資料２－１－３

東海第二発電所

重大事故等対処設備について

平成 29 年 7 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。

下線部：今回提出資料

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6.8-3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。

・ＡＴＷＳ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１２５Ｖ　Ａ系蓄電池及び１２５Ｖ　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１２５Ｖ　Ａ系蓄電池及び１２５Ｖ　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。

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気的・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気的・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気的・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気的・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　悪影響妨止

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，スイッチ接点以降は分離することで，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)　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。

(2)　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

(3)　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	12.06MPa[gage]
最高使用温度	66℃
個　　数	185

(4)　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溶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

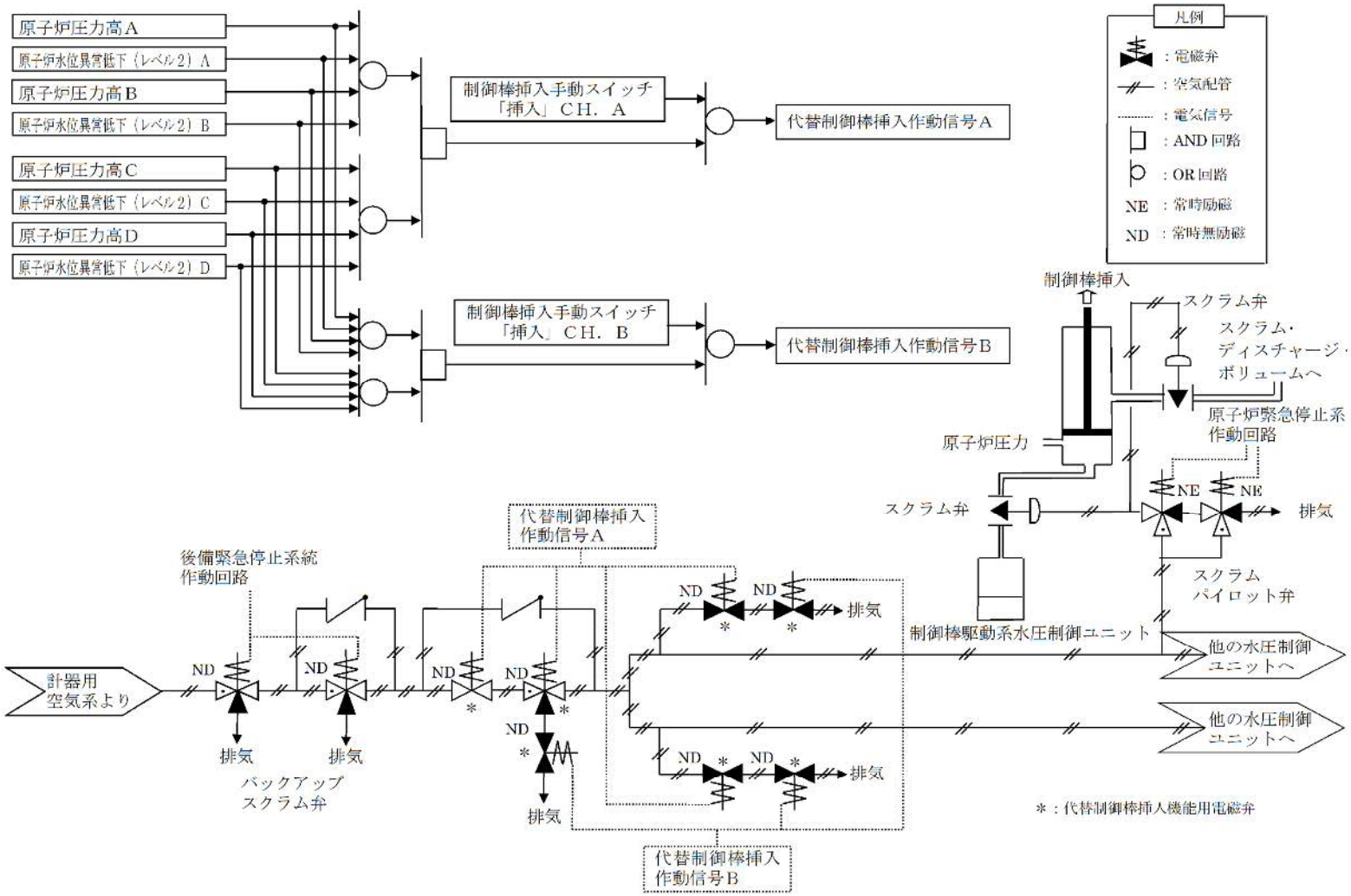
兼用する設備は以下のとおり。

・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

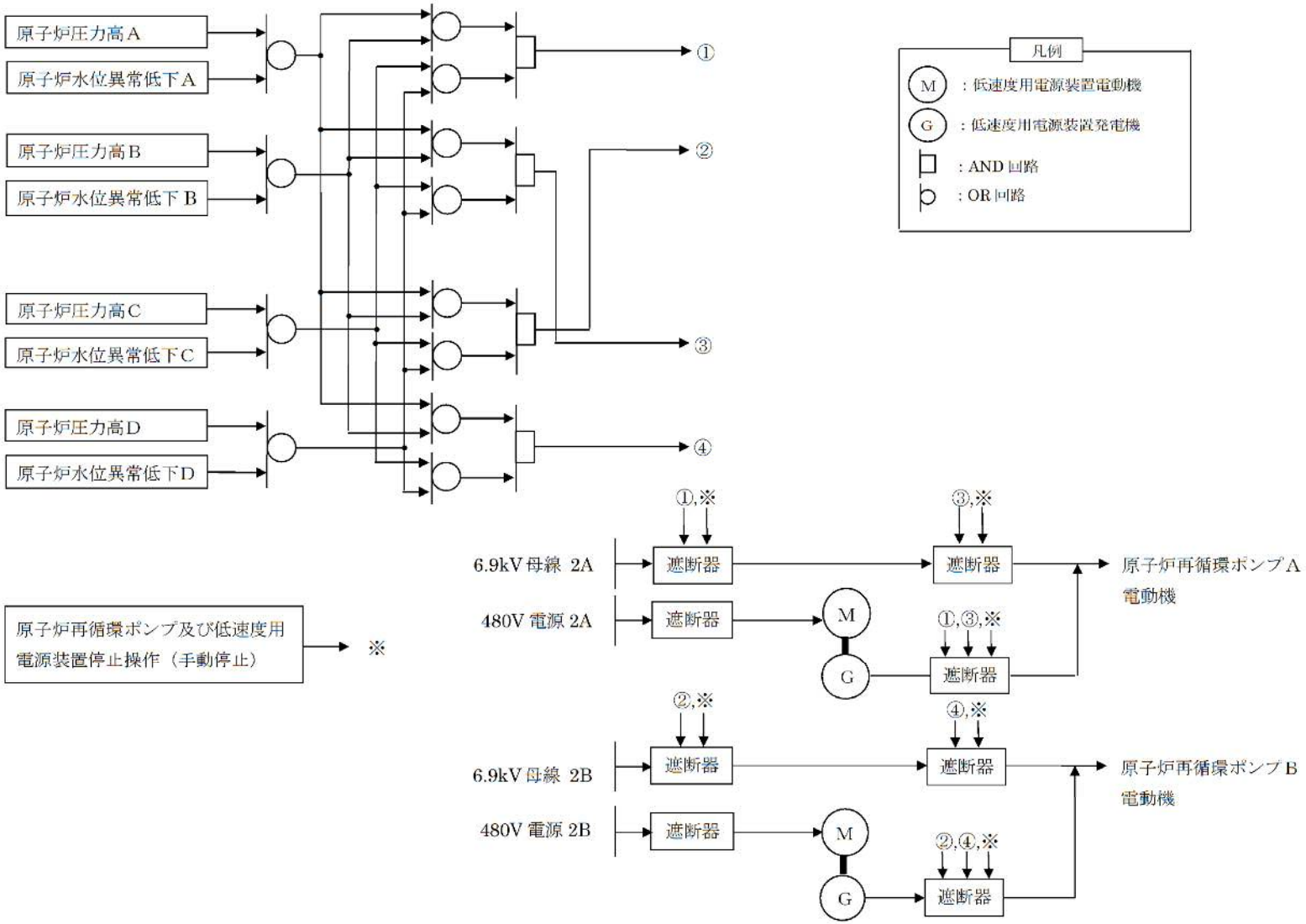
・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

