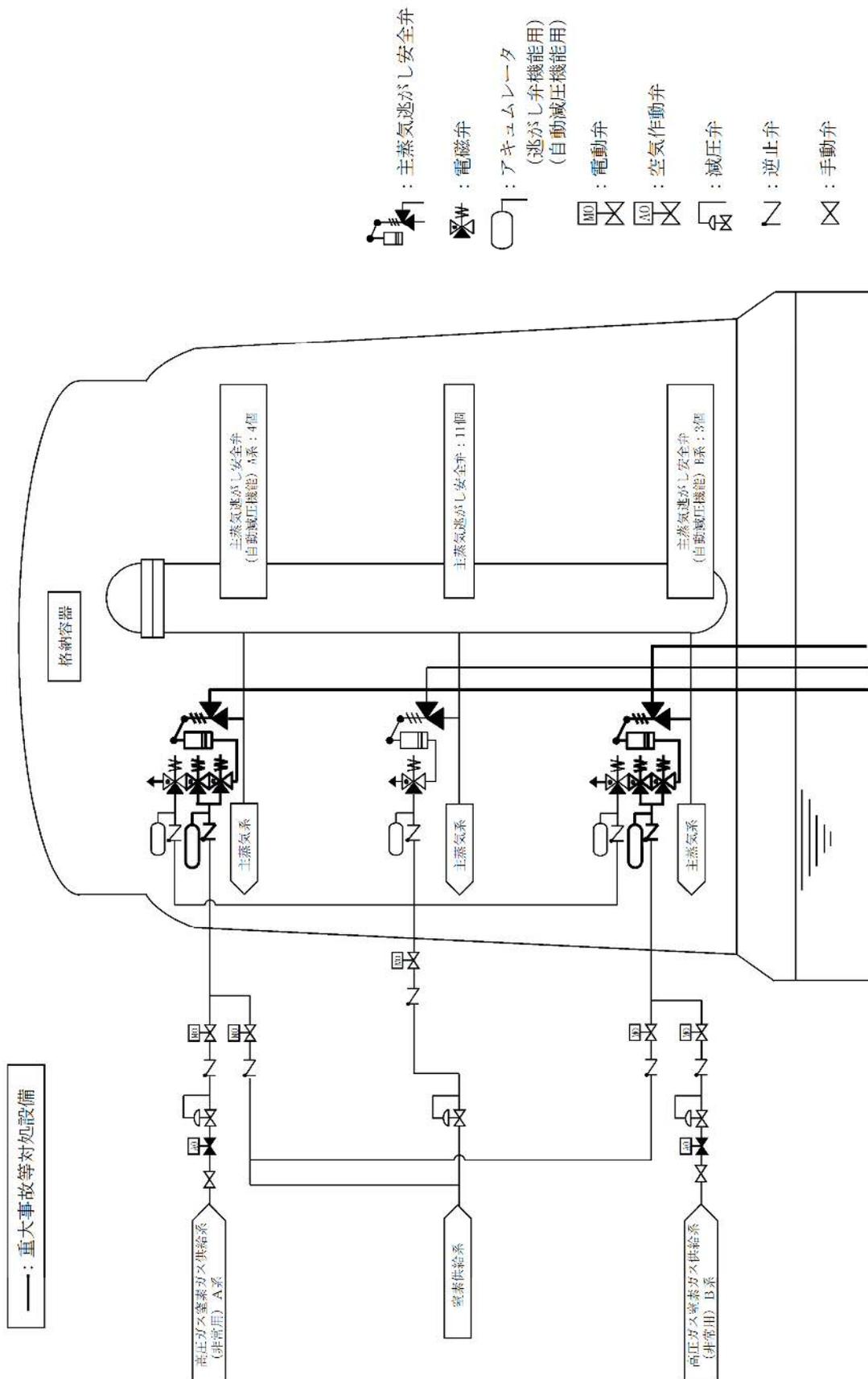
使用箇所 中央制御室

保管場所 中央制御室

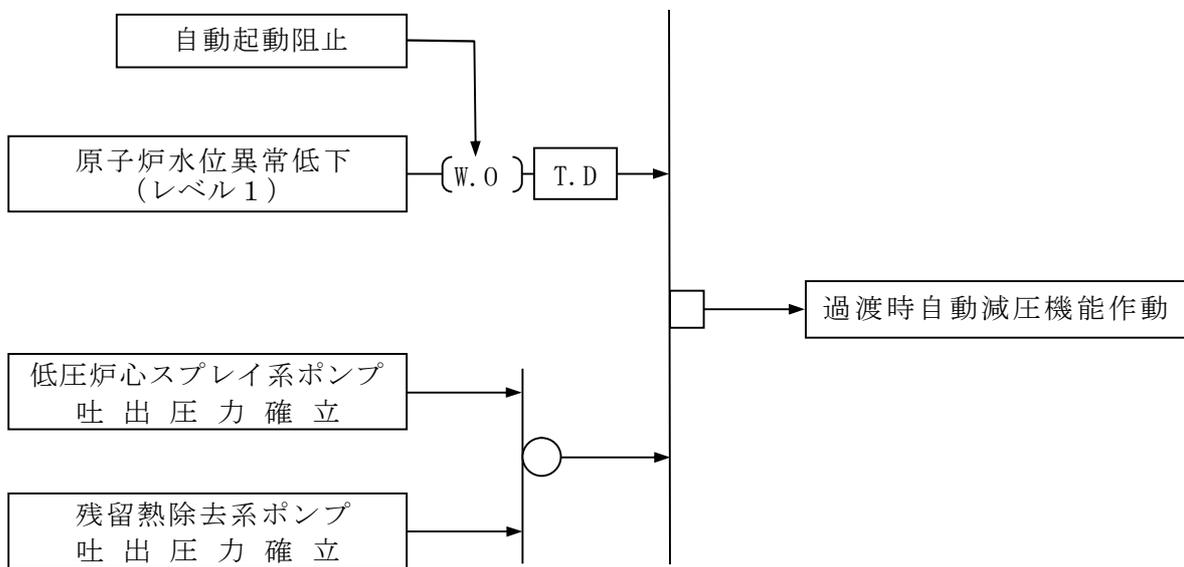
(4) 高圧窒素ガスボンベ

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

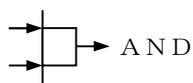
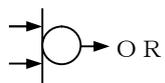
| | |
|---------|----------------|
| 個 数 | 10 (予備 10) |
| 容 量 | 約 47L/個 |
| 充 填 圧 力 | 約 15MPa [gage] |



第 5.8-1 図 逃がし安全弁に関する系統概要図



凡 例



(W.O) 信号阻止

T.D 時間遅れ

第 5.8-2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（過渡時自動減圧機能）系統概要図

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 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

重大事故等が発生し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*の逃がし安全弁を駆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）を、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧状態移行後の場合には2個の逃がし安全弁を駆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駆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（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））

逃がし安全弁の駆動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合は、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、駆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。

- (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（自動減圧機能）の駆動に必要な自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合は、高圧窒素ガス供給系（非常用）の窒素ガスポンベにより、逃がし安全弁（自動減圧機能）7個への窒素ガス供給が可能な設計とする。

- (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））

自動減圧機能用アキュムレータ及び高圧窒素ガス供給系（非常用）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（自動減圧機能）を確実に作動させることができるように、高圧窒素ガスポンベの供給圧力を設定する。

その他、設計基準対象施設であるが、想定される重大事故等時において、その機能を期待するため、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。

(5) インターフェイスシステムLOCA隔離弁

インターフェイスシステムLOCA隔離弁である、高圧炉心スプレイ系注入弁、原子炉隔離時冷却系注入弁、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、弁の手動操作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。

(6) 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）の駆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。

(7) 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）の駆動に必要な窒素ガスが、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。

(8) 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。

(9) 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。

(10) 逃がし安全弁機能回復（可搬型窒素供給装置（小型））

予備の高圧窒素ガスポンベによる窒素ガス供給圧力が低下した場合は、可搬型窒素供給装置（小型）を窒素ガス供給系（非常用）に接続し、自動減圧機能用アキュムレータに窒素ガスを供給することで、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ガス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。

(11) 代替逃がし安全弁駆動装置による減圧

代替逃がし安全弁駆動装置は、常設代替交流電源系統喪失時に逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）の開放が出来ない場合において、代替逃がし安全弁駆動装置用高圧窒素ガスポンベからの窒素ガスを、手動操作により逃がし安全弁（自動減圧機能なし11個のうち4個）に供給する。

代替逃がし安全弁駆動装置による逃がし安全弁の駆動は、電磁弁操作を必要とせず、排気ポートから直接逃がし安全弁駆動用アクチュエータに高圧窒素ガスを供給することで、逃がし安全弁を開操作することができる。代替逃がし安全弁駆動装置は、自動減圧機能用アキュムレータへの窒素ガス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。

重大事故等時においては、安全弁機能によって原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力上昇を抑制するとともに、高圧窒素ガス供給系（非常用）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、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。また、自動減圧機能用アキュムレータは、重大事故等時においてアクチュエータ作動に必要なとなる圧力を上回る窒素圧力を蓄えることで、確実に逃がし安全弁（自動減圧機能）が作動できる設計とする。なお、逃がし弁機能用アキュムレータ及び窒素供給系は設計基準対象施設であり、重大事故等が発生した際に機能を期待するものではない。

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）を手動開操作により原子炉を減圧することを対策とする。また、インターフェイスシステムLOCA発生時に、中央制御室からの遠隔操作による原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離ができない場合は、一時冷却材の漏えい抑制のため、逃がし安全弁（自動減圧機能）を手動開操作により原子炉を減圧することを対策とする。

逃がし安全弁に関する系統概要図を第3.3-1図に、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。

(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エ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。

また、上記機能とは別に、中央制御室からの遠隔操作により、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強制的に開放し、原子炉圧力を制御することができる。

(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。

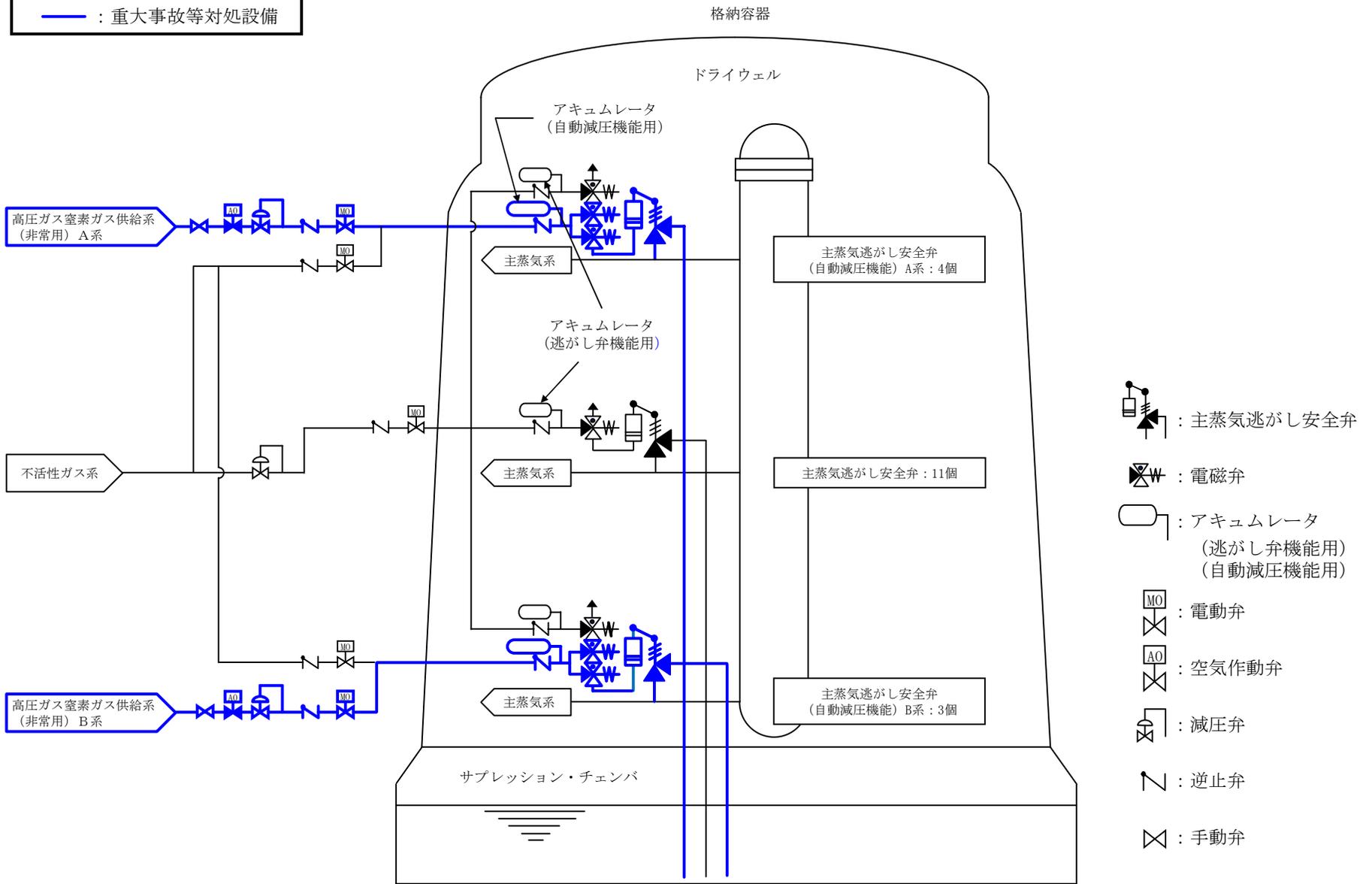
(5) 自動減圧機能用アキュムレータ

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**系及び高圧窒素ガス供給系（非常用）より窒素供給されており、重大事故等時においてアクチュエータ作

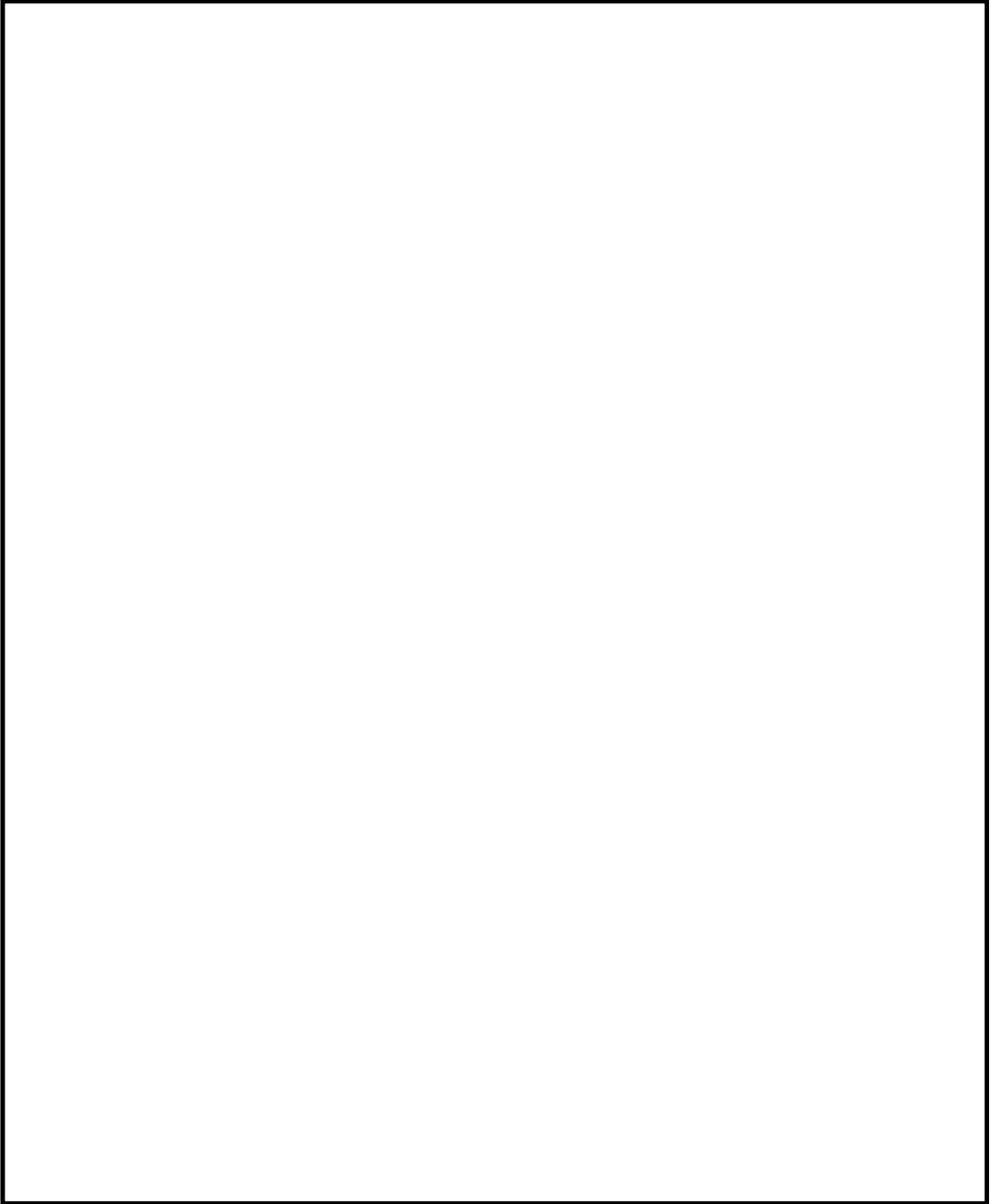
動に必要となる圧力を上回る窒素圧力を蓄えることができる設計とする。

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。

— : 重大事故等対処設備



第 3.3-1 図 逃がし安全弁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【常設】* ¹ 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* ² (燃料補給設備含む) | 所内常設直流電源設備 125V A系蓄電池【常設】 125V B系蓄電池【常設】 常設代替直流電源設備 緊急用直流125V蓄電池【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 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】 可搬設備用軽油タンク【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個の内，逃がし安全弁（自動減圧機能）は，以下のとおり。