主要仕様については，「3.3.4　ほう酸水注入系」に示す。



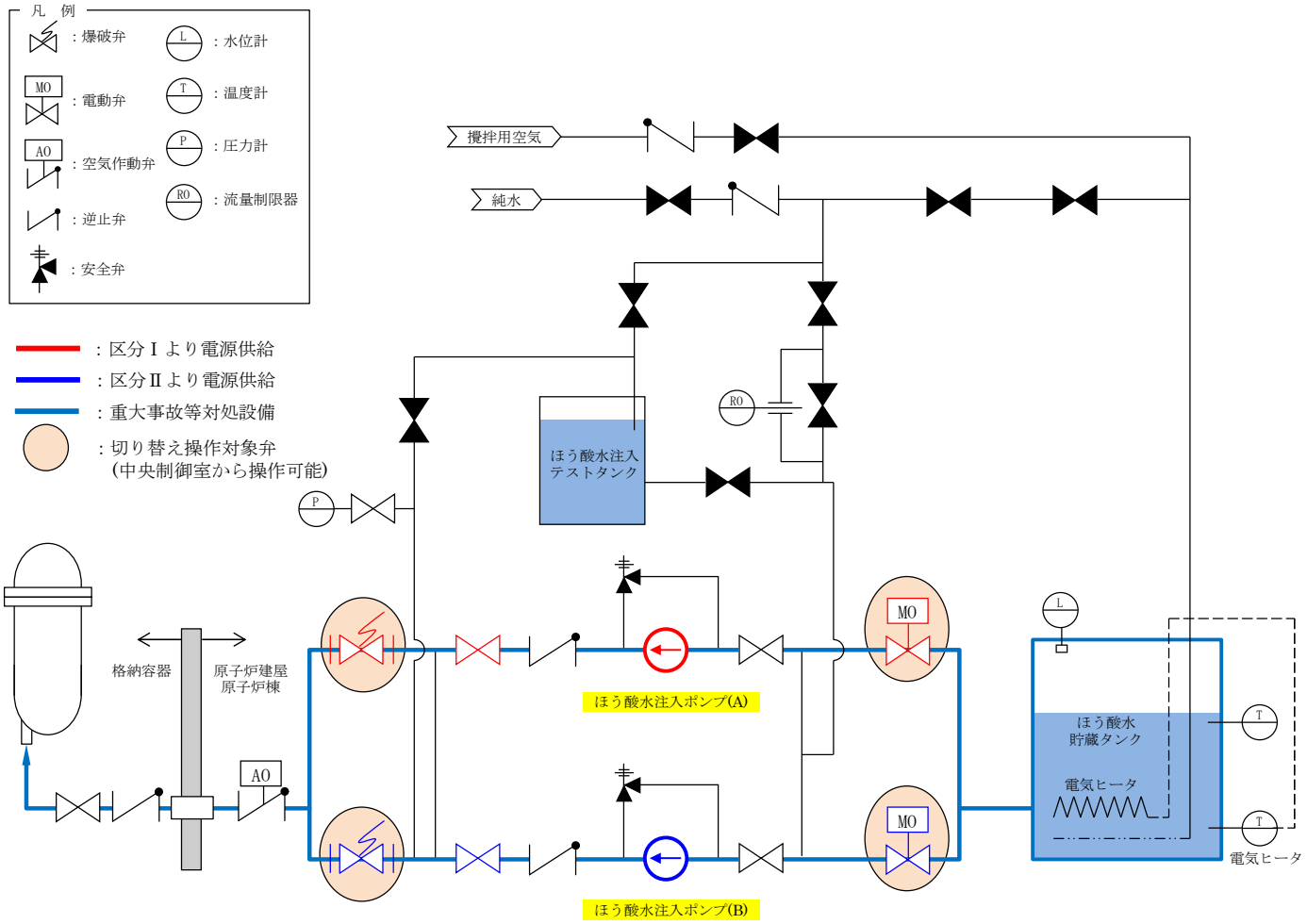
第 6.8－1 図　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界に移行するための設備　系統概要図

（代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入）



第 6.8－2 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 6.8－3 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

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

(3)　ほう酸水注入

（ⅰ）　ほう酸水注入系（設置許可基準規則解釈の第2項（1）ｃ））

(4)　原子炉出力急上昇の防止

（ⅰ）　自動減圧系の起動阻止スイッチ

(5)　原子炉手動スクラム

（ⅰ）　手動スクラム・スイッチ

（ⅱ）　原子炉モード・スイッチ「停止」

(6)　選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制

（ⅰ）　選択制御棒挿入機構

(7)　制御棒手動挿入

（ⅰ）　スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ

（ⅱ）　計器用空気系配管・弁

（ⅲ）　スクラム個別スイッチ

（ⅳ） 制御棒駆動系，制御棒手動操作系

(8) 給水系，原子炉給水制御系

（ⅰ） 給水系，原子炉給水制御系

3.1.2 重大事故等対処設備

3.1.2.1 ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）

3.1.2.1.1 設備概要

3.1.2.1.2 主要設備の仕様

(1) 制御棒

(2) 制御棒駆動機構

(3) 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット

3.1.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.1.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

（ⅰ） 要求事項

（ⅱ） 適合性

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

（ⅰ） 要求事項

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

3.1.2.2 ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

3.1.2.2.1 設備概要

3.1.2.2.2 主要設備の仕様

3.1.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.1.2.2.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

（ⅰ） 要求事項

（ⅱ） 適合性

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

（ⅰ） 要求事項

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

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）

（ⅰ）　要求事項

（ⅱ）　適合性

(2)　操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

（ⅰ）　要求事項

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

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）

（ⅰ）　要求事項

（ⅱ）　適合性

(2)　操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

（ⅰ）　要求事項

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

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系統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「ＡＴＷＳ」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても，炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉冷却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，ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能），ＡＴＷＳ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）ＡＴＷＳ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ＡＴＷＳ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ＡＴＷＳ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，ＡＴＷＳ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）ＡＴＷＳ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ＡＴＷＳ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，スクラム弁ダイアフラ

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Ｓｓ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 ＡＴＷＳ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，ＡＴＷＳ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 ＡＴＷＳ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		ＡＴＷＳ緩和設備（代替制御棒挿入機能）【常設】 上記ＡＴＷＳ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】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【常設】

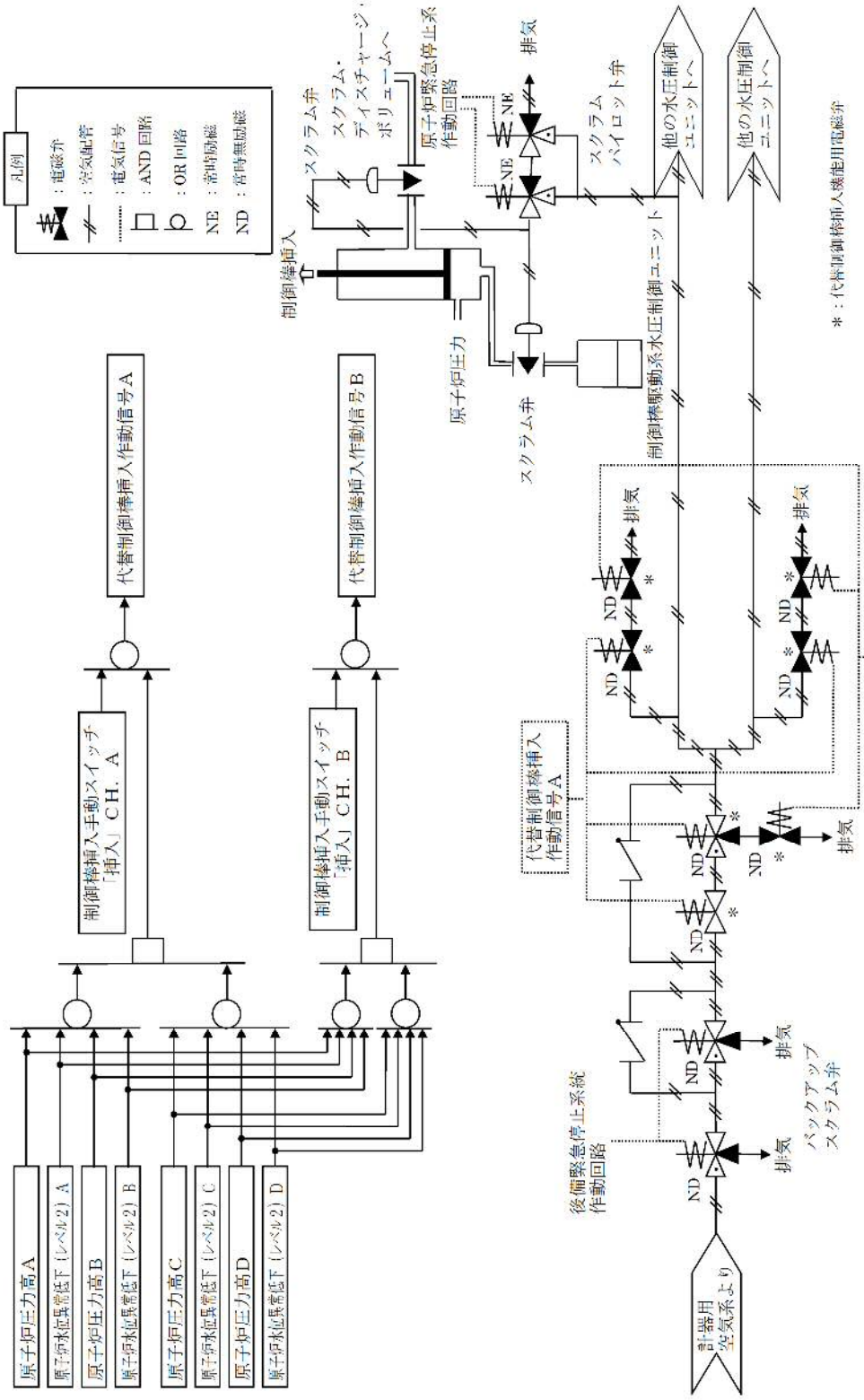
＊1：電源設備については「3.14電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」で示す。

＊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，ＡＴＷＳ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。

3.1.2.1.2 主要設備の仕様

第3.1-1図に代替制御棒挿入機能の作動回路の説明図を示す。



第3.1-1図　代替制御棒挿入機能説明図

主要設備の仕様を以下に示す。

(1) 制御棒

種　　類：十字形

中性子吸収材：ボロンカーバイド粉末，ハフニウムフラットチューブ

有 効 長 さ ：3,632mm

個　　数：185

取 付 箇 所 ：格納容器内

(2) 制御棒駆動機構

最高使用圧力：8.62MPa[gage]

最高使用温度：302℃

個　　数：185

取 付 箇 所 ：格納容器内

(3) 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット

種　　類：円筒縦形（ピストン式）

容　　量：18L/個

最高使用圧力：12.06MPa[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，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	格納容器内，中央制御室，原子炉建屋付属棟及び原子炉建屋原子炉棟内に取り付けるため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響を受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波による影響を考慮した設計とする。

（44-3-2，3，7）

（2）操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替制御棒挿入機能は，原子炉圧力高及び原子炉水位異常低下（レベル2）の検出器を多重化し，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っては,通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については,「2.3.4　操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替制御棒挿入機能は,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，電気的に分離することで，原子炉緊急停止系に悪影響を与えない設計とする。

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

（44-8-1～10）

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

（ⅰ）要求事項

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

（ⅱ）適合性

基本方針については「2.3.3　環境条件等」に示す。

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

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

第3.1-6表 操作対象機器設置場所

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

(44-3-7)

3.1.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

代替制御棒挿入機能は，原子炉圧力上昇及び原子炉水位低下に至るＡＴＷＳ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，スクラム不作動時に作動する設備であることを考慮し，「原子炉圧力高」の信号で作動する設計とする。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，電気的・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，電気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 ＡＴＷＳ緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

3.1.2.2.1 設備概要

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 ＡＴＷＳ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		ＡＴＷＳ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】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【常設】