B22-F013B, C, F, H, K, L, R 計7個

*2：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。

*3：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)

| 吹出し圧力 | 弁個数 | 容量/個 (吹出し圧力×1.03において) |
|---------------|-----|--------------------------|
| 7.79MPa[gage] | 2個 | 385.2t/h |
| 8.10MPa[gage] | 4個 | 400.5t/h |
| 8.17MPa[gage] | 4個 | 403.9t/h |
| 8.24MPa[gage] | 4個 | 407.2t/h |
| 8.31MPa[gage] | 4個 | 410.6t/h |

(逃がし弁機能) *1

| 吹出し圧力 | 弁個数 | 容量/個 (吹出し圧力において) |
|---------------|-----|---------------------|
| 7.37MPa[gage] | 2個 | 354.6t/h |
| 7.44MPa[gage] | 4個 | 357.8t/h |
| 7.51MPa[gage] | 4個 | 361.1t/h |
| 7.58MPa[gage] | 4個 | 364.3t/h |
| 7.65MPa[gage] | 4個 | 367.6t/h |

*1 : 設計基準対象施設としての機能

(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（自動減圧機能）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，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の環境条件を考慮し，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（自動減圧機能）を作動させることができるように，高圧窒素ガス供給系（非常用）の供給圧力を設定する。

(46-3-3, 6)

第3.3-2表 想定する環境条件

| 環境条件 | 対応 |
|-------------------|---|
| 温度，圧力，湿度，放射線 | 設置場所である格納容器内で想定される温度，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）。 |
| 風（台風），竜巻，積雪，火山の影響 | 格納容器内に設置するため，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等が発生した場合において，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スイッチ操作により操作

可能な設計とする。なお、逃がし安全弁（安全弁機能）は、アクチュエータの動作による強制開放を必要としない操作不要な設計とする。

操作場所である中央制御室内は、十分な操作空間を確保し、操作対象機器である逃がし安全弁（自動減圧機能）は、中央制御室操作盤に機器識別のための銘板を取り付け、容易に識別が可能とする。

また、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。

以下の第3.3-3表に操作対象機器を示す。

(46-3-3)

第3.3-3表 操作対象機器リスト

| 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、弁作動確認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・性能検査のうち自動減圧系機能検査として、自動減圧系を作動させ、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。

弁動作確認として、中央制御室からの遠隔操作により逃がし安全弁を動作させ、弁の開閉状態の確認が可能な設計とする。

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 | 安全弁機能による吹出し圧力確認 安全弁機能による作動確認 弁座からの漏えい量確認 自動減圧機能による作動確認 |
| | 弁動作確認 | 遠隔操作による弁開閉状態の確認 |
| | 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、高圧窒素ガスボンベから窒素ガスを供給することで、アキュムレータの漏えい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。

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 |

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。

(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（自動減圧機能）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として使用するための切り替えが不要であり、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用可能な設計とする。

(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（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（自動減圧機能）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。

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、高圧窒素ガス供給系（非常用）の窒素ガスポンベにより逃がし安全弁（自動減圧機能）7個への窒素ガス供給が可能であり、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（自動減圧機能）は、十分な吹出能力を有する容量とし、計基準事対象施設の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設の容量等と同仕様の設計とする。

また、自動減圧機能用アキュムレータは、逃がし安全弁の開動作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、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設の容量等と同仕様の設計とする。

(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（自動減圧機能）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（自動減圧機能）及び自動減圧機能用アキュムレータは，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，逃がし安全弁は逃がし弁機能と自動減圧機能の異なる2種類の開操作機能があり，逃がし弁機能と自動減圧機能には独立した複数の駆動用窒素供給源，駆動電源を確保することで，可能な限り多様性を持った設計とする。

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

| 項目 | 重大事故等対処設備 (設計基準事故対処設備としての安全機能を兼ねる) | | | | |
|--------------|---------------------------------------|---------------------|----------------------|---------------------|-------------------|
| | 逃がし安全弁 (安全弁機能) | 逃がし安全弁* (自動減圧機能) | | | |
| 駆動用窒素 供給源 | — | 自動減圧機能用アキュムレータ | | | |
| | — | 格納容器内 | | | |
| 駆動用電源 | — | 所内常設直流電 源設備(蓄電池) | 可搬型代替交流電 源設備(電源車) | 常設代替直流電 源設備(蓄電池) | 逃がし安全弁用 可搬型蓄電池 |
| | — | 原子炉建屋 付属棟 | 屋外 | 原子炉建屋 付属棟 | 中央制御室 |
| 操作系 | — | 手動操作 | 手動操作 | 手動操作 | 手動操作 |
| | — | 中央制御室 | 中央制御室 | 中央制御室 | 中央制御室 |

*：逃がし安全弁（自動減圧機能）は、以下のとおり。

B22-F013B, C, F, H, K, L, R 計7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イ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イ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イ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。

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

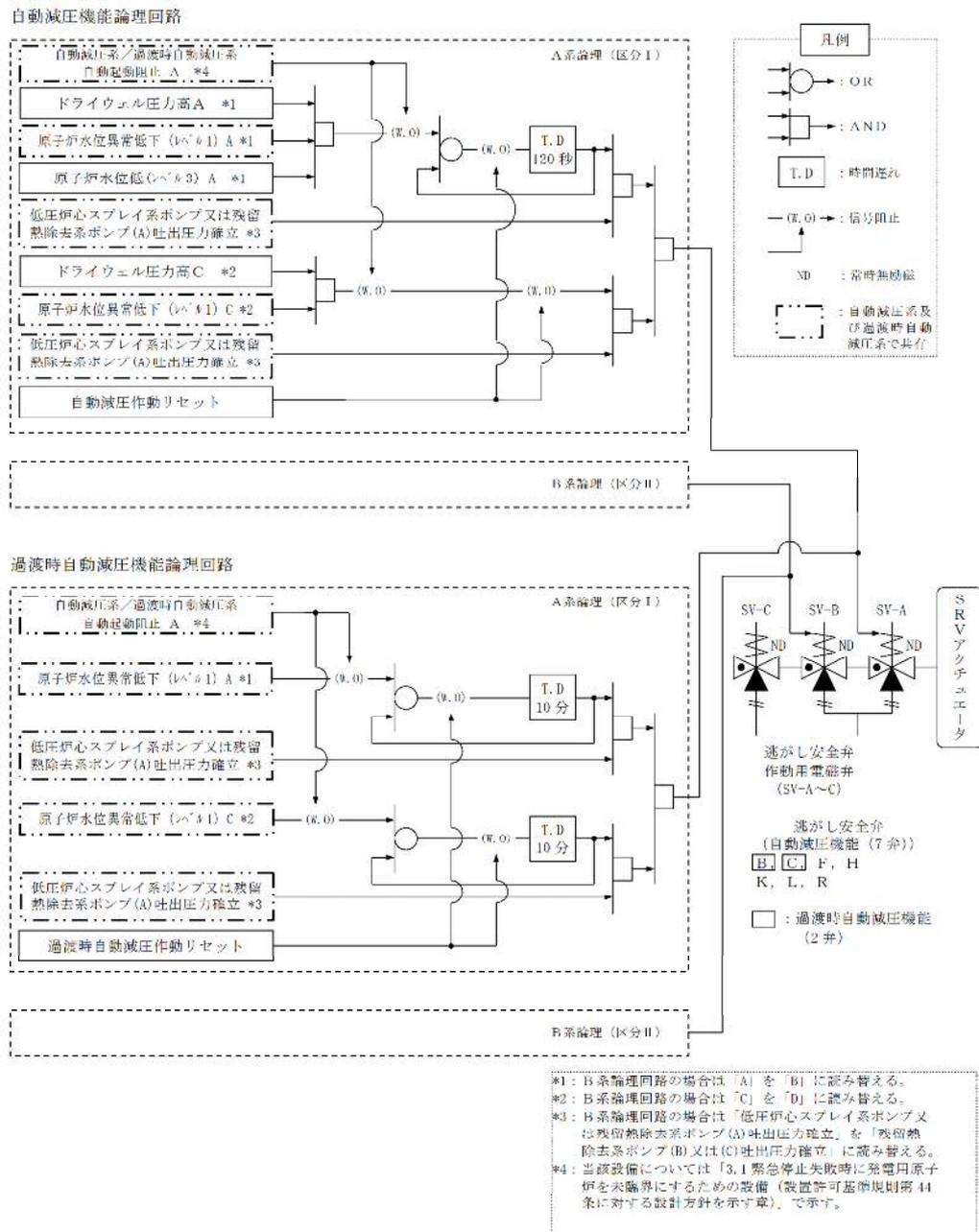
| 設備区分 | | 設備名 |
|------|----------------------------------|---|
| 主要設備 | | 過渡時自動減圧機能【常設】 |
| 関連設備 | 付属設備 | — |
| | 水源 | — |
| | 流路 | — |
| | 注水先 | — |
| | 電源設備* ¹ (燃料補給設備含む) | 非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機【常設】 燃料移送ポンプ【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 燃料デイトank【常設】 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】 |
| | 計装設備* ² | 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力(SA)【常設】 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】 サブレーション・プール水位【常設】 サブレーション・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】 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 |
|-------------------|---|
| 温度，圧力，湿度，放射線 | 設置場所である中央制御室，原子炉建屋付属棟及び原子建屋原子炉棟で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。 |
| 屋外の天候による影響 | 屋外に設置する設備ではないため，天候による影響は受けない。 |
| 海水を通水する系統への影響 | 海水を通水することはない。 |
| 地震 | 適切な地震荷重との組合せを踏まえ，機器の損傷等の影響を考慮した設計とする。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。） |
| 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、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イ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、現場における操作が不要な設計とする。

(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。機能・性能検査として模擬入力による論理回路動作確認が可能な設計とする。また、模擬入力による校正及び設定値確認、タイマーの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。

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、自動減圧機能とは別の制御盤に収納することで、自動減圧機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

検出器（原子炉水位異常低下（レベル1）、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力確立、又は残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立）信号について共有しているが、自動減圧機能と隔離装置を用いて電氣的に分離し、自動減圧機能への悪影響を及ぼさない設計とする。また、論理回路からの作動用電磁弁制御信号についても共用しているが、自動減圧機能と隔離装置を用いて電氣的に分離し、自動減圧機能への悪影響を及ぼさない設計とする。

過渡時自動減圧機能の論理回路の電源は、異なる配線用遮断器から供給し、遮断器又はヒューズ“切”により、電氣的に分離をすることで、自動減圧機能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、炉心の著しい損傷を防止するためのシステムであり、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するとともに、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。なお、逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動は格納容器へ原子炉の主蒸気を排出することになるため冷却材の放出となり、その補給に残留熱除去系又は低圧炉心スプレイ系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している場合に、当該機器動作のための減圧として逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）2個を作動させる過渡時自動減圧機能論理回路を設ける設計とする。尚、容量は炉心損傷に至らない台数を考慮した設計とする。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、自動減圧機能と共通要因によって同時に機能が損なわれないよう、自動減圧機能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。

また、過渡時自動減圧機能の論理回路の電源は、異なる配線用遮断器から供給し、遮断器又はヒューズ“切”により、電氣的に分離をすることで、自動減圧機能と同時に機能が損なわれない設計とする。

(46-11-2～8)

3.3.2.3 逃がし安全弁機能回復（可搬型代替直流電源供給）

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交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。

可搬型代替交流電源設備（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）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。

また、常設直流電源が喪失し可搬型交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個の駆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（可搬型代替直流電源設備）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 | | 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【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】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 可搬型蓄電池 逃がし安全弁用可搬型蓄電池【可搬】 |
| 関連設備 | 付属設備 | — |
| | 水源 | — |
| | 流路 | — |
| | 注水先 | — |
| | 電源設備*1 | — |
| | 計装設備 | — |

*1：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。

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

(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

なお、上記(2)～(5)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 |
|-------------------|--|
| 温度，圧力，湿度，放射線 | 保管場所である中央制御室で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。 |
| 屋外の天候による影響 | 屋外に設置する設備ではないため，天候による影響は受けない。 |
| 海水を通水する系統への影響 | 海水を通水することはない。 |
| 地震 | 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。 |
| 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、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で固定すること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、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の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。

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 |

(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速やかに切り替えることのできる設計とする。

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 | 可搬型計測器校検 | | | | | | | | |
| | | | | | | | 可搬型蓄電池、ケーブル接続 | | | | |
| | | | | | | | 減圧開始操作 | | | | |
| | | | | | | | 減圧確認 | | | | |

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。

(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 A系蓄電池及び125V B系蓄電池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。

(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，24時間にわたり逃がし安全弁1個を連続開可能な容量を有するものを2セット（2個）用意する。保有数は2セット（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，故障時による待機除外時のバックアップ用として1セット（1個）を保管する設計とする。

(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、接続規格を統一することにより、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、常設S A設備の125V A系蓄電池、125V B系蓄電池と位置的分散を図り保管及び設置する設計とする。

(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。

また、逃がし安全弁用可搬型蓄電池は可搬設備であるが、125VA系蓄電池及び125VB系蓄電池は常設設備のため、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 A系蓄電池【常設】 125V B系蓄電池【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 A系蓄電池【常設】 125V B系蓄電池【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 A系蓄電池【常設】 原子炉建屋付属棟中1階 125V B系蓄電池【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