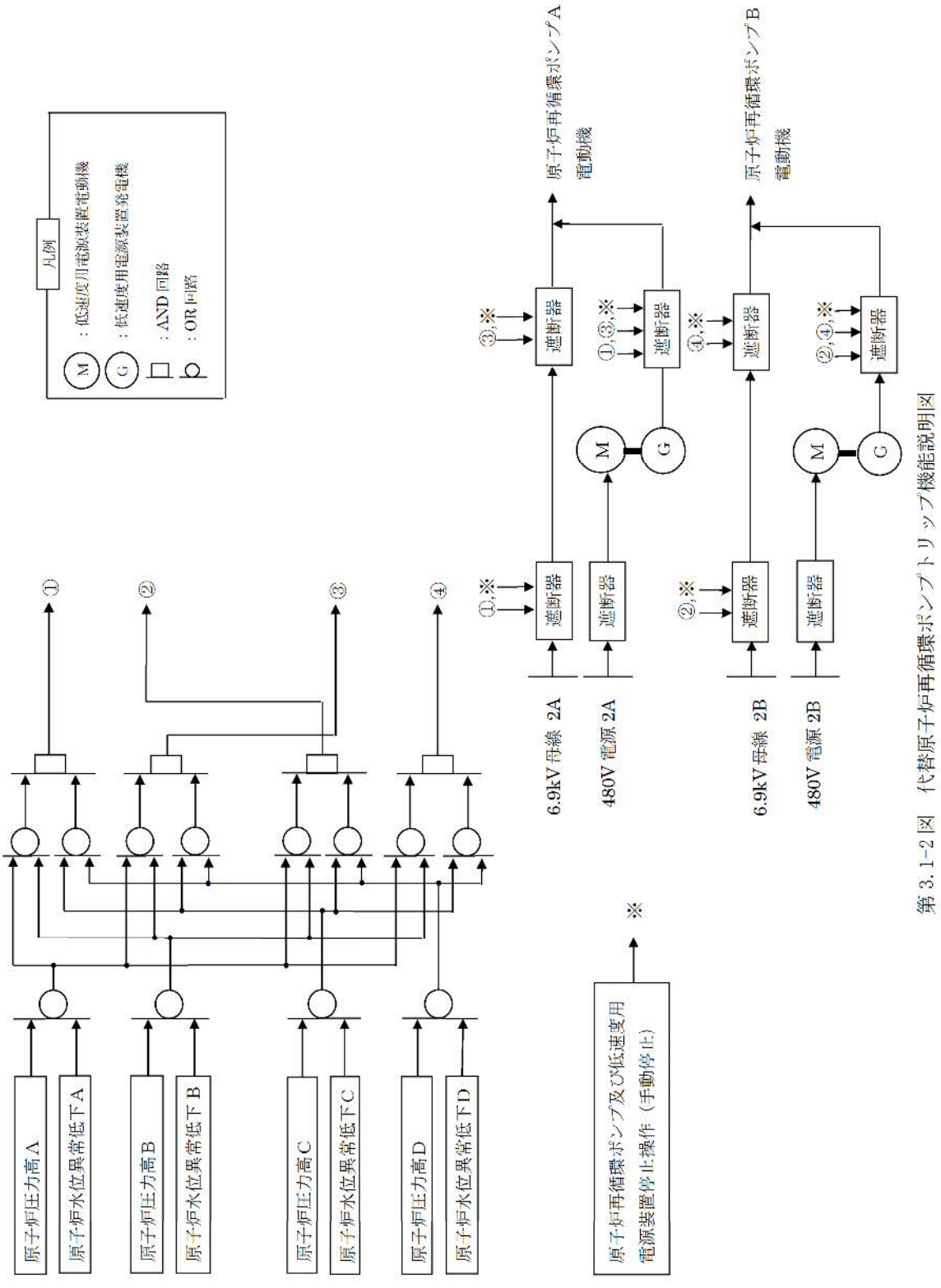
＊1：電源設備については「3.14電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

＊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，ＡＴＷＳ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3.1-2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3.1-2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。
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

(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っては,通常時に使用する系統から速やかに切り替えられ

る機能を備えるものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止について」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，電気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	原子炉建屋付属棟地下1階 原子炉建屋付属棟地下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ＡＴＷＳ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，電気的・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，電気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

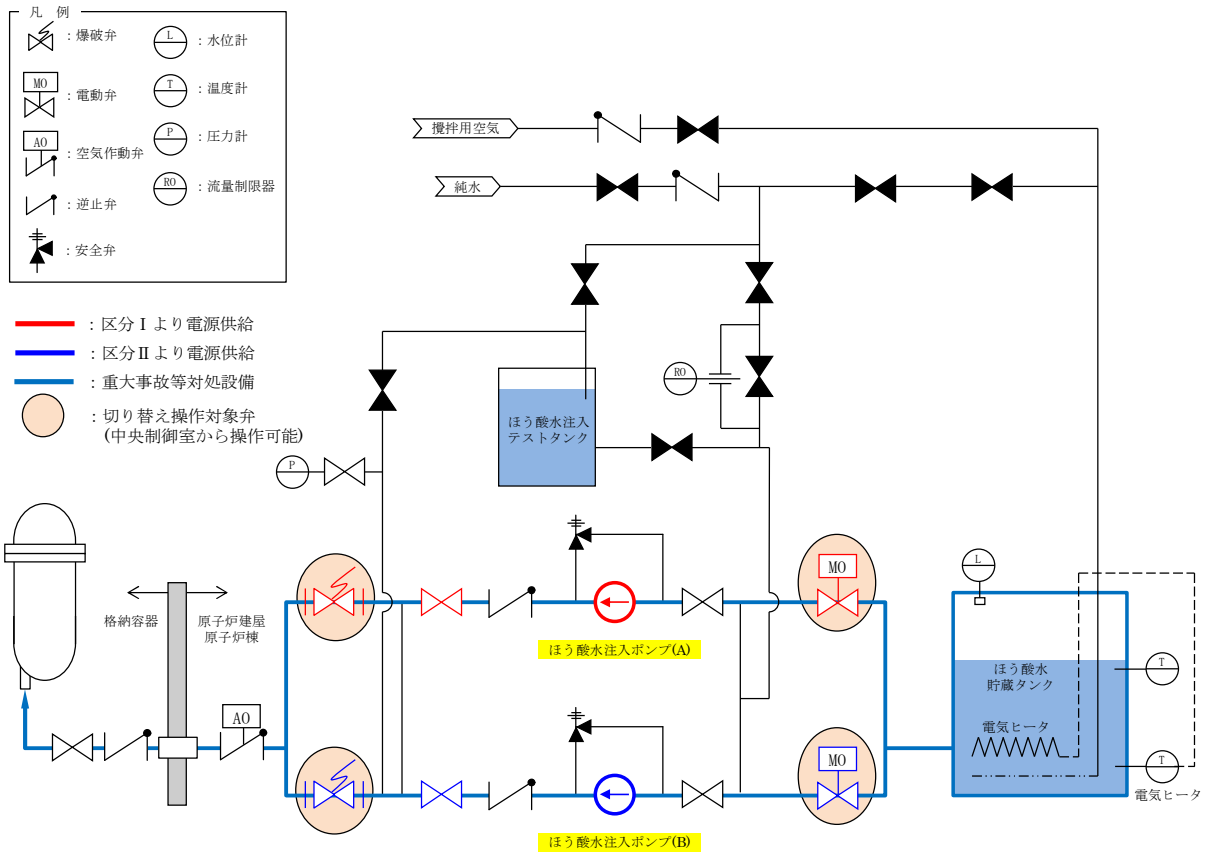
3.1.2.3.1 設備概要

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。

本系統は，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。

本系統は，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。

本系統全体の系統概要図を第3.1-3 図に，本系統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3.1-3 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連プランジャポンプ

容　　量：9.78m^3/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

原動機の出力：37kW/台

(2) ほう酸水貯蔵タンク

種　　類：円筒縦型

容　　量：19.5m^3/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）
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，電磁波の影響は受けない。

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，ＡＴＷＳ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。

(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。

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。

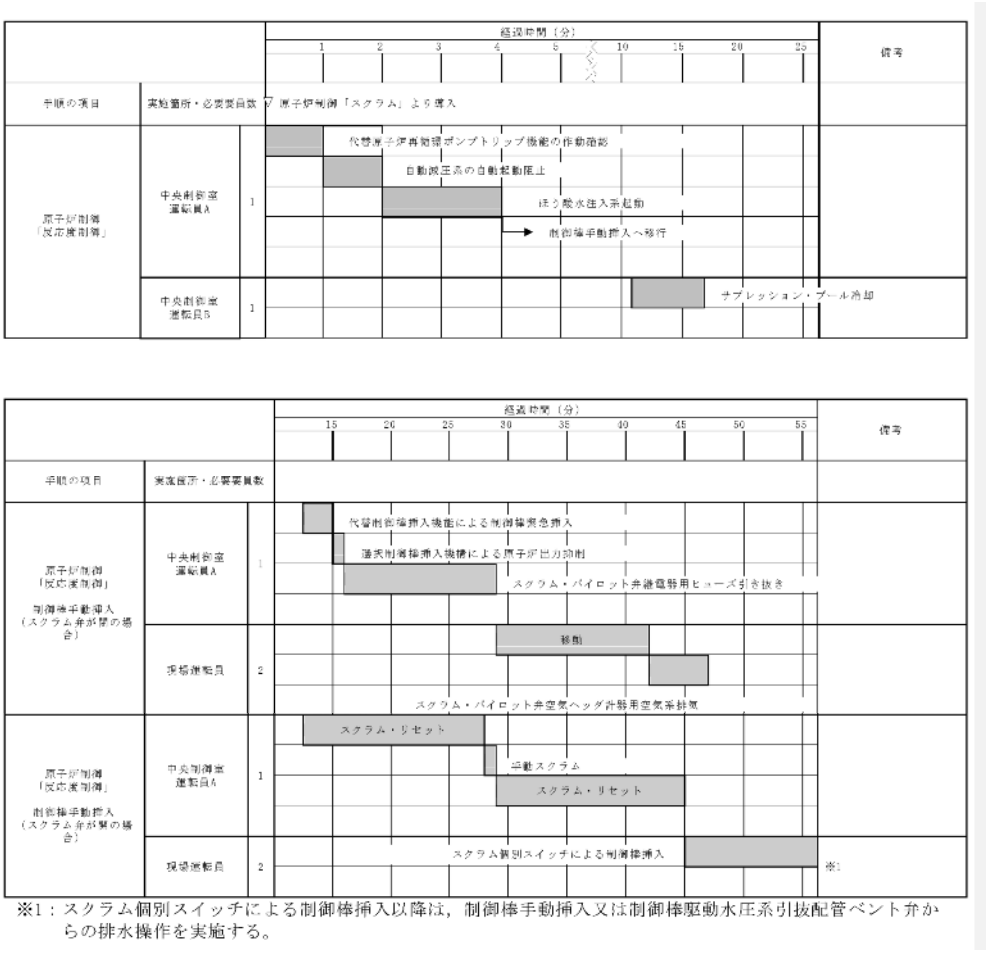
原子炉へのほう酸水注入の際に操作が必要となるほう酸水注入ポンプ，ほう酸水貯蔵タンク出口弁及び爆破弁は，中央制御室内におけ