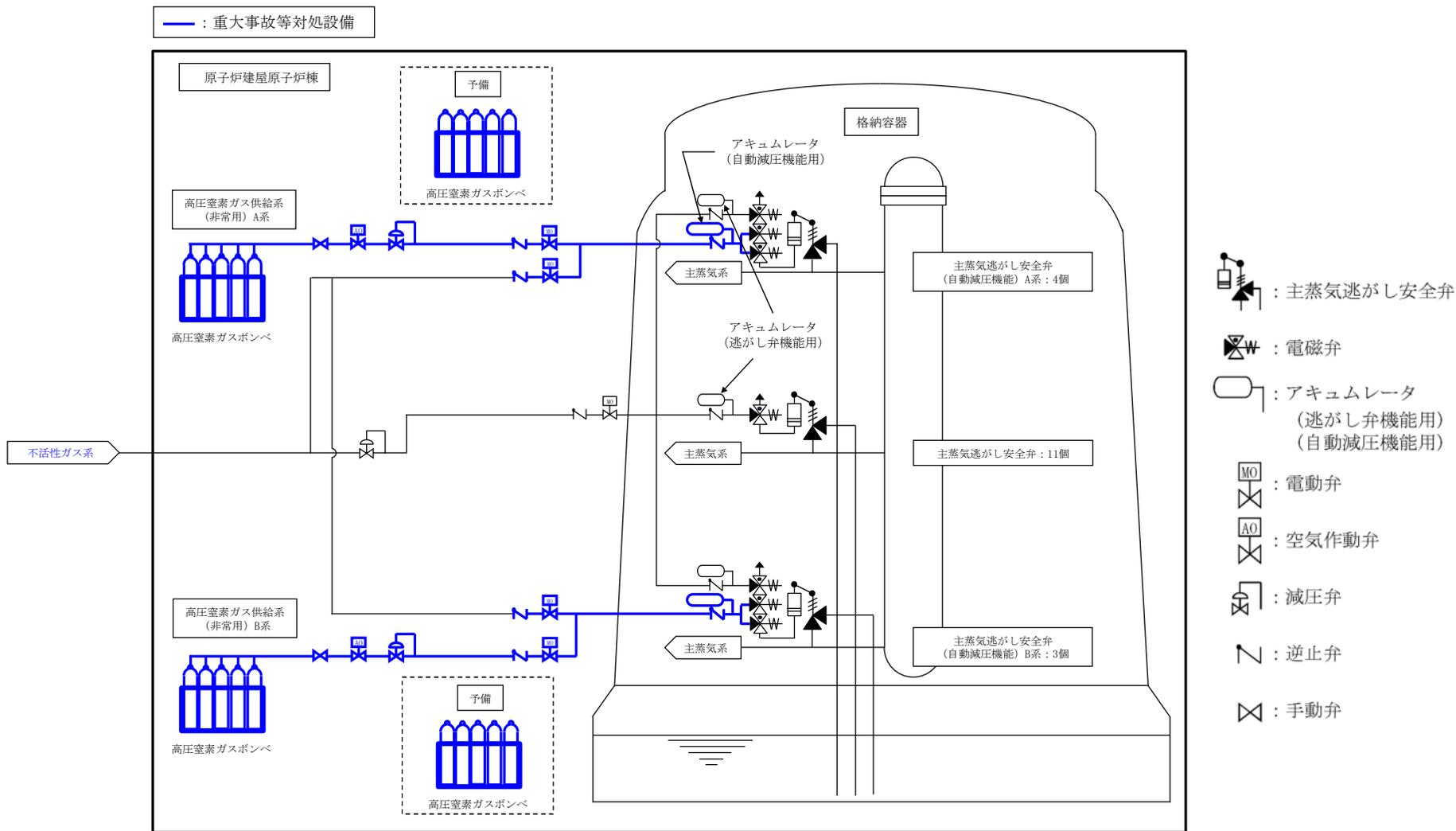
逃がし安全弁（自動減圧機能）7個の駆動に必要な，自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合に備え，高圧窒素ガス供給系（非常用）を設ける。

本系統は，逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧機能用アキュムレータに対して窒素ガスを供給するものであり，高圧窒素ガスポンベ，高圧窒素ガス供給系（非常用）配管・弁等で構成する。

高圧窒素ガス供給系（非常用）は，常用の不活性ガス系からの窒素供給圧力が低下した場合に自動的に高圧ガスポンベ供給弁が開となり，高圧窒素ガスポンベの窒素ガスを自動減圧機能用アキュムレータに供給する。なお，高圧窒素ガスポンベの圧力が低下した場合は，現場操作により高圧窒素ガスポンベの交換を実施する。

高圧窒素ガス供給系（非常用）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。

高圧窒素ガス供給系（非常用）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 高圧窒素ガス供給系 (非常用) 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 | | 高圧窒素ガスポンベ【可搬】 |
| 関連設備 | 付属設備 | — |
| | 水源 | — |
| | 流路 | 高圧窒素ガス供給系（非常用）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 | — |

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) 高圧窒素ガスポンベ

- 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。

高圧窒素ガスポンベは，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時における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し，第3.3-18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 |
|-------------------|--|
| 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）。 |
| 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。

高圧窒素ガス供給系（非常用）は，常用の不活性ガス系からの窒素供給圧力が低下した場合に自動的に高圧ガスポンベ供給弁が開となり，

高圧窒素ガスポンベの窒素ガスを自動減圧機能用アキュムレータに供給するため、高圧窒素ガスポンベの圧力が低下した場合に現場操作によるポンベ交換作業を実施する。

高圧窒素ガスポンベの交換作業は、想定される重大事故等が発生した場合において、原子炉建屋原子炉棟の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上、原子炉建屋原子炉棟にて作業可能な設計とする。

高圧窒素ガスポンベの交換を行う作業場所は、十分な作業空間を確保する。

高圧窒素ガスポンベの交換操作は、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（ポンベコック操作用））を用いて、確実に作業ができる設計とし、操作用工具は、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することとする。

また、高圧窒素ガスポンベの高圧窒素ガス供給系（非常用）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。

高圧窒素ガスポンベは、人力又はポンベ運搬台車による移動ができるとともに、必要により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による固縛等により転倒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 | 予備品と交換 | 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。

高圧窒素ガス供給系（非常用）は、第3.3-20表に示すように停止中に機能・性能検査，運転中に高圧窒素ガスポンベの外観検査が可能とし，機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

また，高圧窒素ガスポンベは，規定圧力の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

第3.3-20表 高圧窒素ガス供給系（非常用）の試験・検査

| 原子炉の状態 | 項目 | 内容 |
|--------|---------|---|
| 停止中 | 機能・性能検査 | 系統の漏えい確認 高圧窒素ガスの供給圧力確認 高圧窒素ガス供給弁の動作確認 高圧窒素ガスポンベの外観確認 |
| 運転中 | 外観検査 | 高圧窒素ガスポンベの外観確認 高圧窒素ガスの供給圧力確認 |

高压窒素ガス供給系（非常用）は、停止中に行う機能・性能検査として、高压窒素ガスボンベから高压窒素ガスを供給することで、高压窒素ガス供給系（非常用）の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、自動減圧機能用アキュムレータの圧力が低下した場合に、高压ガスボンベ供給弁が自動的に開動作することを確認できる設計とする。なお、高压窒素ガスボンベは、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。

高压窒素ガスボンベは、運転中に行う外観検査として、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えるとともに、高压窒素ガス供給系（非常用）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。

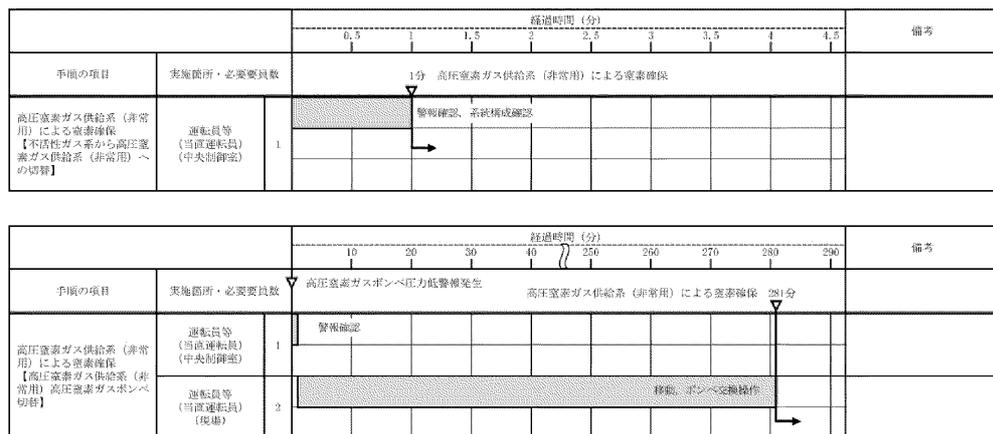
(ii) 適合性

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。

高圧窒素ガス供給系（非常用）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、高圧窒素ガス供給系（非常用）の使用に当たり切り替えせずに使用できる設計とする。

高圧窒素ガスポンベの交換は、交換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、高圧窒素ガスポンベ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 高圧窒素ガス供給系（非常用）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。

高圧窒素ガス供給系（非常用）は，自動減圧機能用アキュムレータの圧力が低下した場合に，自動的に高圧ガスボンベ供給弁が開となり，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。

高圧窒素ガス供給系（非常用）は，高圧ガスボンベ供給弁が開となり，自動減圧機能用アキュムレータに窒素が供給されていることを中

中央制御室から確認可能な設計とする。また、原子炉建屋原子炉棟において、高圧窒素ガス供給系（非常用）の圧力指示計により、自動減圧機能用アキュムレータへの供給圧力が規定圧力以上であることを確認可能な設計とする。

高圧窒素ガスポンベの交換に伴う弁操作は、線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない原子炉建屋原子炉棟内の設置場所で操作可能な設計とする。

(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。

高圧窒素ガス供給系（非常用）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であるアキュムレータが有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、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ガス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ガスポンベの個数は、必要となる容量を有する個数の1セットに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを1セット確保することで基準に適合させる。

(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。

高圧窒素ガスポンベは、高圧窒素ガス供給系（非常用）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、操作用工具は、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することとする。

(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。

高圧窒素ガスポンベは，原子炉建屋の外から水又は電気を供給する設備ではなく，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。

高圧窒素ガスポンベは，線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない原子炉建屋原子炉棟内の設置場所で，想定される重大事故等が発生した場合においても，高圧窒素ガスポンベの予備品との交換，及び常設接続口との接続が可能な設計とする。

(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。

高圧窒素ガスボンベ及び予備の高圧窒素ガスボンベは，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可能な限り位置的分散を図り，複数箇所に保管する。

(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。

高圧窒素ガスボンベの運搬経路は、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原子炉建屋原子炉棟内に確保する。

なお、溢水等に対しては、アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具を着用することとし、運用については、「技術的能力説明資料1.0重大事故等対策における共通事項」に、火災防護については、「2.2火災による損傷の防止（設置許可基準規則第41条に対する設計方針を示す章）」に示す。

(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。

高圧窒素ガスポンベは，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多重化された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，可能な限り設計基準事故対処設備であるアキュムレータと多様性又は多重性，位置的分散を図る設計とする。

高圧窒素ガスポンベの多様性又は多重性，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 |
|----------|--------------------|--------------------|
| | アキュムレータ | 高圧窒素ガスポンベ |
| 減圧用の弁 | 逃がし安全弁 | 逃がし安全弁 (自動減圧機能) |
| | 18個 | 7個* |
| | 格納容器内 | |
| 駆動用窒素供給源 | 自動減圧機能用 アキュムレータ | 高圧窒素ガスポンベ |
| | 7個 | 10個 (予備10個) |
| | 逃がし弁機能用 アキュムレータ | — |
| | 18個 | — |
| | 格納容器内 | |
| | 原子炉建屋原子炉棟内 | |

* : 設計基準事故対処設備である逃がし安全弁18個のうち，重大事故等対処設備として逃がし安全弁 (自動減圧機能) 7個を兼用するが，多重化することにより同時に機能を損なうことを防止する。

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

インターフェイスシステムLOCA隔離弁である、高圧炉心スプレイ系注入弁、原子炉隔離時冷却系注入弁、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。

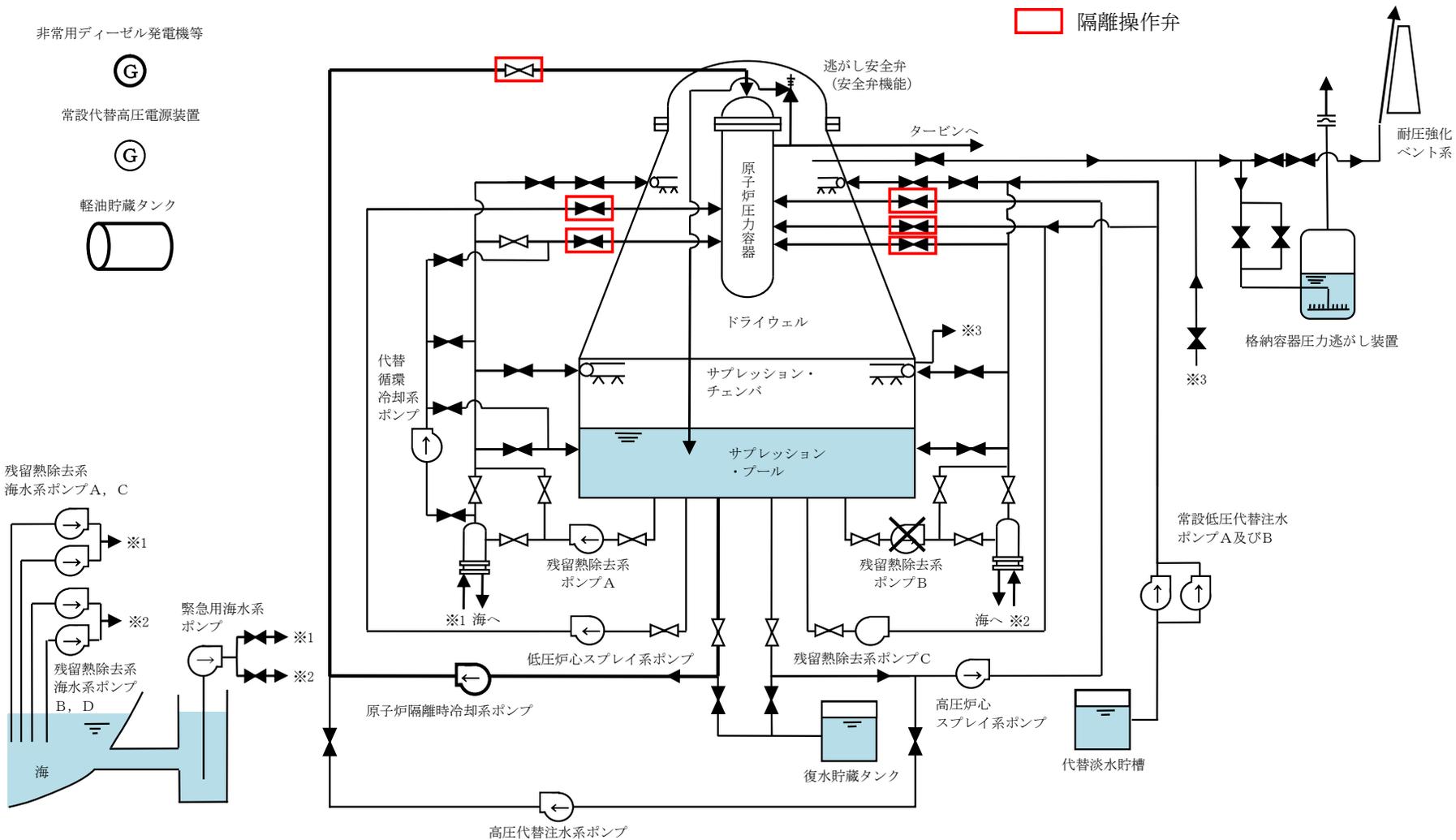
インターフェイスシステムLOCAは、隔離弁の隔離失敗により低圧設計部分が異常に加圧されることで発生するが、逃がし安全弁による原子炉減圧により原子炉冷却材漏えいの抑制を継続し、現場操作による隔離弁の全閉操作を実施することで、破断が発生した系統を隔離する設計とする。

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3.3-7図に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を第3.3-22表に示す。

本系統は設計基準対象施設であるが、想定される重大事故等時においてその機能を期待するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

第3.3-7 図 インターフェイスシステムLOCA隔離弁 系統概要図



3.3-77

第3.3-22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*1 | 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】 ドライウェル雰囲気温度【常設】 ドライウェル圧力【常設】 |

*1：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。

3.3.3.1.2 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

3.3.3.1.3 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隔離弁については、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3.3-23表に示す設計とする。

第3.3-23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）。 |
| 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，インターフェイスシステムLOCA隔離弁は，設置場所である原子炉建屋原子炉棟内にて手動で操作可能な設計であり，放射線量が高くなるおそれが少ない取付箇所とすることで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。

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，発電用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原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、原子炉の冷却に必要な重大事故防止設備を設置及び保管する。

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健全であれば重大事故防止設備として使用する。

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 5.9-9 図に示す。

5.9.2 設計方針

(1) 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格納容器の破損を防止するための設備として、可搬型重大事故防止設備（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、常設重大事故防止設備（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等により、原子炉の冷却機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備（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）を介して原子炉圧力容器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。

- ・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）

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より受電できる設計とする。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

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可搬型重大事故防止設備（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、低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（C）を介して原子炉圧力容器へ注水できる設計とする。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。

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よりタンクローリを用いて補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。

- ・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。

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用海水ポンプピット）から，可搬型代替注水大型ポンプを用いて補給可能な設計とする。系統の詳細については，「9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備」に示す。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 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

全交流動力電源喪失等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，サプレッション・プール，残留熱除去系海水ポンプ又は緊急用海水ポンプを使用する。

サプレッション・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プレッション・プール水を冷却し，原子炉圧力容器へ注水できる設計とする。

残留熱除去系（低圧注水系）に使用する残留熱除去系熱交換器の冷却水は，残留熱除去系海水系の残留熱除去系海水ポンプ又は緊急用海水ポンプにより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
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・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)
- ・残留熱除去系海水ポンプ
- ・緊急用海水ポンプ
- ・常設代替高圧電源装置 (10.2 代替電源設備)

その他、緊急用海水ポンプの流路として非常用取水設備のS A用海水ピット取水塔、海水引込み管及びS A用海水ピットを、残留熱除去系海水ポンプの流路として非常用取水設備の貯留堰及び取水路を使用する。

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

(b) 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

全交流動力電源喪失等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、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 (9.12 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備)

- ・ 残留熱除去系海水ポンプ
- ・ 緊急用海水ポンプ
- ・ 常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）

その他、緊急用海水ポンプの流路として非常用取水設備のS A用海水ピット取水塔、海水引込み管及びS A用海水ピットを使用し、残留熱除去系海水ポンプの流路として非常用取水設備の貯留堰及び取水路を使用する。

設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器は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、溶融炉心を冷却し格納容器の破損を防止するための設備として、以下の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及び低圧代替注水系（可搬型）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(1) 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

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(1) 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）及び緊急用海水ポンプ又は残留熱除去系海水ポンプを使用する。

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（A）の残留熱除去系熱交換器（A）を介してサブプレッション・プール水を原子炉圧力容器へ注水することにより，残存溶融炉心を冷却できる設計とする。

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より受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）
- ・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
- ・緊急用海水ポンプ
- ・常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）

代替循環冷却系の流路として，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（A）を重大事故等対処設備として使用することから，流路

として設計する。その他、緊急用海水ポンプの流路として非常用取水設備のS A用海水ピット取水塔、海水引込み管及びS A用海水ピットを使用し、残留熱除去系海水ポンプの流路として貯留堰及び取水路を使用する。

設計基準事故対処設備である原子炉压力容器は重大事故等対処設備として使用する。

代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却のための設備の系統概要図を第5.9-6図に示す。

d. 設計基準事故対処設備による原子炉注水

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格納容器の破損を防止するための設備として、以下の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

原子炉冷却材喪失事故時において、残留熱除去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（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、サブプレッション・プール及び残留熱除去系海水ポンプを使用する。

サブプレッション・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、サブプレッション・プール水を冷却し、原子炉压力容器へ注水できる設計とする。

残留熱除去系（低圧注水系）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より供給できる

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
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・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

その他、非常用取水設備の貯留堰、取水路を使用し、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) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水

原子炉冷却材喪失事故時において、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圧力容器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

その他、残留熱除去系海水ポンプの流路として非常用取水設備の貯留堰、取水路を使用し、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。残留熱除去系海水ポンプからの海水は、低圧炉心スプレイ系ポンプの冷却用海水として使用する。

(2) 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格納容器の破損を防止するため、以下の可搬型重大事故防止設備（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、常設重大事故防止設備（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常設重大事故防止設備（低圧代替注水系（常設）による原子炉注水）は、「5.9.2 (1) 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

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可搬型重大事故防止設備（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水）は、「5.9.2 (1)

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。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 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

原子炉運転停止中において、全交流動力電源喪失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及び残留熱除去系海水ポンプを使用する。

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受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より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
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ
- ・ 常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）

その他、残留熱除去系海水ポンプの流路として非常用取水設備の貯留堰、取水路を使用し、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。

c. 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以下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）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及び残留熱除去系海水ポンプを使用する。

残留熱除去系ポンプは，残留熱除去系熱交換器を介して，原子炉压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。

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
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・残留熱除去系海水ポンプ

その他，残留熱除去系海水ポンプの流路として非常用取水設備の貯留堰，取水路を使用し，設計基準事故対処設備である原子炉压力容器を重大事故等対処設備として使用する。

「5.9.2 (1) d. (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，サプレッション・プール及び残留熱除去系海水ポンプ並びに「5.9.2 (1) d. (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及びサプレッション・プール並びに「5.9.2 (2) c. (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，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。原子炉压力容器については、「5.1 原子炉压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した原子炉压力容器への注水は、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より給電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した原子炉压力容器への注水に対し、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した原子炉压力容器への注水に対し、多様性を有し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格納容器内のサプレッション・プールに対し、多様性を有し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压力容器への注水配管は、代替淡水貯槽から残留熱除去系（C）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独立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した原子炉压力容器への注水は、可搬型代替注水大型ポンプをディーゼルエンジン駆動とすることで、電動の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプに対して、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イ系ポンプを使用した原子炉压力容器への注水に対して、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、原子炉建屋東側（屋外）及び西側（屋外）に距離をとって1箇所ずつ設置し、合計2箇所設置することで、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を使用した原子炉压力容器への注水配管は、代替淡水貯槽から残留熱除去系（C）配管及び低圧炉心スプレイ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イ系ポンプを使用する系統に対して独立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により給電する残留熱除去系ポンプを使用した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からの海水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、残留熱除去系が

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）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独立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により給電する残留熱除去系海水ポンプに対して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、屋外の残留熱除去系海水ポンプと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、弁操作等によって設計基準事故対処設備として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、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、通常待機時に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。

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。また、設置場所において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。また、可搬型代替注水大型ポンプは、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。

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、弁操作等によって、設計基準事故対処設備として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、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バックアップ用として 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。

低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水として使用する代替淡水貯槽は、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び格納容

器の破損を防止するために必要な原子炉注水量に対し、淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とする。

残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系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、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 1 個の運転により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常設低圧代替注水系格納槽内の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。操作は設置場所で可能な設計とする。

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屋外の環

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。代替循環冷却系ポンプは中央制御室から操作可能な設計とする。

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、想定される重大事故等時における緊急用海水ポンプピット内の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した低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を行う系統は、重大事故等が発生した場合に弁操作等により速やかに運転できる設計とする。常設低圧代替注水系ポンプは、中央制御室から操作可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも速やかに運転操作できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは車両として移動可能な設計とするとともに、車両転倒防止装置又は車載の輪止めにより設置場所にて固定できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプと原子炉建屋東側接続口、西側接続口、高所東側接続口、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、付属スイッチにより現場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ブプレッション・プールを使用した残留熱除去系（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使用できる設計とする。残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは、中央制御室から操作可能な設計とする。

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した残留熱除去系（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使用できる設計とする。残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは、中央制御室から操作可能な設計とする。

低圧炉心スプレイ系ポンプ及びサブプレッション・プールを使用した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、中央制御室から操作可能な設計とする。

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・プールを使用した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，重大事故等が発生した場合でも通常待機時の状態から弁操作等にて速やかに切替え可能な設計とする。代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは，中央制御室から操作可能な設計とする。

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表に示す。

5.9.4 試験及び検査

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及び代替淡水貯槽は、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、分解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、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、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、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、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、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、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、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、分解が可能な設計とする。

第 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の主要仕様

(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 |

(2) 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

| | |
|-----|----------------------------|
| 型 式 | うず巻形 |
| 個 数 | 4 (予備 2) |
| 容 量 | 約 1,320m ³ /h/個 |
| 揚 程 | 約 140m |

(3) 残留熱除去系ポンプ

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
- ・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

主要仕様については、「5.4 残留熱除去系」に示す。

(4) 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。

- ・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

主要仕様については、「5.2 非常用炉心冷却系」に示す。

(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。

- ・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

主要仕様については、「5.4 残留熱除去系」に示す。

(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 200m ³ /h |
| 全 揚 程 | 約 200m |