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3.1-4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3.1-4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

	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
項目	制御棒 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット	ほう酸水注入系
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

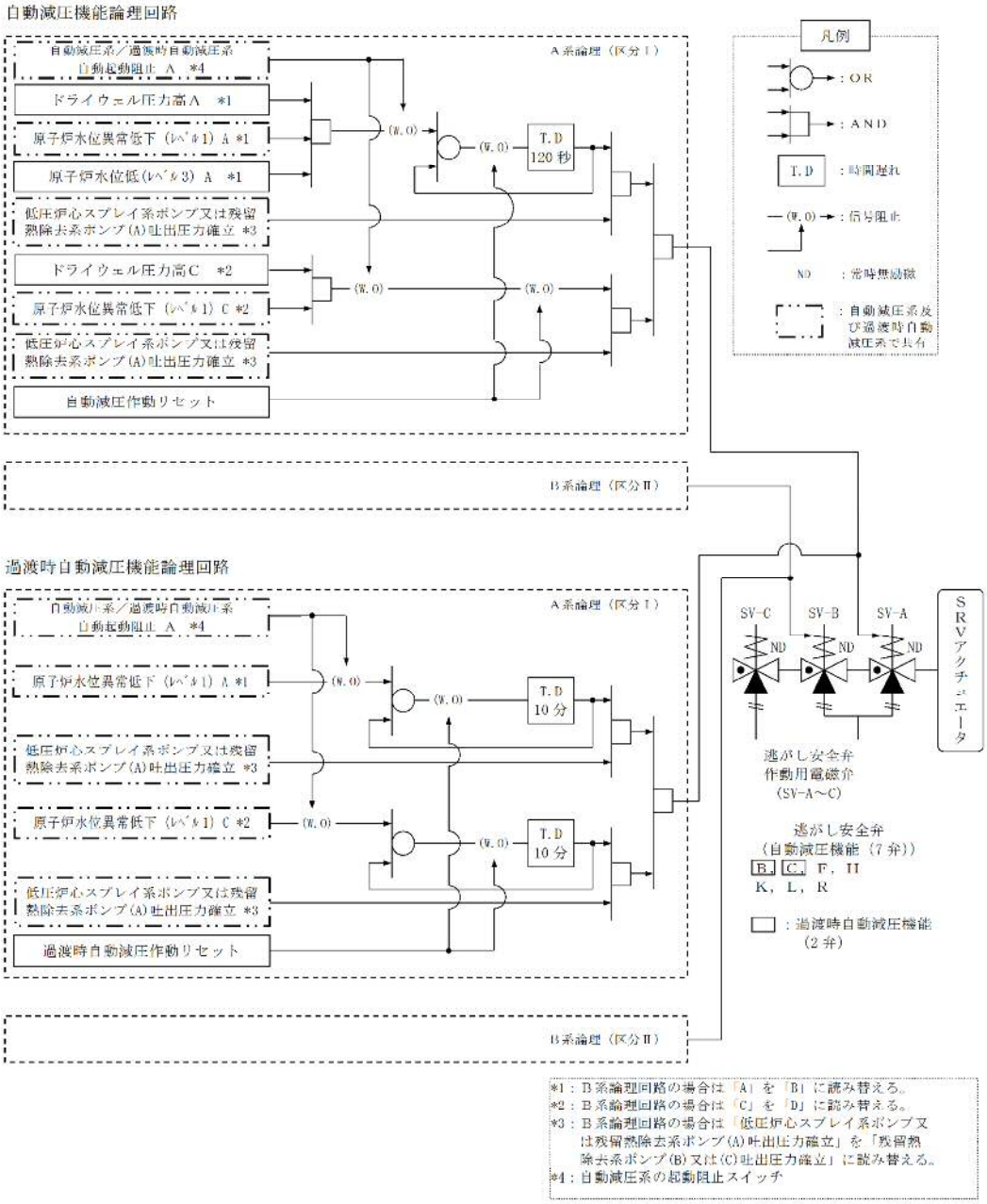
設備区分		設備名
主要設備		自動減圧系の起動阻止スイッチ【常設】
関連設備	付属設備	－
	水源	－
	流路	－
	注水先	－
	電源設備＊1（燃料補給設備含む）	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機【常設】 燃料移送ポンプ【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 燃料デイタンク【常設】 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】
	計装設備＊2	－

＊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3.1-5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 3.1-5 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。）。
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。

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，スイッチ接点以降は分離することで，自動減圧系に悪影響を与えない設計とする。

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

（ⅰ）要求事項

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

（ⅱ）適合性

基本方針については「2.3.3　環境条件等」に示す。

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

第3.1-22表 操作対象機器設置場所

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

3.1.2.4.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

（ⅰ）要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

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

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

（ⅰ）要求事項

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

（ⅱ）適合性

基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止

等について」に示す。

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

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三)

（ⅰ）要求事項

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

（ⅱ）適合性

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

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

3.3 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。

(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．高圧窒素ガスボ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（高圧窒素ガスボ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，高圧窒素ガスボンベを使用する。

高圧窒素ガスボンベは，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。

・高圧窒素ガスボンベ

(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）

(4)　インターフェイスシステムＬＯＣＡ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ＬＯＣＡ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）

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ＬＯＣＡ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ボンベ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）の高圧窒素ガスボ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）の高圧窒素ガスボンベは，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。

高圧窒素ガスボ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ボンベは，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ボ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ＬＯＣＡ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。

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，故障による待機徐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ＬＯＣＡ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ボ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ＬＯＣＡ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ＬＯＣＡ発生時の環境影響を受けない格納容器内に設置し，破損個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。

高圧窒素ガスボンベは，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。高圧窒素ガスボンベは，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。高圧窒素ガスボ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ＬＯＣＡ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。

高圧窒素ガスボンベ及び高圧窒素ガスボ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ボンベ供給弁が開となり，高圧窒素ガスボ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，高圧窒素ガスボンベは，人力又はボ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ＬＯＣＡ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ＬＯＣＡ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

円圧機能）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。

高圧窒素ガスボ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，高圧窒素ガスボ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，高圧窒素ガスボ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)　逃がし安全弁用可搬型蓄電池

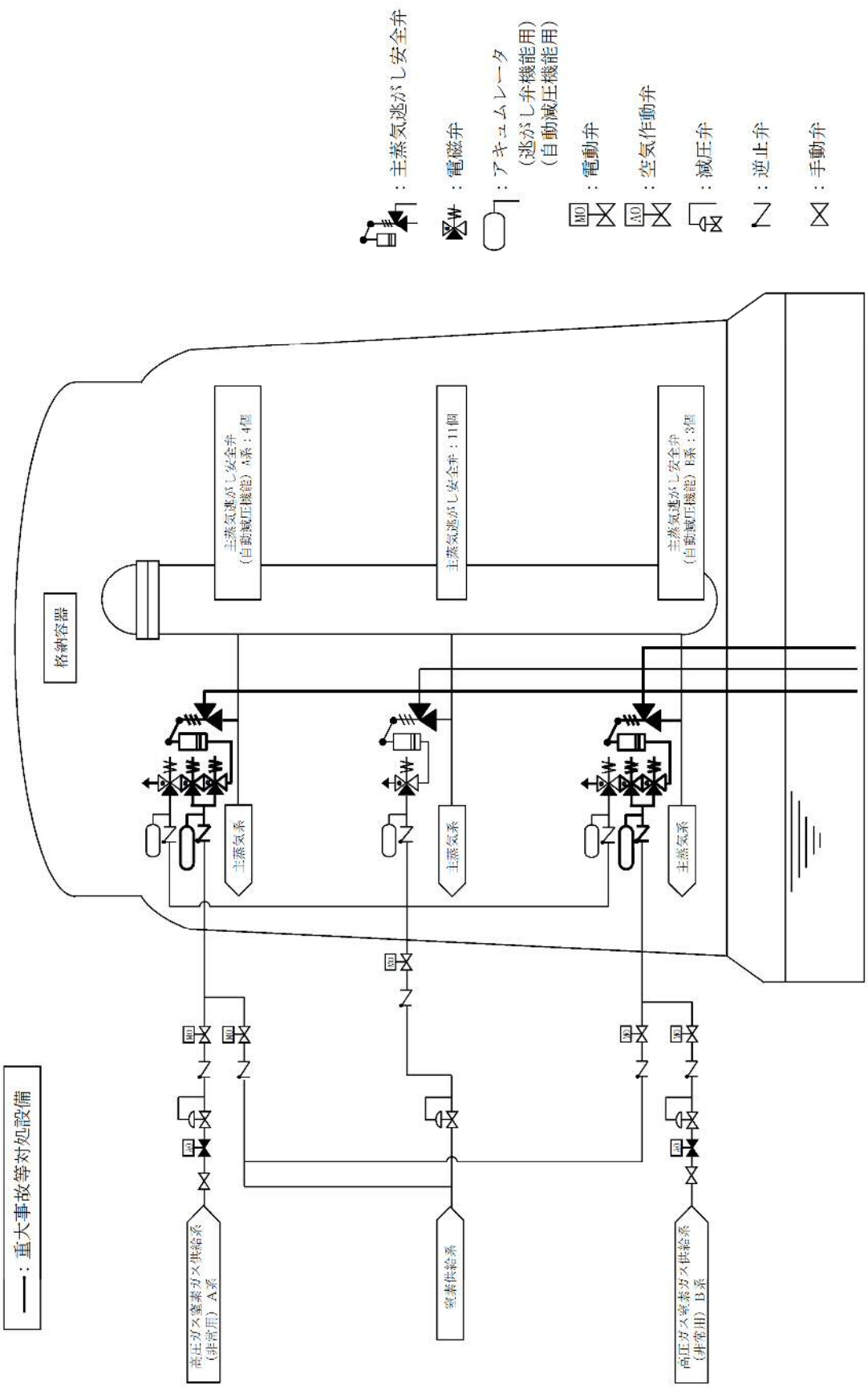
・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