(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 |

(8) 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 |

(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

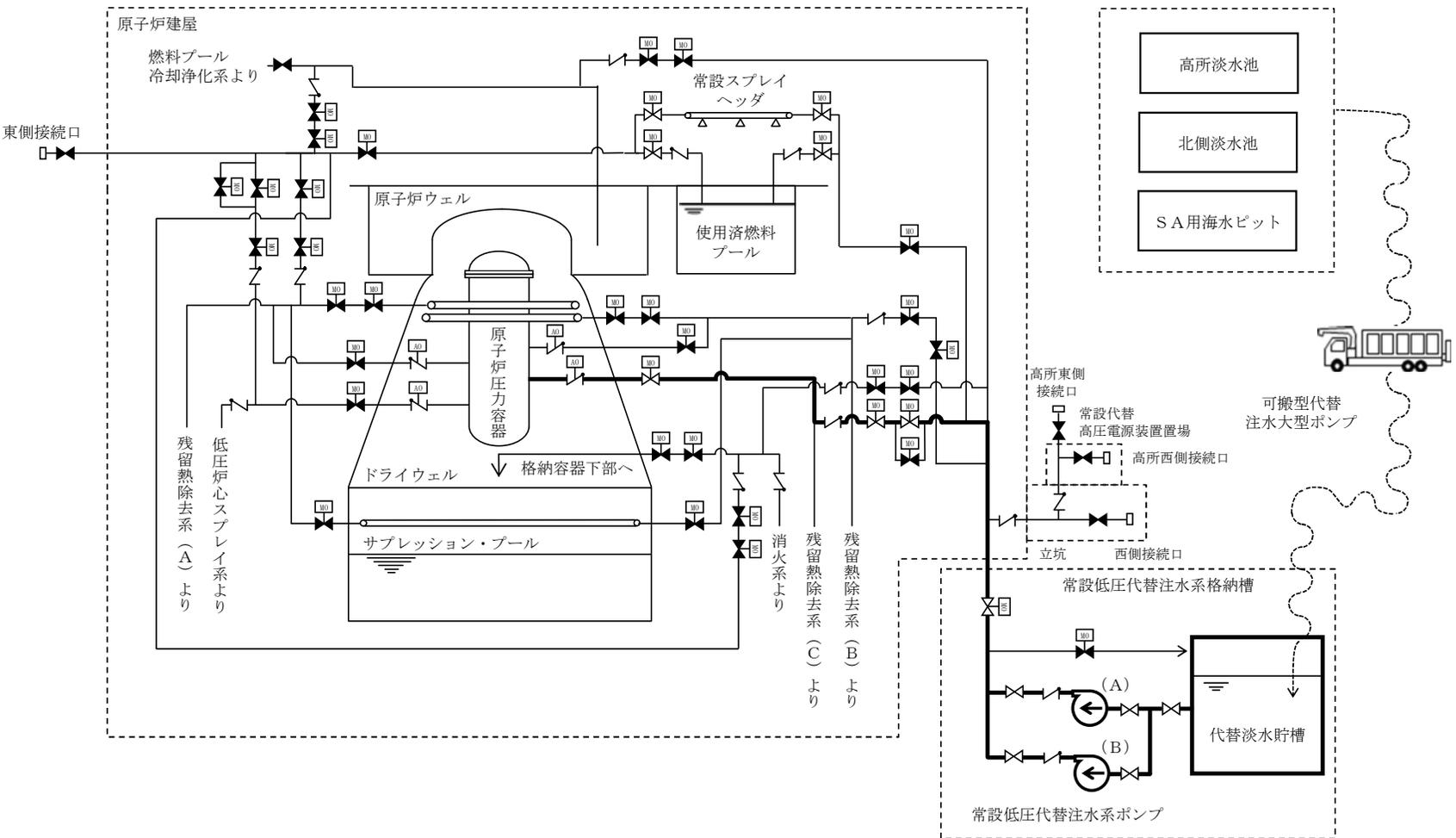
主要仕様については、「9.1 原子炉格納施設」に示す。

(10) 残留熱除去系熱交換器

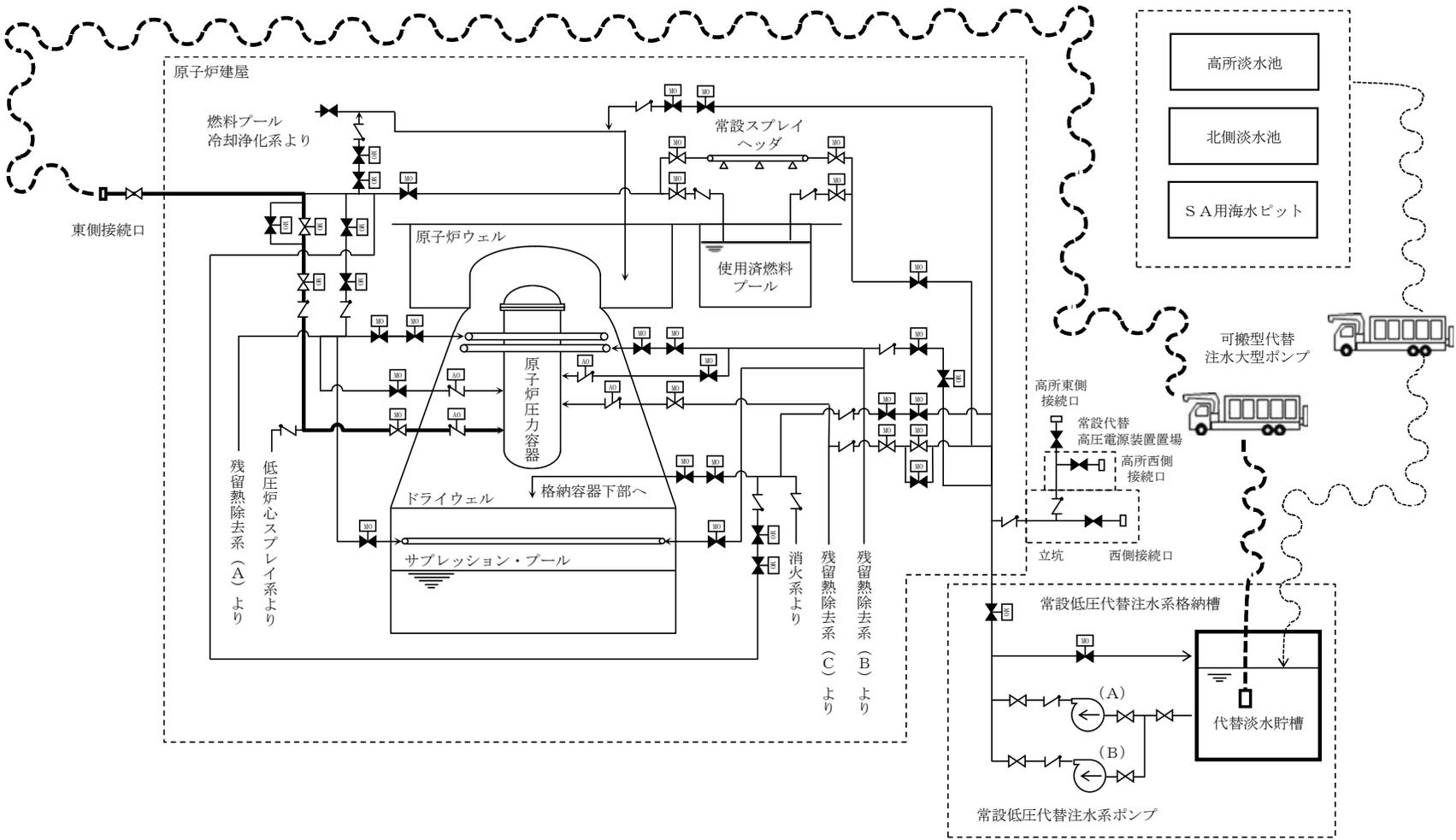
兼用する設備は以下のとおり。

- ・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

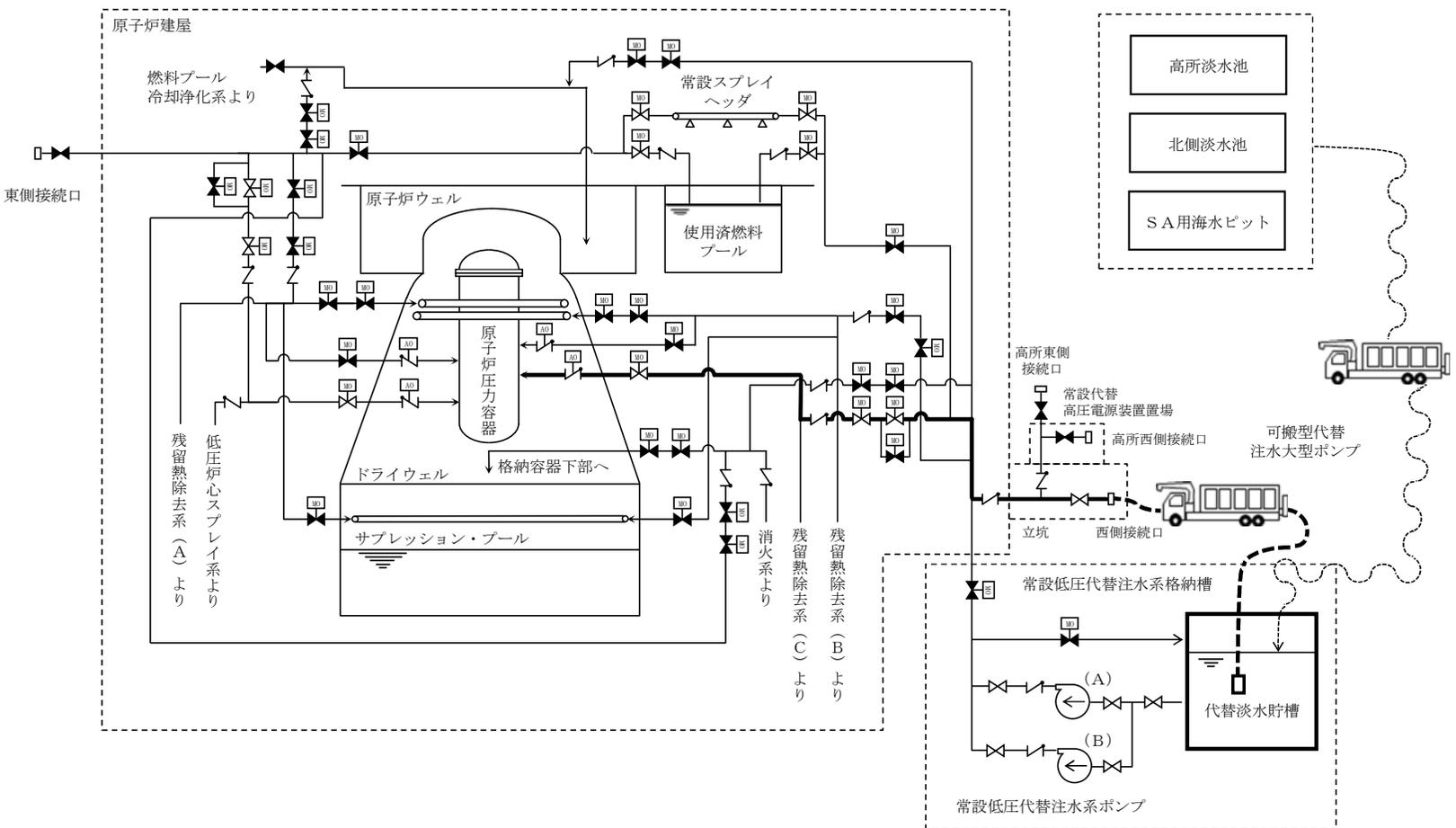
主要仕様については、「5.4 残留熱除去系」に示す。



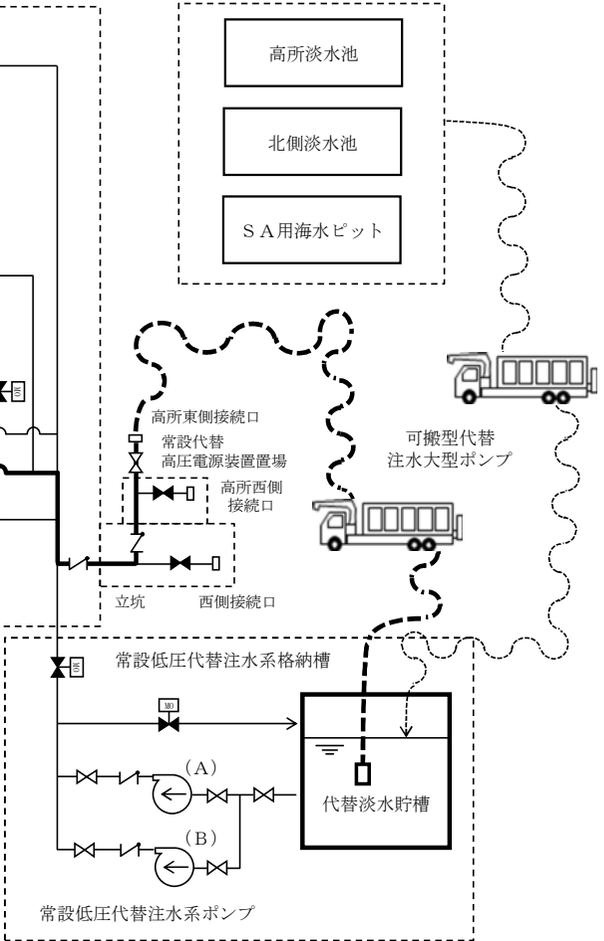
第 5.9-1 図 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水系統概要図



第 5.9-2 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水系概要図（1/4）
（東側接続口使用時）



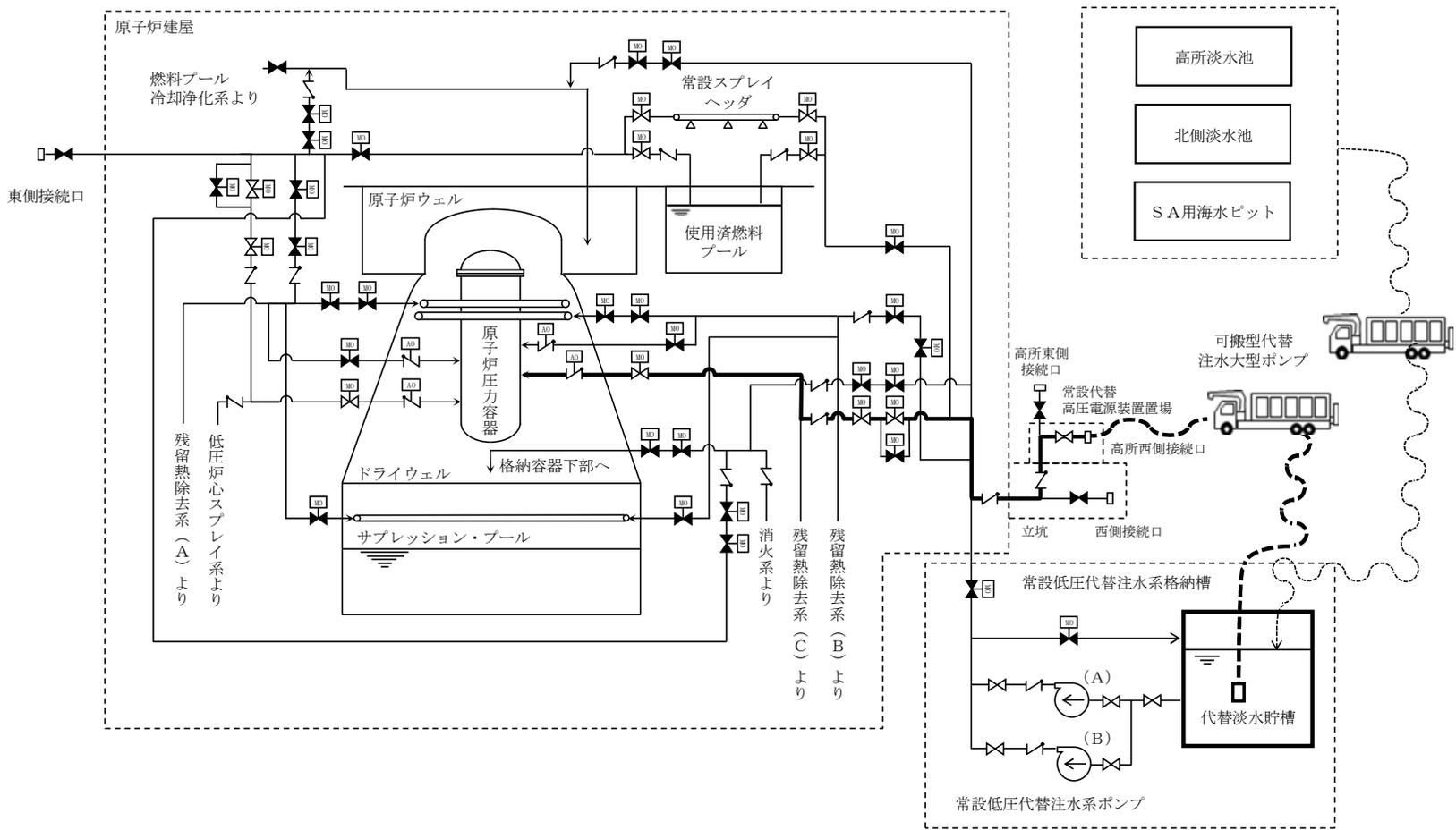
第5.9-3 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水系統概要図（2/4）

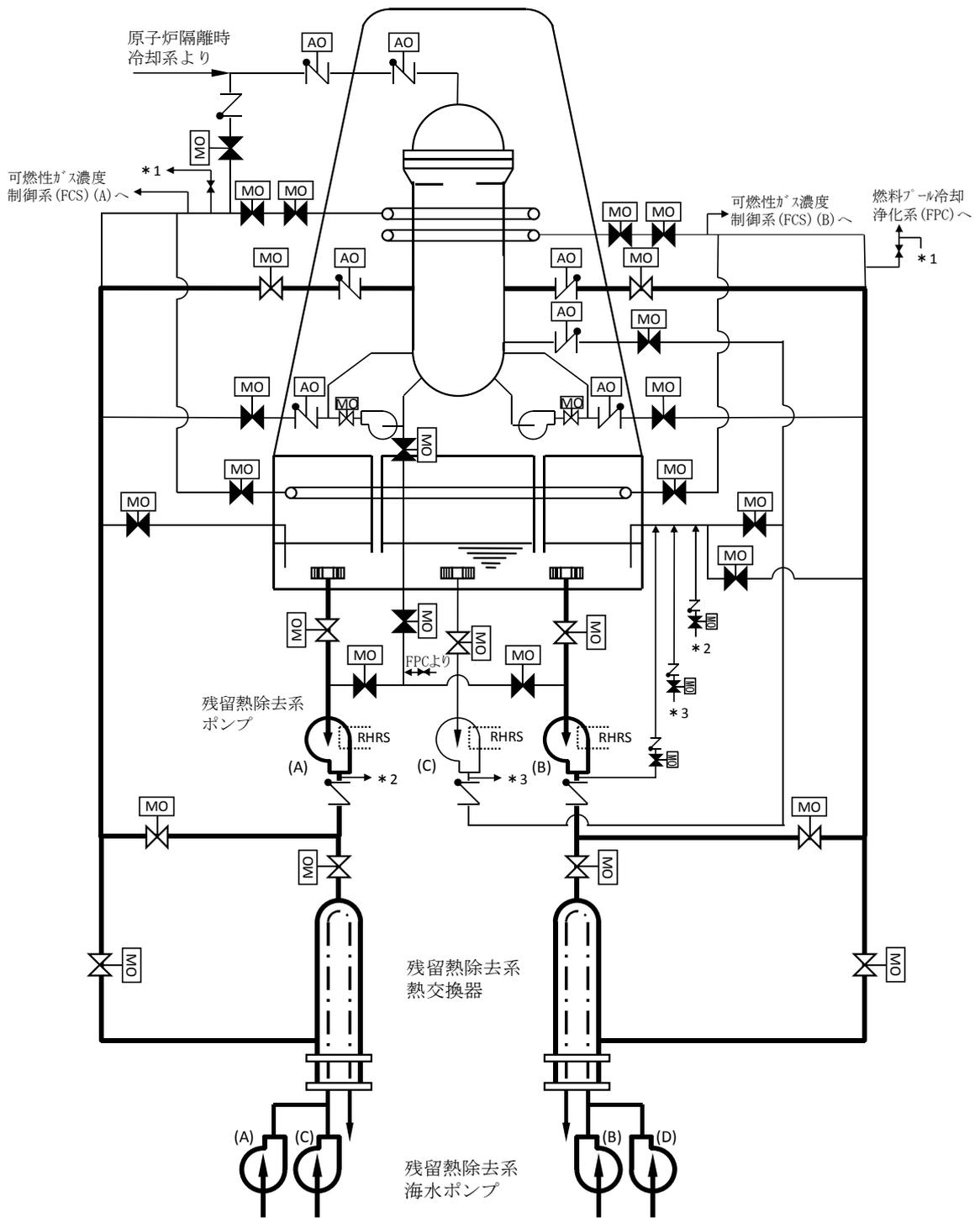


第5.9-4 図 原子炉建屋 燃料プール 冷却浄化系より 原子炉ウエル 常設スプレイヘッダ 使用済燃料プール 原子炉圧力容器 格納容器下部へ サプレッション・プール 消火系より 残留熱除去系(C)より 残留熱除去系(B)より 残留熱除去系(A)より 低圧炉心スプレイ系より 東側接続口 高所東側接続口 常設代替 高圧電源装置 高所西側接続口 立坑 西側接続口 常設低圧代替注水系格納槽 代替淡水貯槽 常設低圧代替注水系ポンプ (A) (B) 高所淡水池 北側淡水池 SA用海水ピット 可搬型代替注水大型ポンプ

第5.9-4 図 低压代替注水系（可搬型）による原子炉注水系統概要図（3/4）
（高所東側接続口使用時）

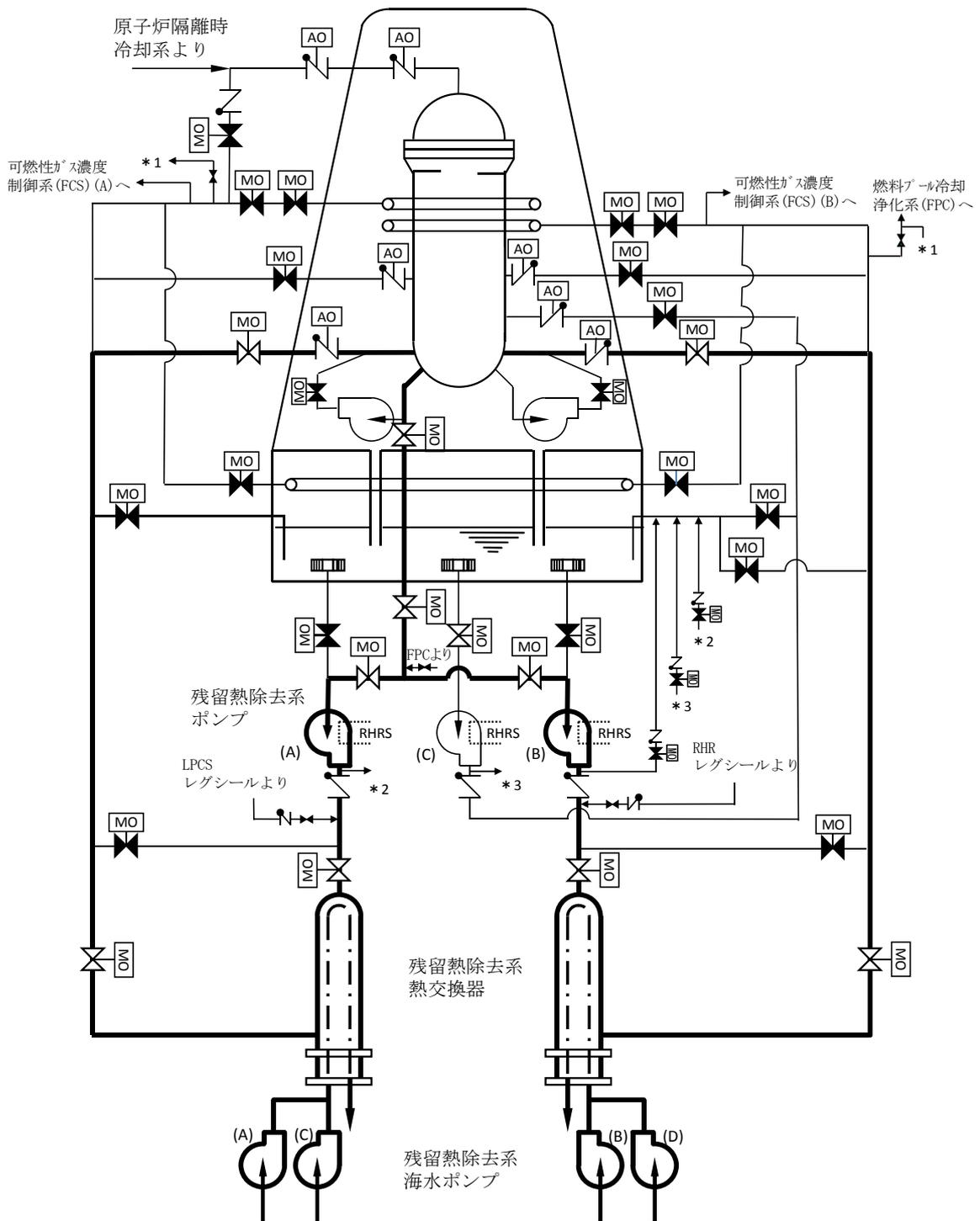
第5.9-5 図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水系統概要図（4/4）
 （高所西側接続口使用時）