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

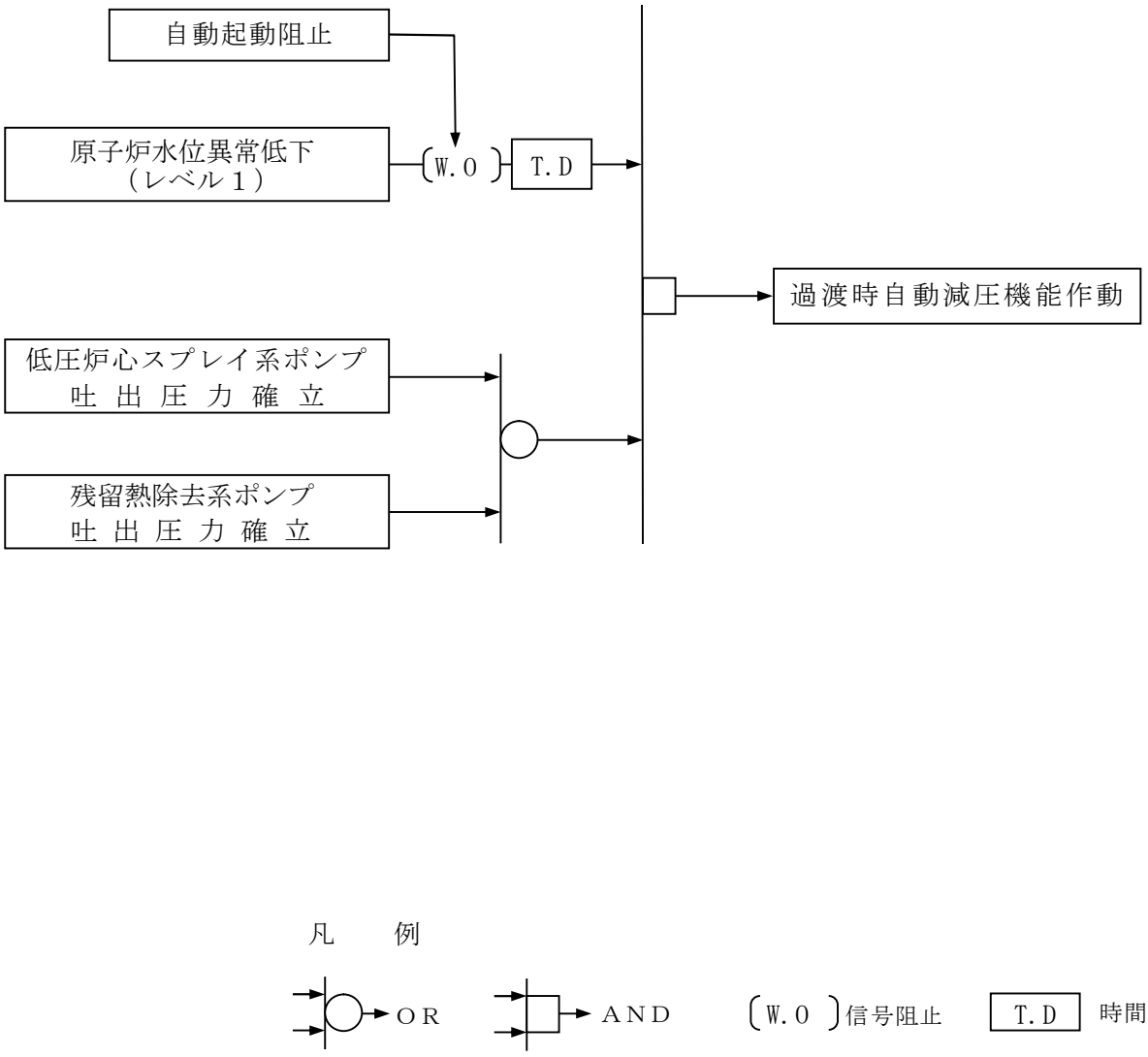
(3)　高圧窒素ガスボンベ

・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

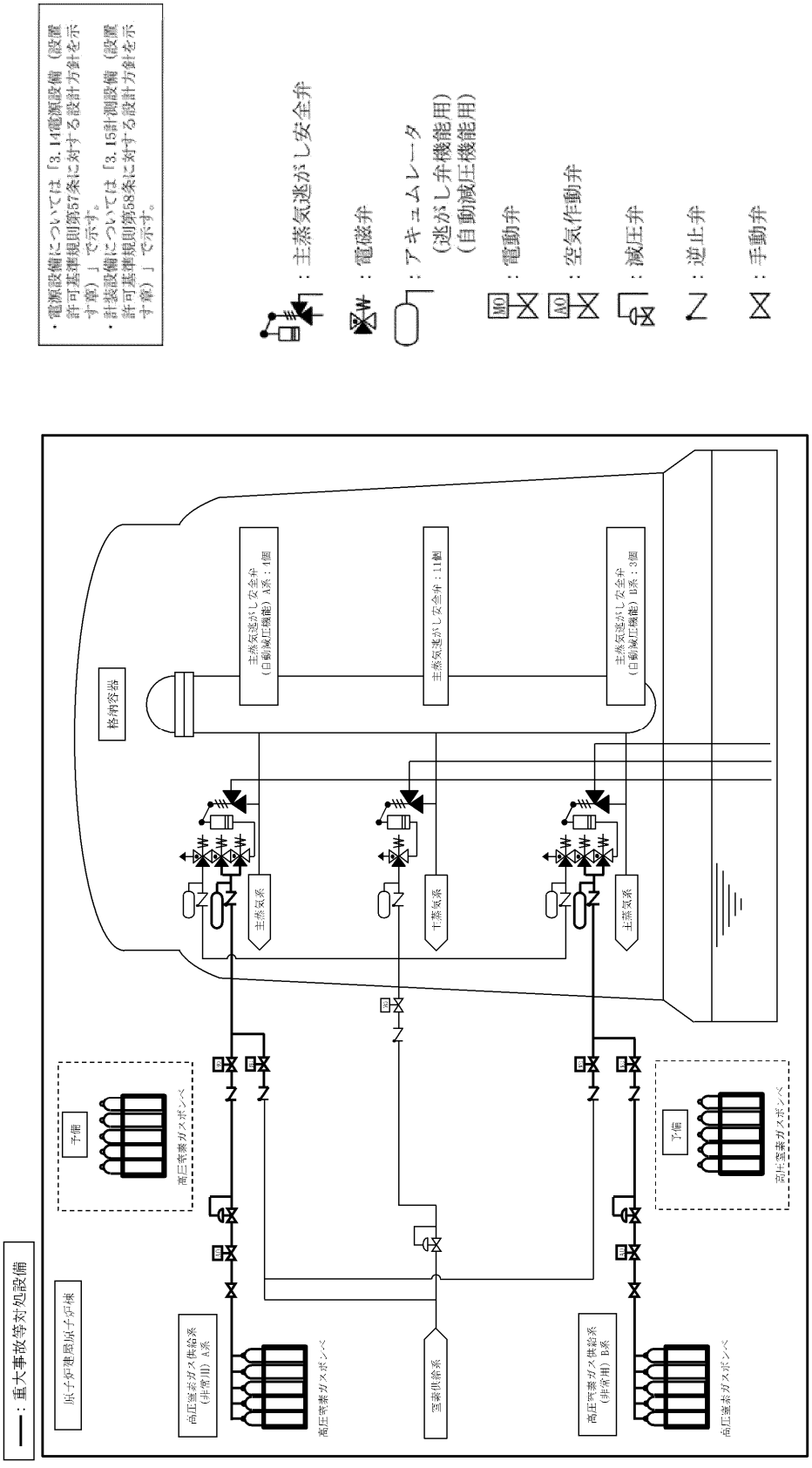
個　　数	10（予備 10）
容　　量	約 47L／個
充 填 圧 力	約 15MPa［gage］



第 5.8－1 図　逃がし安全弁に関する系統概要図



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



第 5.8－3 図　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（高圧窒素ガス供給系（非常用））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）

（ⅰ）　要求事項

（ⅱ）　適合性

(2)　操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

（ⅰ）　要求事項

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ） 適合性

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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

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）

（ⅰ） 要求事項

（ⅱ） 適合性

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

（ⅰ） 要求事項

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

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）

（ⅰ）　要求事項

（ⅱ）　適合性

(2)　操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

（ⅰ）　要求事項

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

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）

（ⅰ） 要求事項

（ⅱ） 適合性

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

（ⅰ） 要求事項

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ）　適合性

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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ） 適合性

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ボンベを配備すること。

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）の窒素ガスボンベにより，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，高圧窒素ガスボ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

不活性ガス系が健全で，逃がし安全弁（逃がし弁機能）の駆動に必要となる窒素ガスが，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。不活性ガス系は，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，不活性ガス系は，耐震Ｓクラス設計ではなくＳ$_s$機能維持を担保できないが，使用可能であれば原子炉圧力バウンダリを冷却する手段として有効である。

(9)　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ボ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ボ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。

代替主蒸気逃がし安全弁駆動装置による主蒸気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主蒸気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，主蒸気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，通常運転時は不活性ガス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タリを減圧する。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不活性ガス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，すべてこの機能を有している。

(3)　自動減圧機能

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

18個の逃がし安全弁のうち，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，通常運転時に不活性ガス系より窒素供給されている。

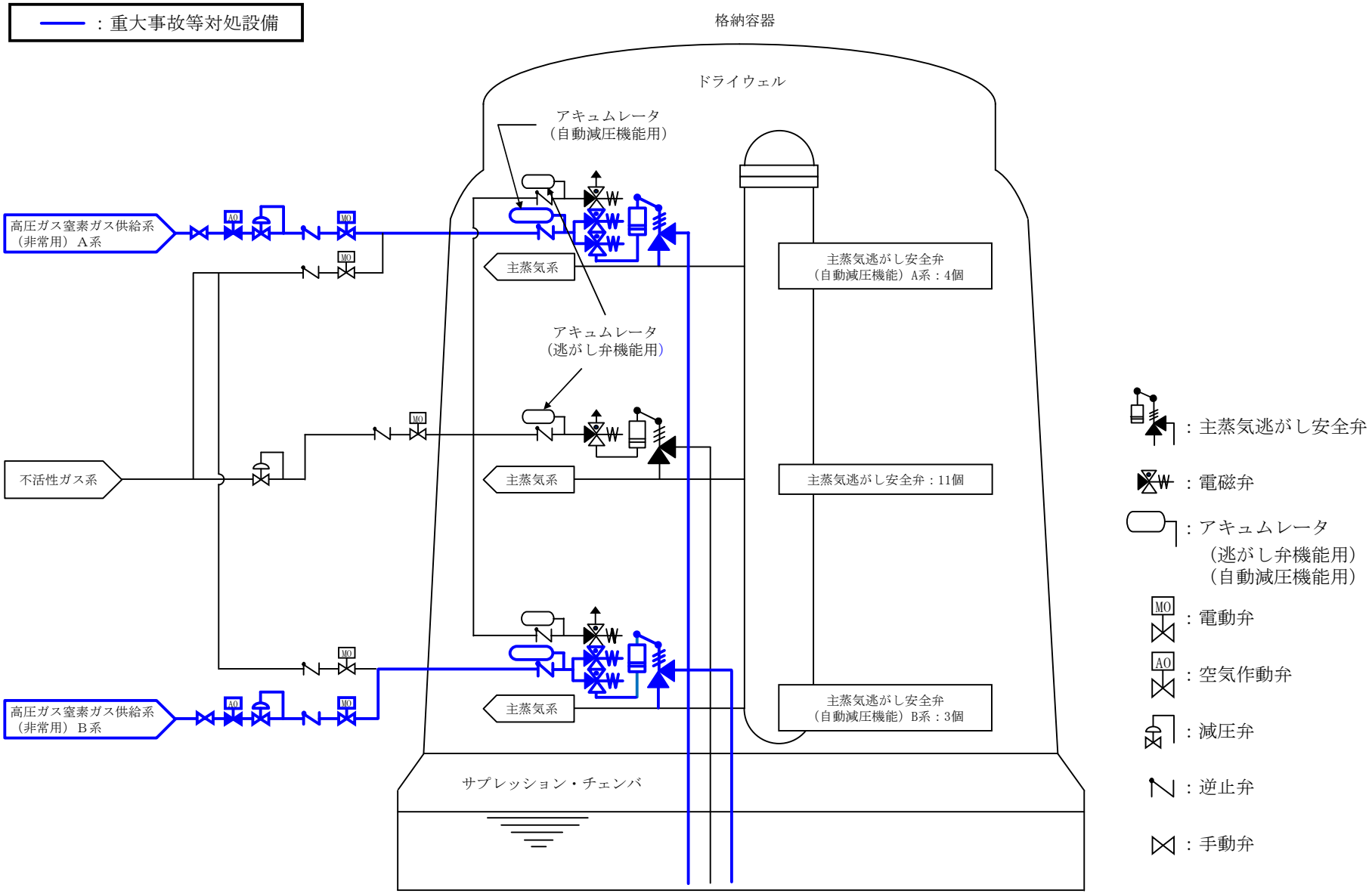
18個の逃がし弁機能用アキュムレータは，すべてこの機能を有しており，各々のアキュムレータが各逃がし安全弁に窒素供給が可能な設計とする。

(5)　自動減圧機能用アキュムレータ

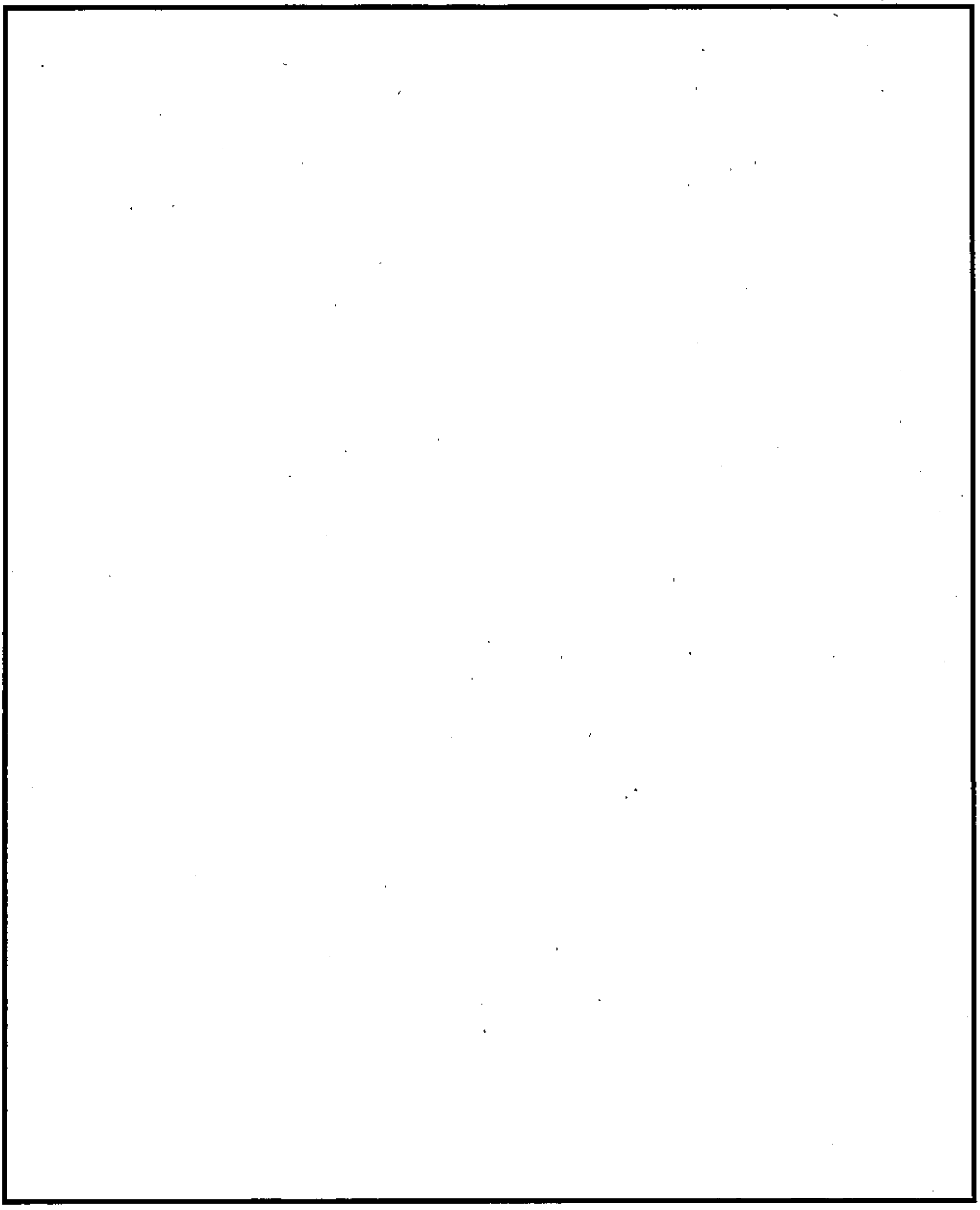
自動減圧機能用アキュムレータは，逃がし安全弁が自動減圧機能によって強制的に開放するために必要な駆動用窒素を供給する。自動減圧機能用アキュムレータは，通常運転時に不活性ガス系及び高圧窒素ガス供給系（非常用）より窒素供給されており，重大事故等時においてアクチュエー

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，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（自動減圧機能）に窒素供給が可能な設計とする。



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
関連設備	計装設備＊3	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：逃がし安全弁各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℃

取付け箇所　：　　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下のうち，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，シリンダー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，検査又は目視により確認
	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，アキュムレータから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	アキュムレータからの漏えい確認
	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）の窒素ガスボ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，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（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)	常設代替直流電源設備(発電機)	可搬型代替直流電源設備(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	屋外	原子炉建屋付属棟	中央制御室
操作系	インターロック又は手動操作	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	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。