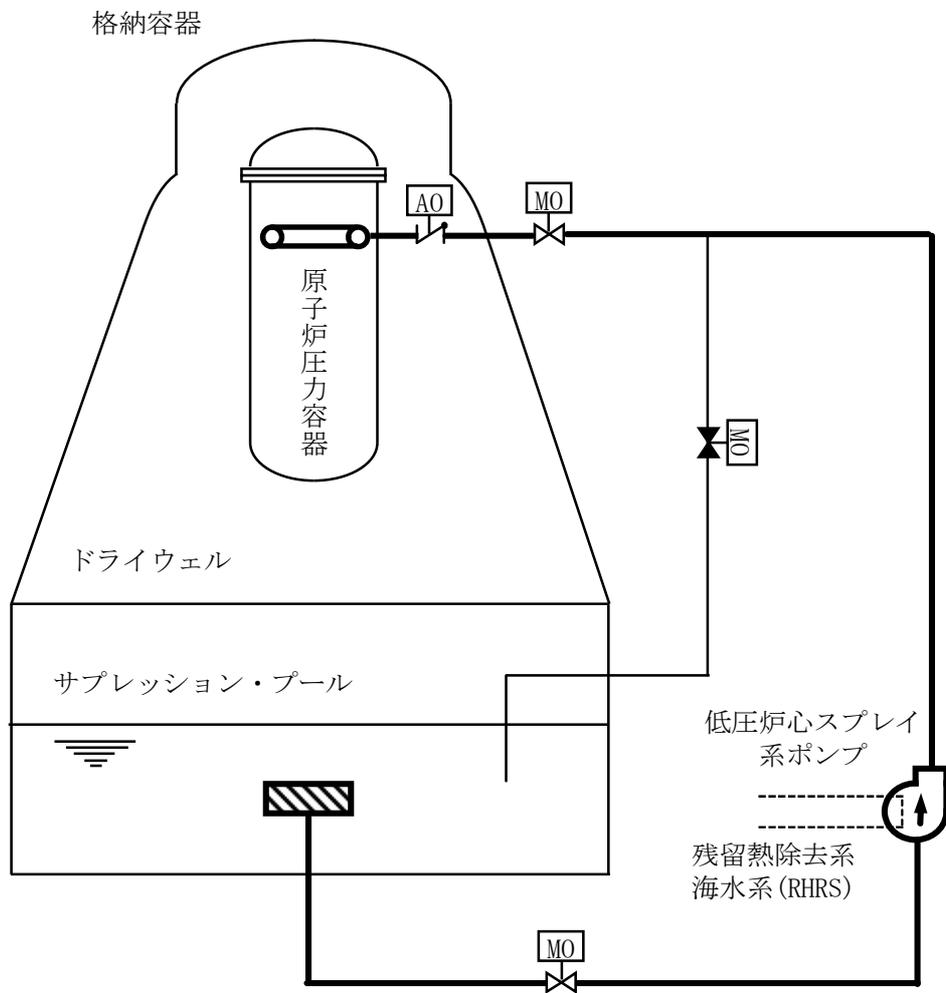


A系及びB系使用時の系統を示す。

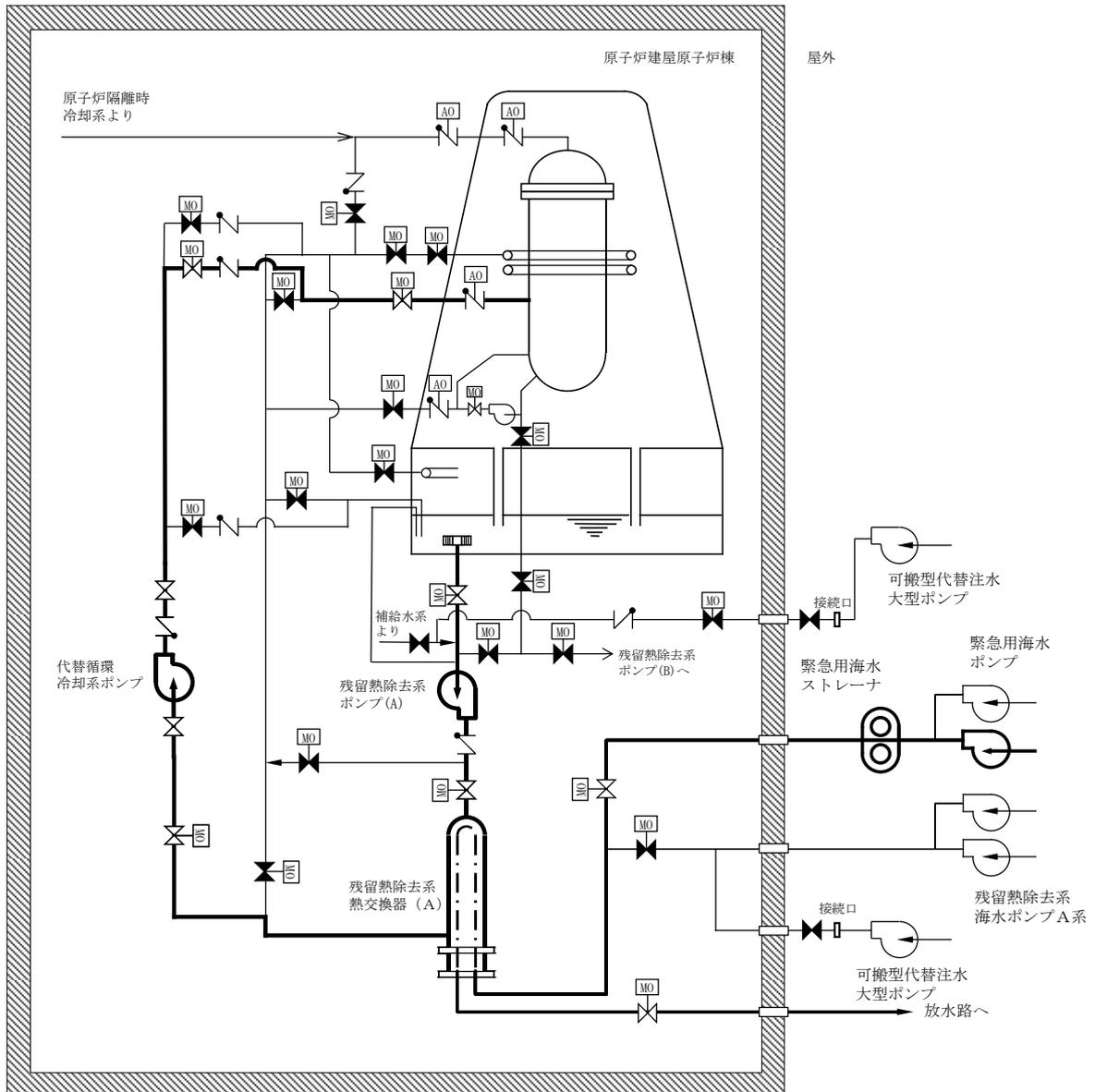
第 5.9-6 図 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水系統概要図



第 5.9-7 図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱系統概要図



第 5.9-8 図 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水系統概要図



緊急用海水系使用時の図を示す。

第 5.9-9 図 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却系統概要図

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）による原子炉への注水（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）による原子炉への注水（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）による原子炉への注水
- (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への注水
- (7) 代替循環冷却系を用いた代替低圧注水
- (8) 消火系を用いた代替低圧注水
- (9) 補給水系を用いた代替低圧注水
- (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
 - (2) 代替淡水貯槽
 - 3.4.2.1.3 低圧代替注水系（常設）の多様性、独立性及び位置的分散
 - 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・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

- (2) 代替淡水貯槽
- 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・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 重大事故等対処設備（設計基準拡張）
 - 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) サプレッション・プール
- 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
 - (2) 残留熱除去系海水ポンプ
 - (3) サプレッション・プール
 - 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（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）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（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）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)による原子炉への注水

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）による原子炉への注水」と同じである。

(6) 低圧炉心スプレイ系による原子炉への注水

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（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）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，原子炉高圧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）による原子炉への注水」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）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（低圧注水系及び原子
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）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（低圧注水系及び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）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 重大事故等発生時の手順 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 重大事故等発生時の手順 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 重大事故等発生時の手順 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。なお、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。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となる水の供給手順等」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、熔融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応設備として、以下を整備する。

(12) 低圧代替注水系（常設）による残存熔融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、熔融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に熔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圧力容器に注水することにより残存熔融炉心を冷却する。

なお、使用する設備については、「（2）低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水」と同じである。

(13) 低圧代替注水系（可搬型）による残存熔融炉心の冷却

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）による原子炉への注水」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代替低圧注水」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）消火系を用いた代替低圧注水」

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) 補給水系を用いた代替低圧注水」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（低圧注水系及び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）配管・弁、注水先である原子炉压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）配管を經由して原子炉压力容器へ注水することで原子炉を冷却する設計とする。

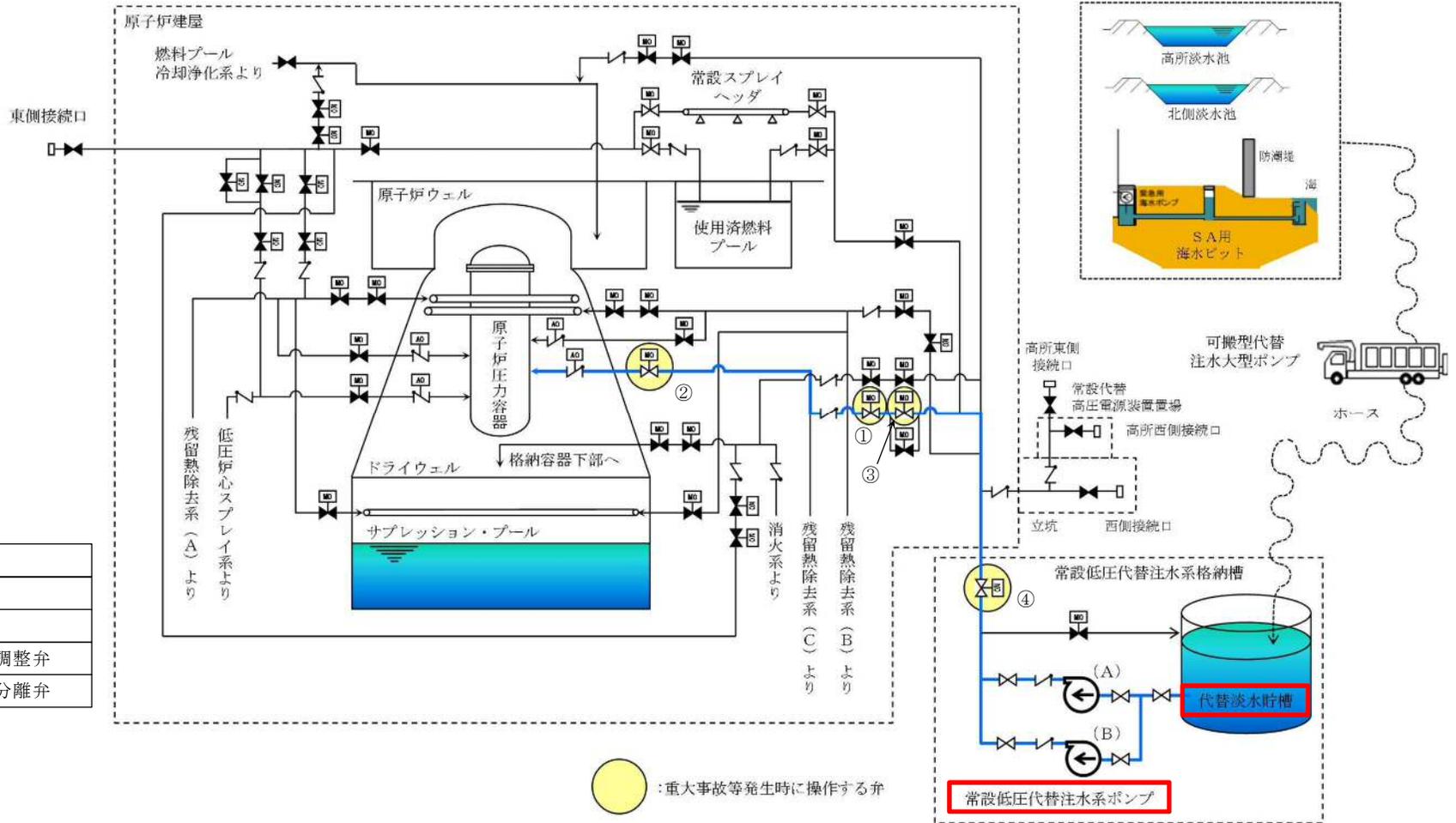
低圧代替注水系（常設）の概要図を第3.4-1図に、低圧代替注水系（常設）に属する重大事故等対処設備を第3.4-1表に示す。

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残留熱除去系注入弁 (C) |
| 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）配管・弁【常設】 |
| | 注水先 | 原子炉压力容器【常設】 |
| | 電源設備*2 （燃料補給設備含む） | 常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替交流電源設備用燃料移送ポンプ【常設】 |
| | 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】 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°C |
| 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 |

(2) 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溶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 |
| 種 | 類 | ライニング槽 |
| 取 | 付 | 箇所 |
| | | 常設低圧代替注水系格納槽内 |

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（低圧注水系及び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ライン（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 (低圧注水系及び原 子炉停止時冷却系) |
| ポンプ | 低圧炉心 スプレイ系ポンプ | 残留熱除去系 ポンプ | 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 |
| 水源 | サプレッション・プール | | 代替淡水貯槽 |
| | 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 |
| 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 |
| | 原子炉建屋附属棟地下 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 注水系及び原子炉停 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（低圧注水系及び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（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系並びに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（低圧注水系及び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（低圧注水系及び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注入弁（C）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 |
| 残留熱除去系注入弁（C） | 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。

低圧代替注水系（常設）の試験及び検査を第3.4-6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。

低圧代替注水系（常設）の常設低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、低圧代替注水系（常設）の常設低圧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）配管の一部を使用するが、残留熱除去系（C）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）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）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） | 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） | 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注入弁（C）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 |
| 原子炉压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 |
| 残留熱除去系注入弁（C） | 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イ冷却系（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項に示す。

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）配管・弁、ホース、燃料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压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。

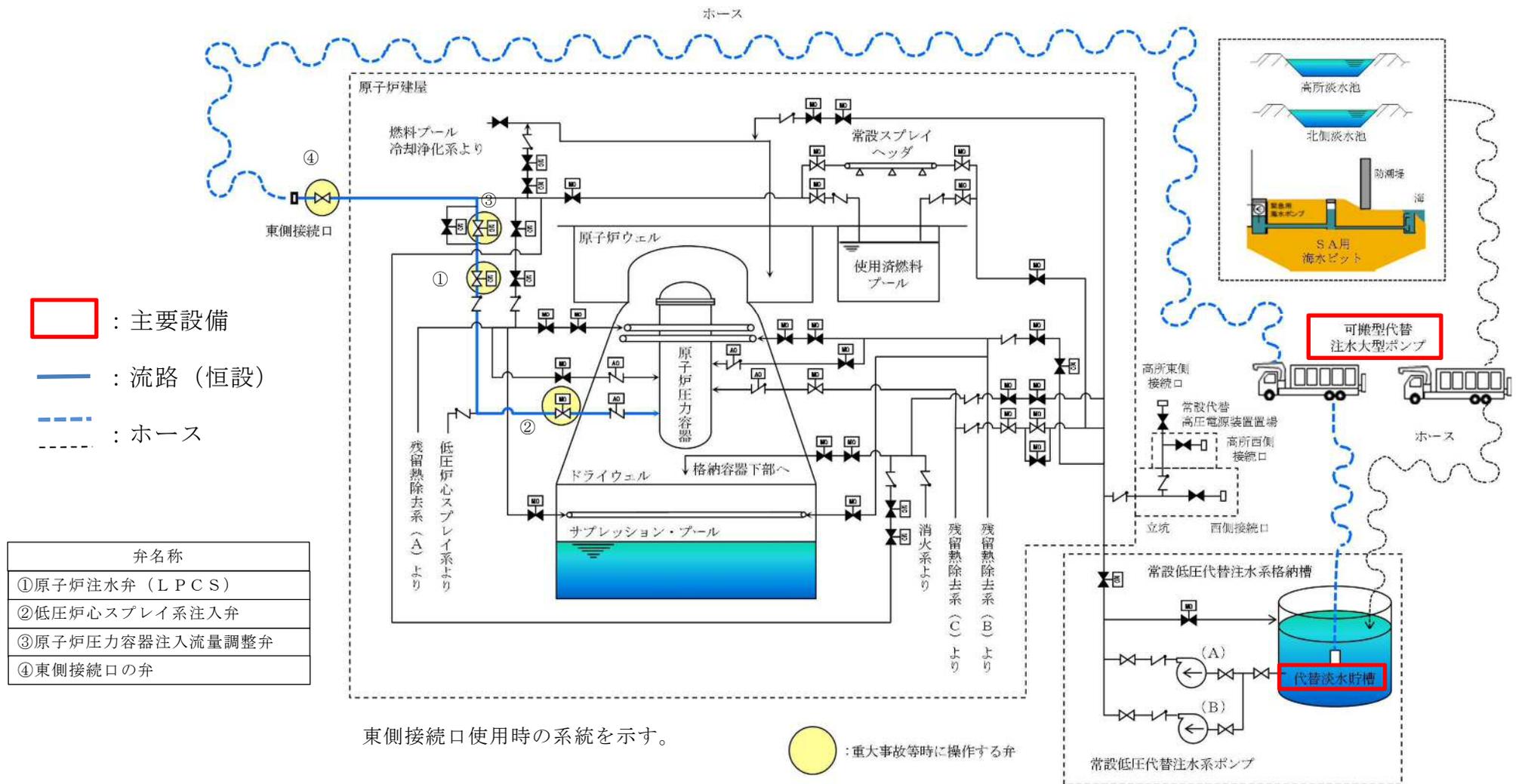
低圧代替注水系（可搬型）の概要図を第3.4-3図に、低圧代替注水系（可搬型）に属する重大事故等対処設備を第3.4-9表に示す。

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。



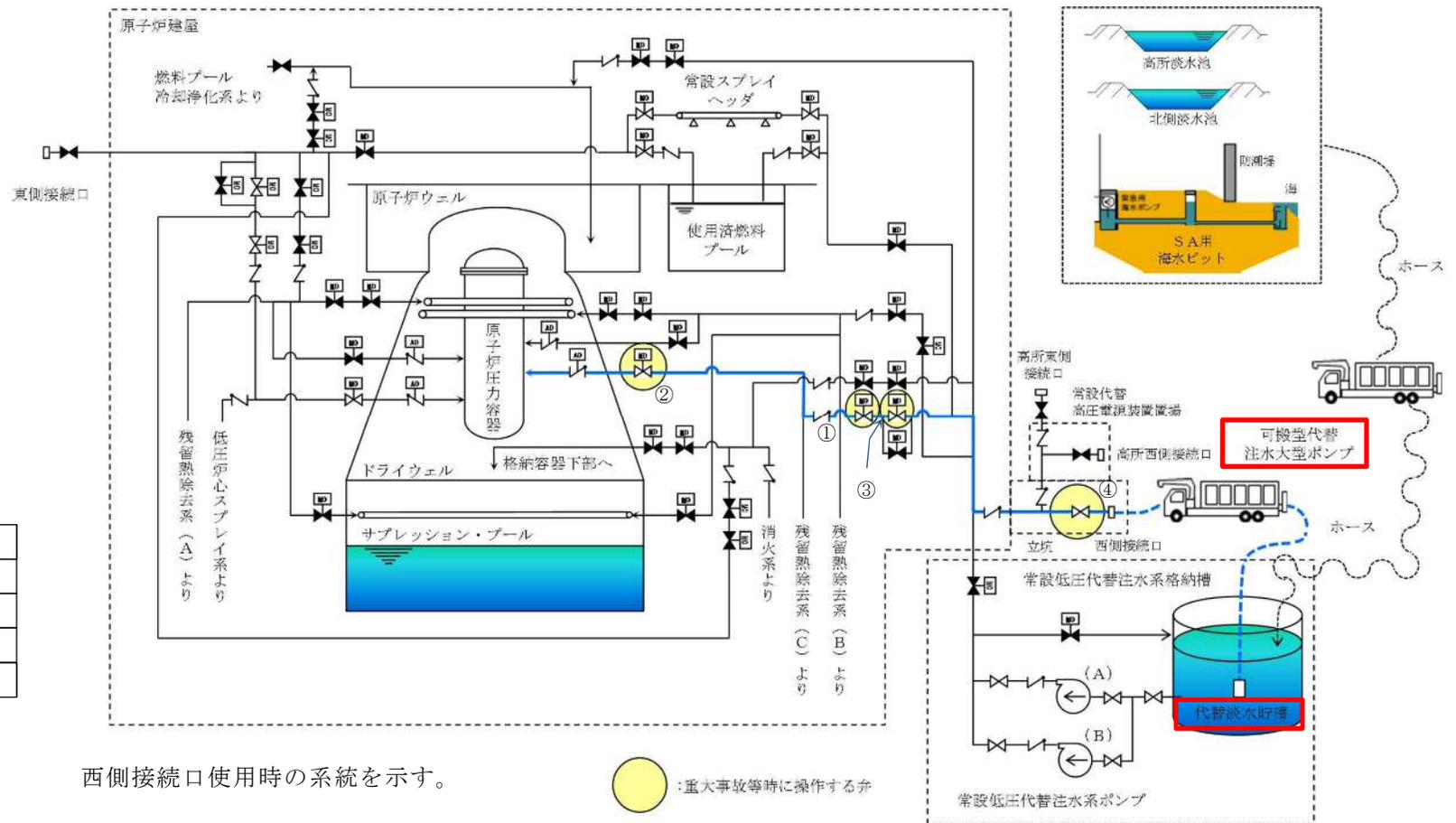
第 3.4-3 図 低圧代替注水系 (可搬型) 系統概要図 (1/4)

: 主要設備

— : 流路

- - - : ホース

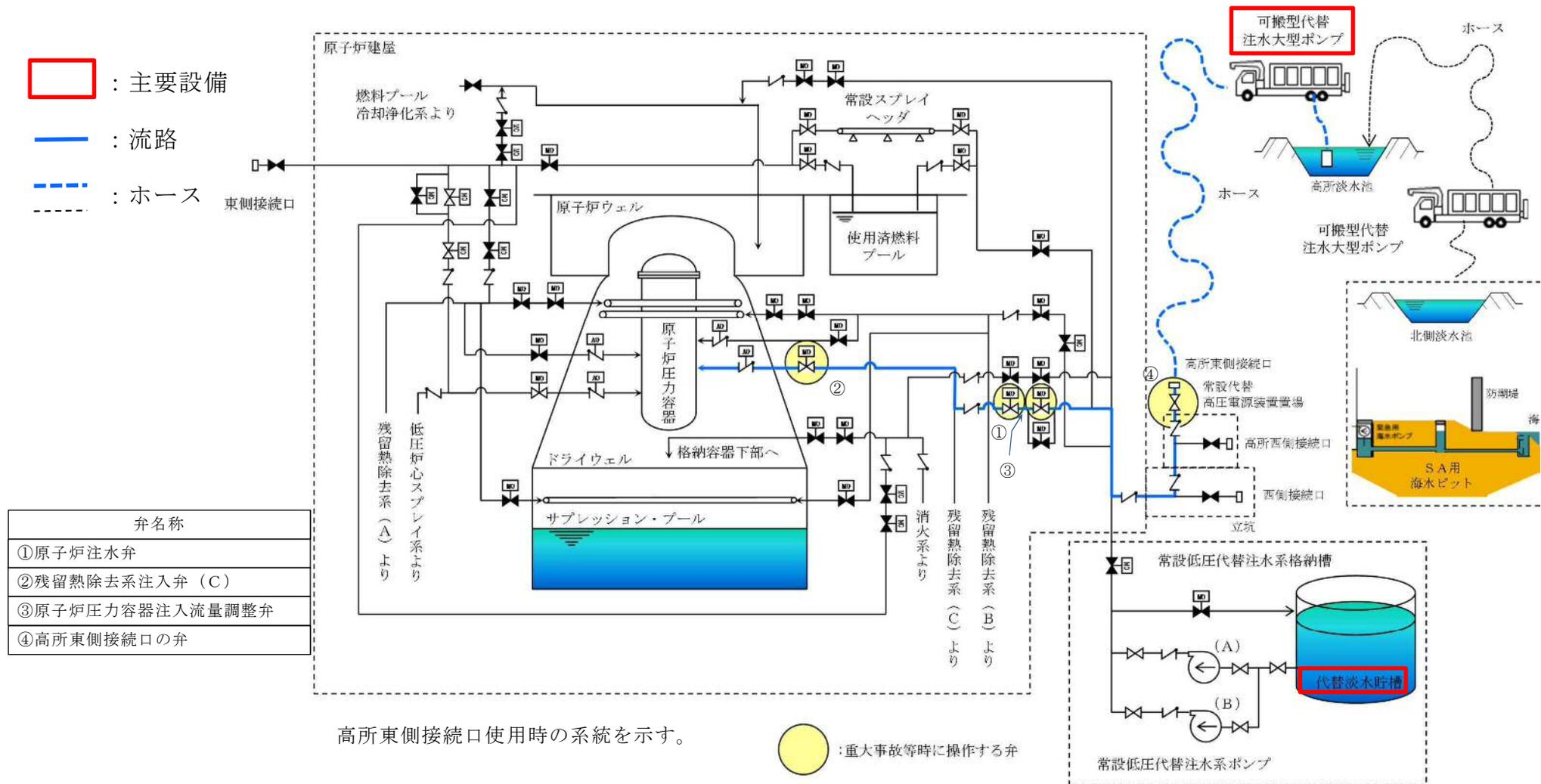
| 弁名称 |
|-----------------|
| ①原子炉注水弁 |
| ②残留熱除去系注入弁 (C) |
| ③原子炉圧力容器注入流量調整弁 |
| ④西側接続口の弁 |



西側接続口使用時の系統を示す。

: 重大事故等に操作する弁

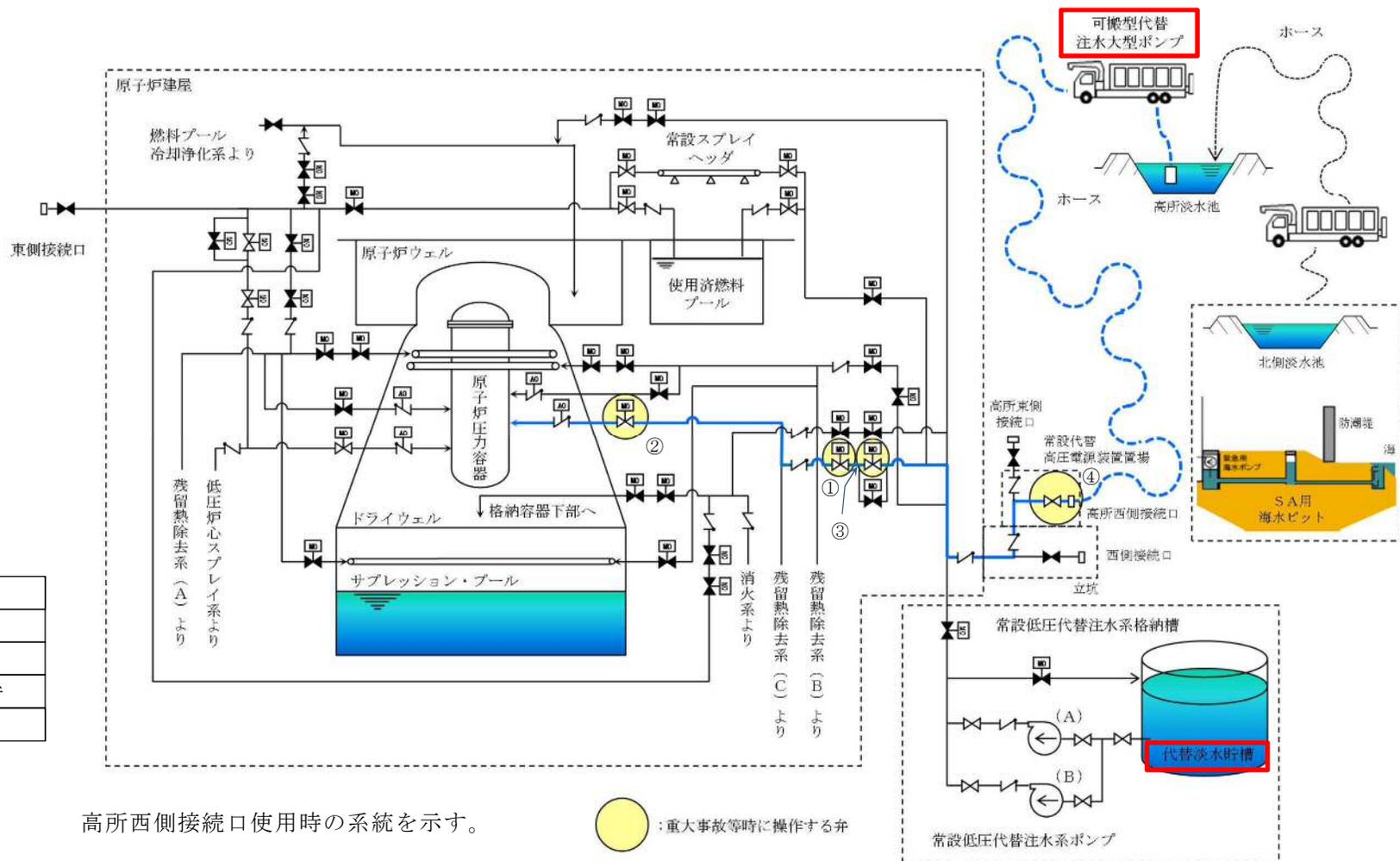
第 3.4-3 図 低圧代替注水系 (可搬型) 系統概要図 (2/4)



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残留熱除去系注入弁 (C) |
| 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）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 （燃料補給設備含む） | 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（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】 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。

3.4.2.2.2 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

(2) 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 |
| 種 | 類 | ライニング槽 |
| 取 | 付 | 箇所 |
| | | 常設低圧代替注水系格納槽内 |

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（低圧注水系及び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 (低圧注水系及 び原子炉停止時 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 | 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 | サプレッション・プール | | 代替淡水貯槽 | 代替淡水貯槽 |
| | 原子炉建屋原子炉棟 | | 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 |
|--------|----|---|---------------|------------------|
| | | 残留熱除去系 (低圧注水系及び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 (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（低圧注水系及び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（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）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、防潮堤及び浸水防護設備の設置に加え、高台の可搬型設備保管場所への配備により、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、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（低圧注水系及び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 | 敷地に遡上する津波を考慮し，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注入弁（C）（又は低圧炉心スプレイ系注入弁）、原子炉注水弁（又は原子炉注水弁（L P C S））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又は西側接続口（高所接続口（敷地に遡上する津波への事故対応時のみ使用））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、西側接続口及び高所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 |
| 原子炉注水弁又は原子炉注水弁 (L P C S) | 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→弁開 | スイッチ操作 | 中央制御室 |
| 残留熱除去系注入弁 (C) 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。