本系統は，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

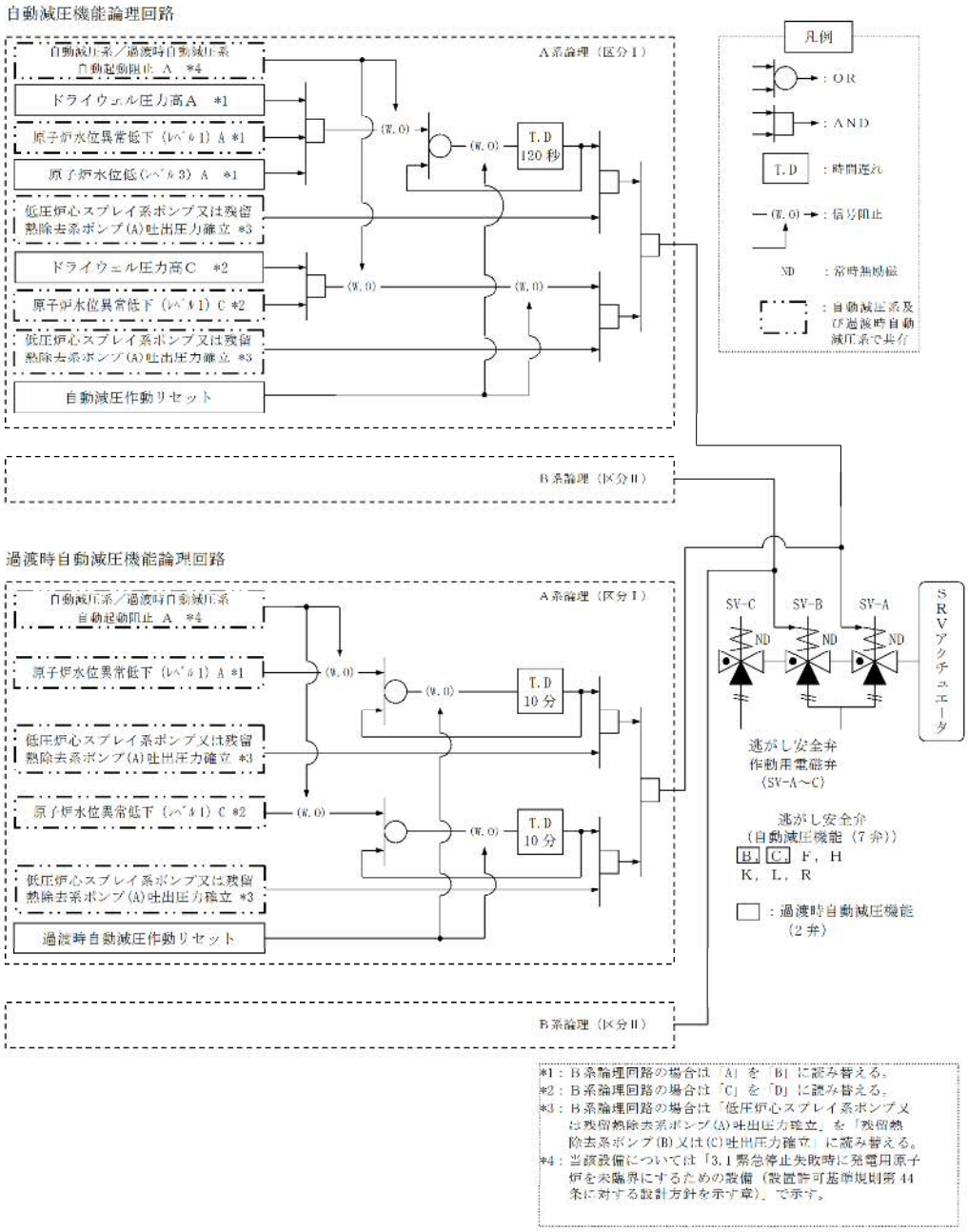
設備区分		設備名
主要設備		過渡時自動減圧機能【常設】
関連設備	付属設備	－
	水源	－
	流路	－
	注水先	－
	電源設備*1（燃料補給設備含む）	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機【常設】 燃料移送ポンプ【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 燃料デイタンク【常設】 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】
	計装設備*2	原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【常設】 原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（SA広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（SA燃料域）【常設】 サプレッション・プール水位【常設】 サプレッション・プール水温度【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）【常設】 原子炉圧力容器温度【常設】 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力【常設】 常設高圧代替代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力【常設】 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】 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っては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）　適合性

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

過渡時自動減圧機能は，本来の用途以外には使用しない設計とする。

(5)　悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

（ⅰ）　要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）　適合性

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

過渡時自動減圧機能は，他の設備に悪影響を及ぼさないよう以下の措置を講じる設計とする。

過渡時自動減圧機能の論理回路は，自動減圧機能の論理回路とは分離することで，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）信号並びに論理回路からの作動用電磁弁制御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気的に分離し，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気的に分離し，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，電気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，容量は有効性評価で確認している。

(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，電気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。

(46-11-2～8)

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／台
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／台
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/基

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/台

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っては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）　適合性

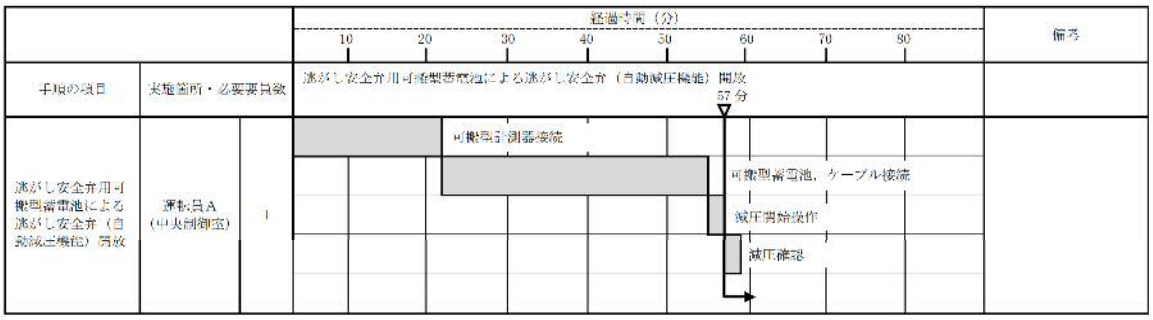
基本方針については，「2.3.1　多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

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）



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開放タイムチャート*

＊：「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の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，125VＡ系蓄電池及び125VＢ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っては，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っては，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の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ＳＡ設備の125VＡ系蓄電池，125VＢ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
	125VＡ系蓄電池【常設】 125VＢ系蓄電池【常設】	逃がし安全弁用可搬型蓄電池【可搬】
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	125VＡ系蓄電池【常設】 125VＢ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）
	125VＡ系蓄電池【常設】 原子炉建屋付属棟中1階 125VＢ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

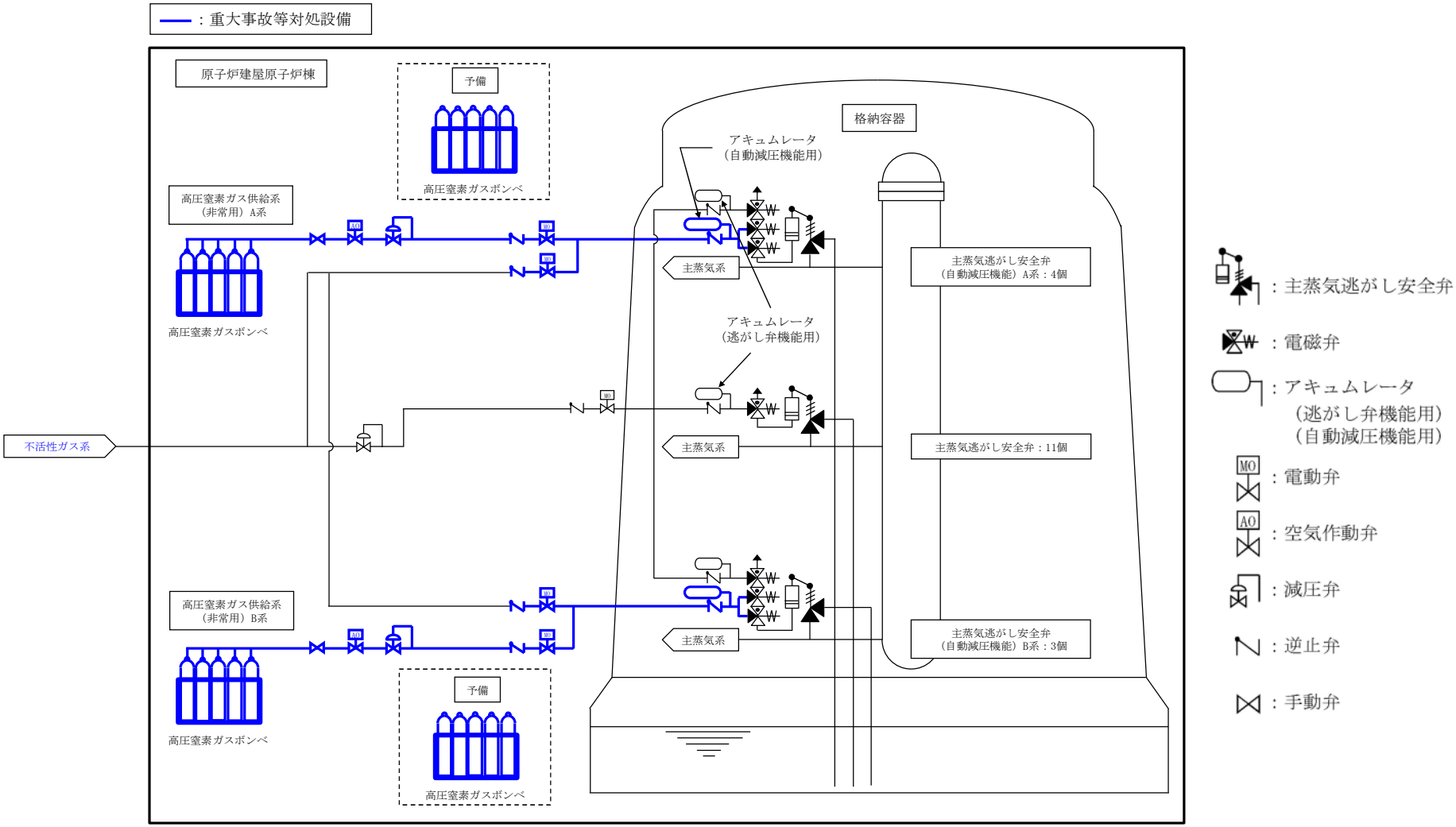
逃がし安全弁（自動減圧機能）7個の駆動に必要な，自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合に備え，高圧窒素ガス供給系（非常用）を設ける。

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，高圧窒素ガスボンベ，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ボンベ供給弁が開となり，高圧窒素ガスボ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，高圧窒素ガスボ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ボ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		高圧窒素ガスボンベ【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)　高圧窒素ガスボンベ

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。

高圧窒素ガスボンベは，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ボンベ供給弁が開となり，

高圧窒素ガスボ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，高窒素ガスボンベの圧力が低下した場合に現場操作によるボンベ交換作業を実施する。

高圧窒素ガスボンベの交換作業は，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。

高圧窒素ガスボ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。

高圧窒素ガスボンベの交換操作は，一般的に用いられる工具（スパナ等）及び専用工具（ボンベ開閉ハンドル（ボンベコック操作用））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，高圧窒素ガスボ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。

高圧窒素ガスボンベは，人力又はボ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
高圧窒素ガスボンベ	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ボ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，高圧窒素ガスボンベは，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 高圧窒素ガスボンベの外観確認
運転中	外観検査	高圧窒素ガスボンベの外観確認 高圧窒素ガスの供給圧力確認

高圧窒素ガス供給系（非常用）は，停止中に行う機能・性能検査として，高圧窒素ガスボンベから高圧窒素ガスを供給することで，高圧窒素ガス供給系（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，高圧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，高圧窒素ガスボンベは，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。

高圧窒素ガスボンベは，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，高圧窒素ガス供給系（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。