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。

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、原子炉建屋東側、西側接続口の弁、高所接続口（東側及び西側）の弁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西側、高所東側又は西側) | 接続口近傍 | 接続口近傍 |
| 原子炉注水弁又は原子炉注水弁 (L P C S) | 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 |
| 残留熱除去系注入弁 (C) 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（原子炉圧力容器）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、西側接続口及び高所接続口（東側及び西側）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、原子炉建屋東側及び西側接続口の弁、高所接続口（東側及び西側）の弁及びホースは屋外に設置する設計とするが、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。

(47-8-1, 2)

(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。

(47-9-1～4)

(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

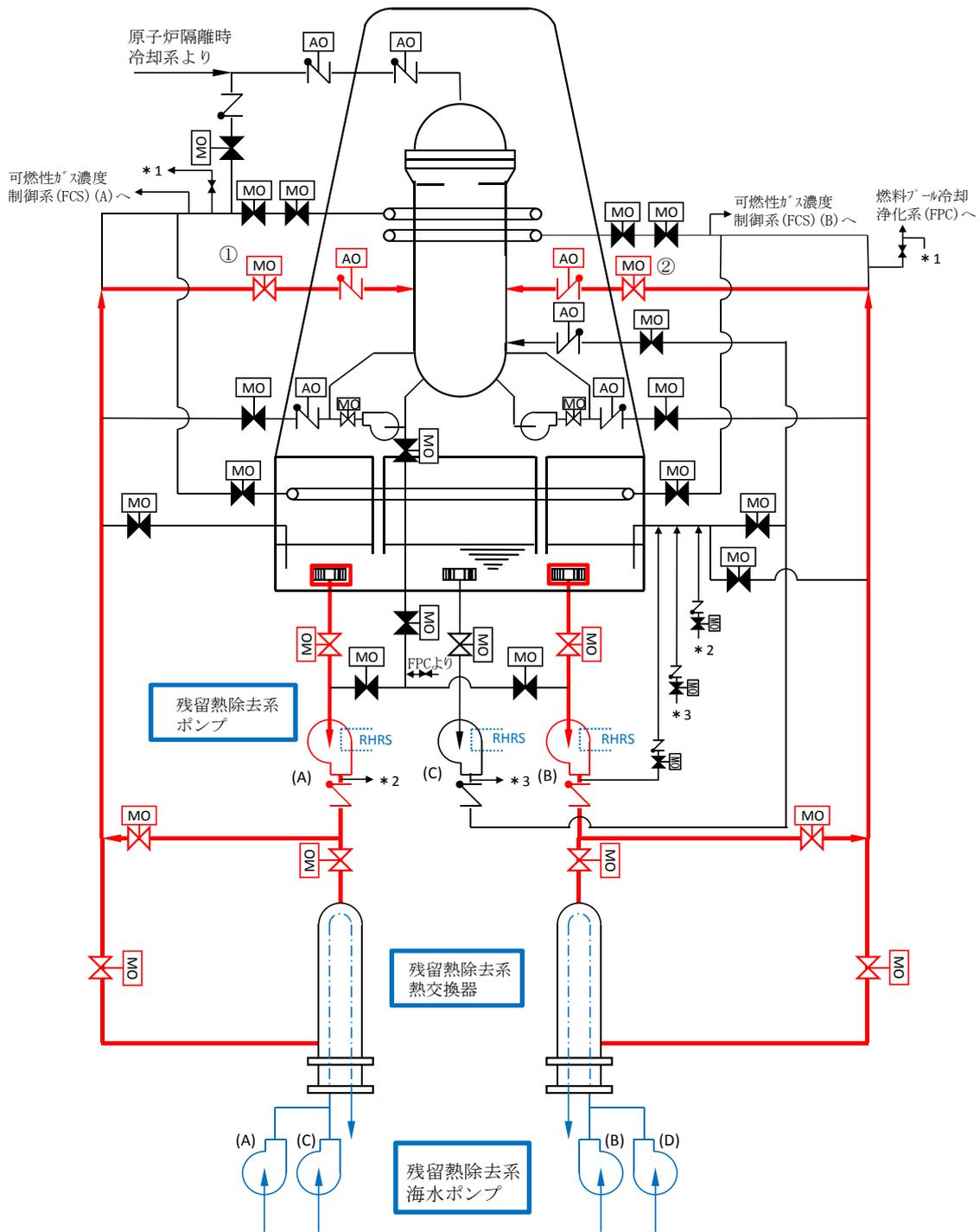
残留熱除去系（低圧注水系）は、非常用炉心冷却系の1つである。非常用炉心冷却系は、冷却材喪失事故時に燃料被覆管の重大な損傷を防止し、ジルコニウム-水反応を極力抑え、崩壊熱を長期にわたって除去する機能を持ち、残留熱除去系（低圧注水系）、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び自動減圧系で構成する。

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 残留熱除去系注入弁 (A) |
| ② 残留熱除去系注入弁 (B) |

: 主要設備

: 流路 (A系及びB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】 残留熱除去系海水ポンプ【常設】*1 残留熱除去系熱交換器【常設】 |
| 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 (燃料補給設備含む) | 非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機【常設】 常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替交流電源設備用燃料移送ポンプ【常設】 |
| 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（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】 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。

- ・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

| | |
|---------|---------------------------------|
| 容 量 | 約1,690m ³ /h (1個当たり) |
| 全 揚 程 | 約85m |
| 個 数 | 3 |
| 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。

- ・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

| | |
|---------|---------------------------------|
| 基 数 | 2 |
| 伝 熱 容 量 | 19.4×10 ³ kW (1基当たり) |
| 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

| | | | |
|---|---|-------------------------------|-------|
| 個 | 数 | 4 | |
| 容 | 量 | 約886m ³ /h (1個当たり) | |
| 全 | 揚 | 程 | 約184m |

(4) サプレッション・プール

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・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 |

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圧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 | 敷地に遡上する津波を考慮し，防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。 |
| 風（台風），竜巻，積雪，火山の影響 | 原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，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

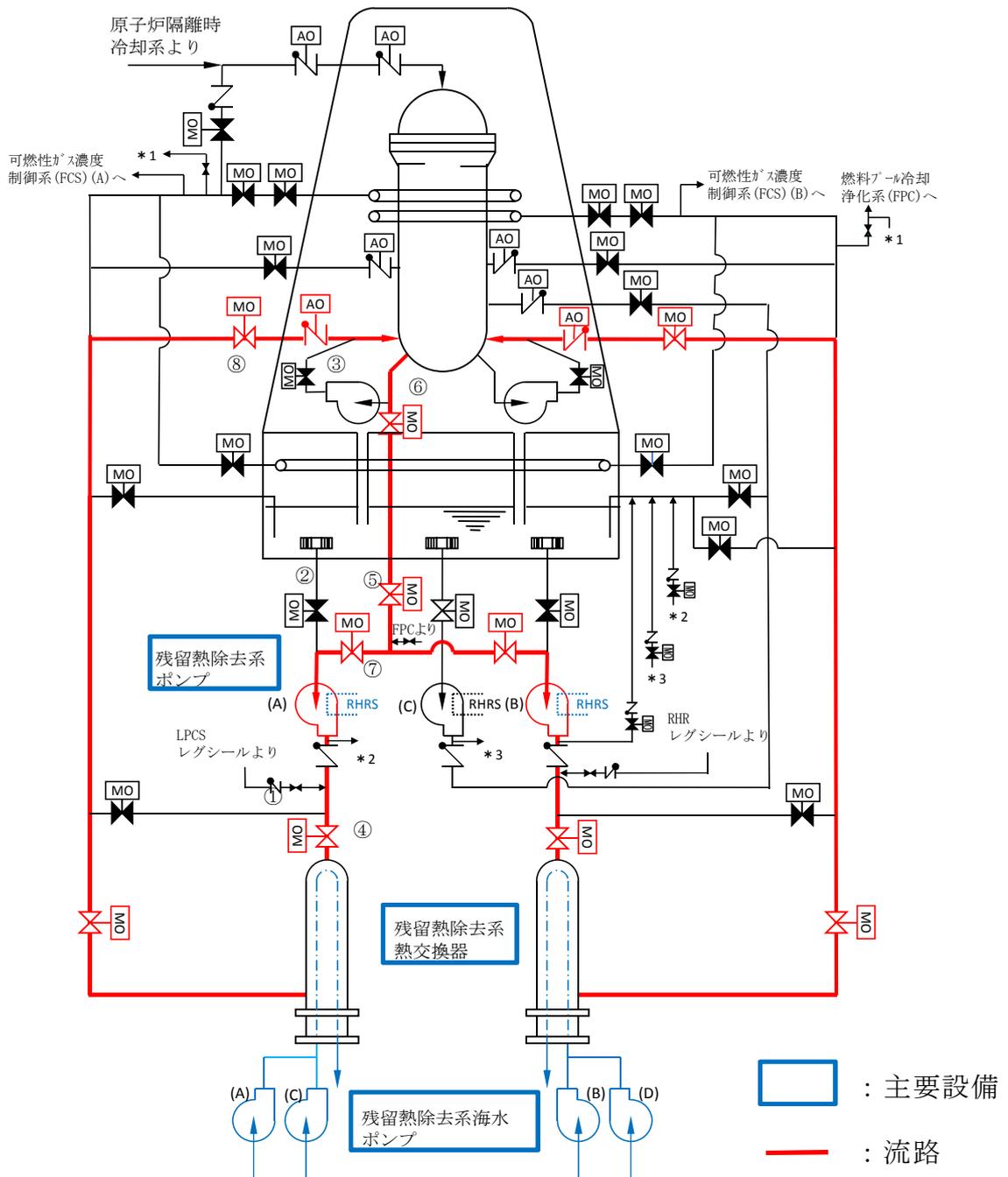
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は、（A）（B）の2ループから構成され、熱交換器2基、電動ポンプ2個、配管・弁等からなり、原子炉停止後、炉心崩壊熱及び原子炉圧力容器、配管、冷却材中の残留熱を除去して、原子炉の除熱を行うためのものである。

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 |
| 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・ストレーナ【常設】 再循環系配管【常設】 |
| | 注水先 | 原子炉圧力容器【常設】 |
| | 付属設備 | — |
| | 電源設備*2 (燃料補給設備含む) | 非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機【常設】 常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替交流電源設備用燃料移送ポンプ【常設】 |
| | 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

兼用する設備については、「3.4.3.1.2 主要設備の仕様(1)残留熱除去系ポンプ」に記載のとおり。

| | |
|---------|---------------------------------|
| 容 量 | 約1,690m ³ /h (1個当たり) |
| 全 揚 程 | 約85m |
| 個 数 | 2 |
| 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

兼用する設備については、「3.4.3.1.2 主要設備の仕様(2)残留熱除去系熱交換器」に記載のとおり。

| | |
|---------|---------------------------------|
| 基 数 | 2 |
| 伝 熱 容 量 | 19.4×10 ³ kW (1基当たり) |
| 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

兼用する設備については、「3.4.3.1.2 主要設備の仕様(3)残留熱除去系海水ポンプ」に記載のとおり。

| | |
|-------|-------------------------------|
| 個 数 | 4 |
| 容 量 | 約886m ³ /h (1個当たり) |
| 全 揚 程 | 約184m |

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 | 敷地に遡上する津波を考慮し，防潮堤及び浸水防止設備を設置する設計とする。 |
| 風（台風），竜巻，積雪，火山の影響 | 原子炉建屋原子炉棟に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響は受けない。 |
| 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。

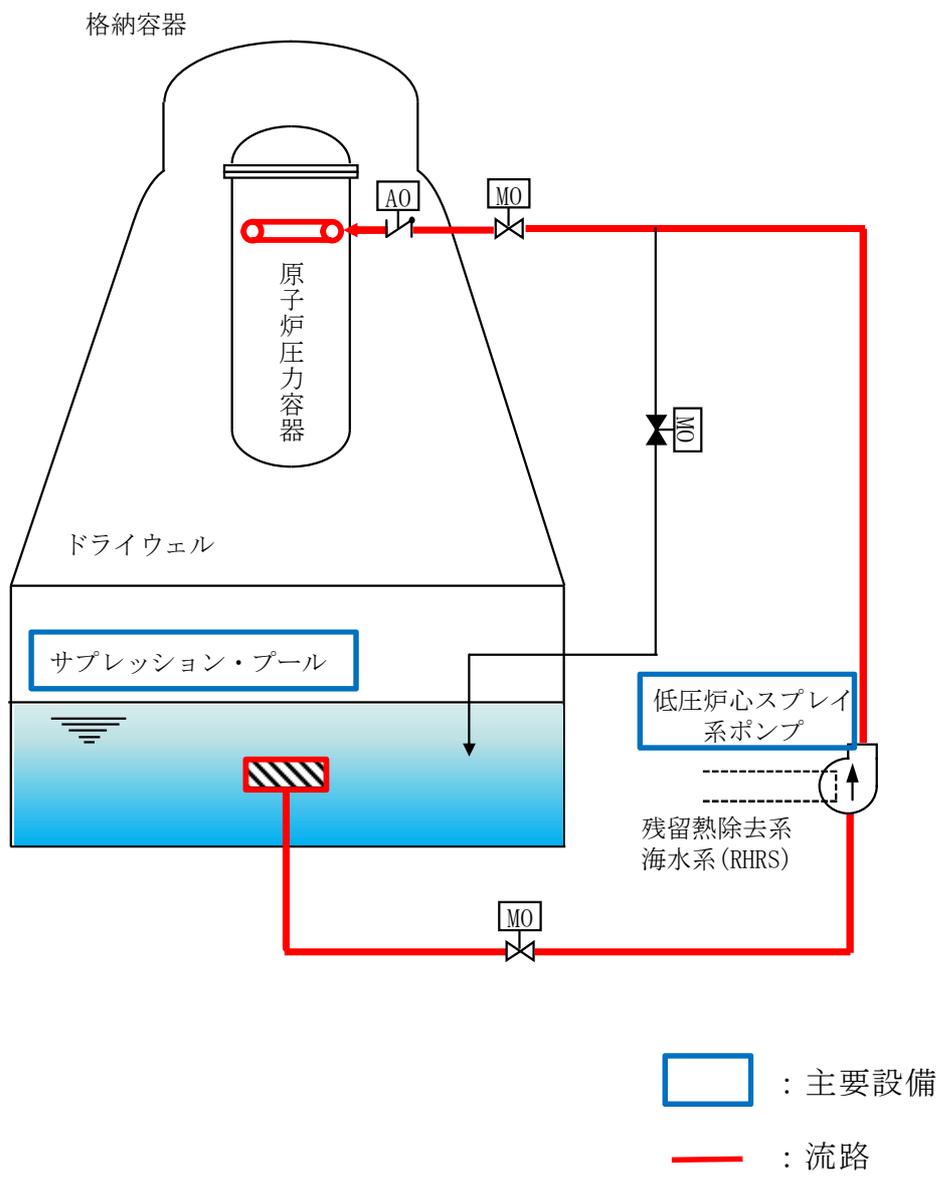
低圧炉心スプレイ系は、電動ポンプ1個、配管・弁等からなり、冷却材喪失事故時には、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系と連携して、炉心を冷却する機能を有する。

本システムは、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。

本システムの系統概要図を第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。

本システム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 |
| | 水源* ¹ | サプレッション・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 (燃料補給設備含む) | 非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機【常設】 常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替交流電源設備用燃料移送ポンプ【常設】 |
| | 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】 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。

3.4.3.3.2 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。

- ・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

| | |
|---------|-------------------------|
| 容 量 | 約1,440m ³ /h |
| 全 揚 | 約205m |
| 個 数 | 1 |
| 取 付 箇 所 | 原子炉建屋原子炉棟地下2階 |

(2) 残留熱除去系海水ポンプ

兼用する設備については、「3.4.3.1.2 主要設備の仕様(3)残留熱除去系海水ポンプ」に記載のとおり。

| | |
|-------|-------------------------------|
| 個 数 | 4 |
| 容 量 | 約886m ³ /h (1個当たり) |
| 全 揚 程 | 約184m |

(3) サプレッション・プール

兼用する設備については、「3.4.3.1.2 主要設備の仕様(4)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 |

3.4.3.3.3 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。 |
| 海水を通水するシステムへの影響 | 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 | 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 | 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システム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システムの機能・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。