高圧窒素ガスボンベの交換は，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，高圧窒素ガスボ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）による逃がし安全弁（自動減圧機能）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

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する。

高圧窒素ガスボ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ボンベの個数は，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っては，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。

高圧窒素ガスボンベは，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っては，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。

高圧窒素ガスボンベは，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。

高圧窒素ガスボンベは，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，高圧窒素ガスボ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。

高圧窒素ガスボンベは，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。

高圧窒素ガスボ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	高圧窒素ガスボンベ
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	高圧窒素ガスボンベ
	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。

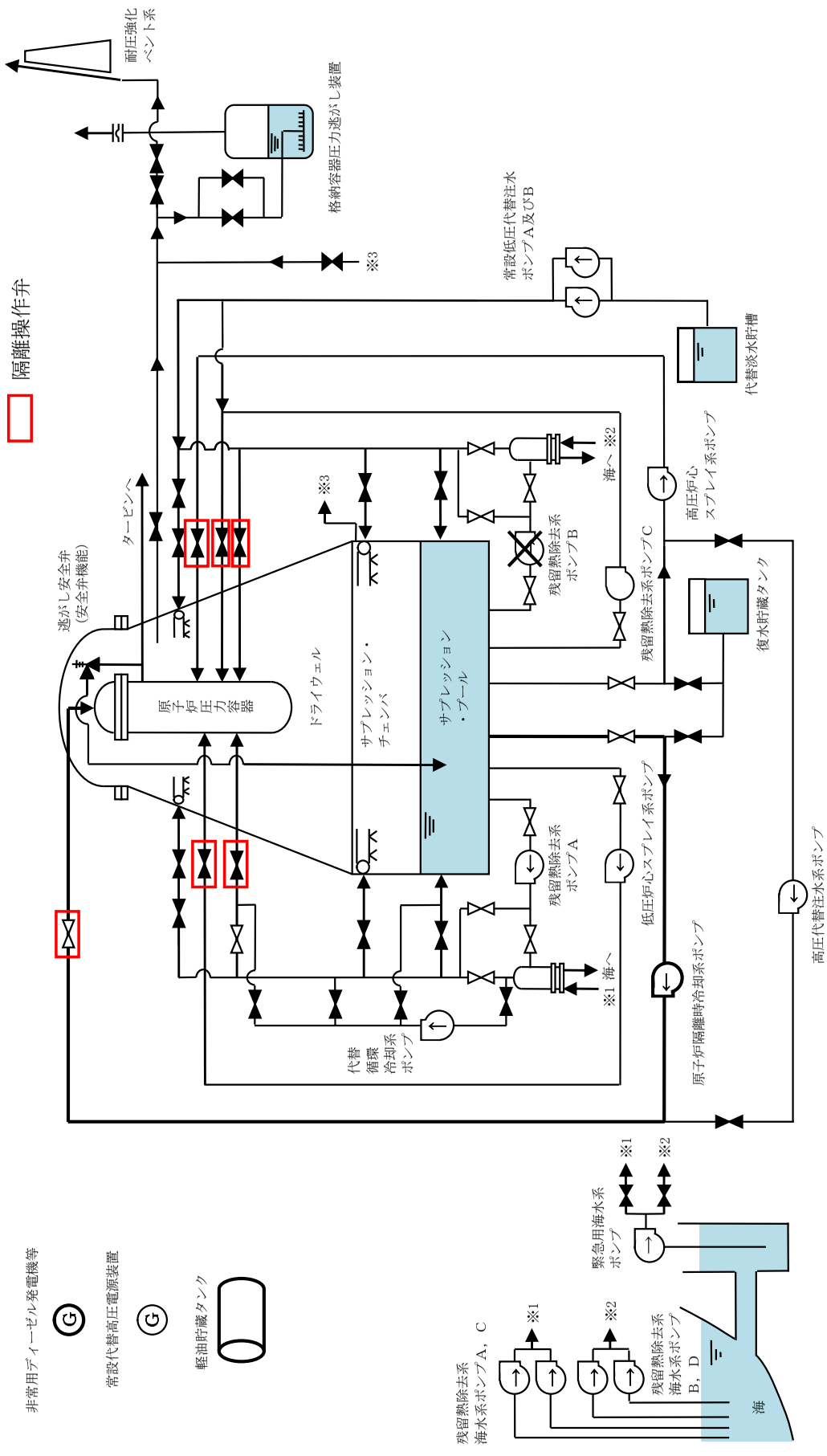
本設備は，原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統であり，プラント運転中に接続箇所の電動弁開閉試験を実施する非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の原子炉圧力容器注入ラインに，それぞれ1台の構成とする。

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

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

(6)　残留熱除去系C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

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である。

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表に示す設計である。

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，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。

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である。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である。

基本方針につては「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.　原子炉冷却系統施設

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（設計基準拡張）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5.9－6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，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，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

・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) 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した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

・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（淡水貯水池Ａ，Ｂ）の淡水が枯渇した場合は，防潮堤内側の取水箇所（ＳＡ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となる水の供給設備」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。

本系統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

・サプレッション・プール

・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，設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器,非常用取水設備の貯留堰，取水路，ＳＡ用海水ピット取水塔，海水引込み管，ＳＡ用海水ピットを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，低圧炉心スプレイ系を介し，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

・サプレッション・プール

・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，設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器，非常用取水設備の貯留堰，取水路，ＳＡ用海水ピット取水塔，海水引込み管，ＳＡ用海水ピットを重大事故等対処設備として使用する。

c．溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合に用いる設備

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合，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）を介してサプレッション・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。また，非常用取水設備のＳＡ用海水ピット取水塔，海水引込み管及びＳＡ用海水ピット，貯留堰及び取水路を重大事故等対処設備として使用する。

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給電できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

・代替循環冷却系ポンプ

・残留熱除去系熱交換器（A）

・サプレッション・プール

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

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．重大事故等対処設備（設計基準拡張）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を設ける。

(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，サプレッション・プール及び残留熱除去系海水ポンプを使用する。

サプレッション・プールを水源とした残留熱除去系ポンプは，残留熱除去系熱交換器を介して，サプレッション・プール水を冷却し，原子炉圧力容器へ注水できる設計とする。

本系統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

・サプレッション・プール

・残留熱除去系海水ポンプ

その他，設計基準事故対処設備である非常用取水設備の貯留堰，取水路及び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

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

・サプレッション・プール

・残留熱除去系海水ポンプ

その他，設計基準事故対処設備である非常用取水設備の貯留堰，取水路及び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，原子炉を除熱できる設計とする。

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

本系統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，設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器並びに非常用取水設備の貯留堰及び取水路を重大事故等対処設備として使用する。

c．重大事故等対処設備（設計基準拡張）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，原子炉圧力容器内の冷却水を循環させることで，原子炉を冷却できる設計とする。

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

その他，設計基準事故対処設備である非常用取水設備の貯留堰，取水路及び原子炉圧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，位置的分散の設計方針は適用しない。

常設代替高圧電源装置，可搬型設備用軽油タンク，タンクローリについては，「10.2　代替電源設備」に示す。原子炉圧力容器については，「5.1　原子炉圧力容器及び一次冷却材設備　5.1.2　重大事故等時」に示す。非常用取水設備の貯留堰及び取水路については，「10.8　非常用取水設備　10.8.2　重大事故等時」に示す。

5.9.2.1　多様性，独立性及び位置的分散

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

常設低圧代替注水系ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水は，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イ系ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水に対し，多様性及び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イ系ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水に対し，多様性及び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，多様性及び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を不要（自然冷却）とすることで，残留熱除去海水系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イ系ポンプに対し多様性を持たせた設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプを使用する原子炉圧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確保する設計とする。

これらの多様性，独立性及び位置的分散によって，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設計基準事故対処設備に対して，多様性，独立性及び位置的分散を図る設計とする。

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，多様性を確保する設計とする。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圧力容器への注水に対して，多様性及び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圧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確保する設計とする。

これらの多様性，独立性及び位置的分散によって，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設計基準事故対処設備に対して，重大事故等対処設備として多様性，独立性及び位置的分散を図る設計とする。

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及び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を不要（自然冷却）とすることで，残留熱除去系海水ポンプにより冷却する残留熱除去系ポンプに対して多様性を持たせた設計とする。

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

代替循環冷却系ポンプによる残存溶融炉心の冷却に使用する配管は，残留熱除去系熱交換器（A）の出口配管の分岐点から，残留熱除去系（A）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確保する設計とする。

これらの多様性，独立性及び位置的分散によって，残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器，残留熱除去系海水ポンプ及び非常用ディーゼル発電機を使用する設計基準事故対処設備に対して，重大事故等対処設備としての多様性，独立性及び位置的分散を図る設計とする。

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及び位置的分散を図る設計とする。

緊急用海水ポンプは，地下格納槽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。

これらの多様性，独立性及び位置的分散によって，残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器，残留熱除去系海水ポンプ及び非常用ディーゼル発電機を使用する設計基準事故対処設備に対して，重大事故等対処設備として多様性，独立性及び位置的分散を図る設計とする。

電源の多様性，位置的分散については「10.2　代替電源設備」に示す。

5.9.2.2　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ことを確認することで，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，十分なポンプ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の操作は中央制御室で可能な設計とする。

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の操作は中央制御室で可能な設計とする。

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の操作は中央制御室で可能な設計とする。

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。また，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の操作は中央制御室で可能な設計とする。

緊急用海水ポンプは，地下格納槽内に設置し，想定される重大事故等時における地下格納槽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ため耐腐食性材料を使用する。また，緊急用海水ポンプによ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。

緊急用海水ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。

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でも，通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替できる設計とする。常設低圧代替注水系ポンプは，中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプを使用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，通常時の系統から速やかに切替えできる設計とする。

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（又は西側接続口）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。また，ホースの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，付属の操作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，中央制御室の制御盤の操作スイッチ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，中央制御室の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

低圧炉心スプレイ系ポンプ及びサプレッション・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，中央制御室の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

代替循環冷却系ポンプ，緊急用海水ポンプ及びサプレッション・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時の系統から弁操作等にて速やかに切替できる設計とす

る。代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは，中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とする。

5.9.3　主要設備及び仕様

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に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，車両として運転状態の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溶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

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溶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

(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溶融炉心を冷却するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

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。

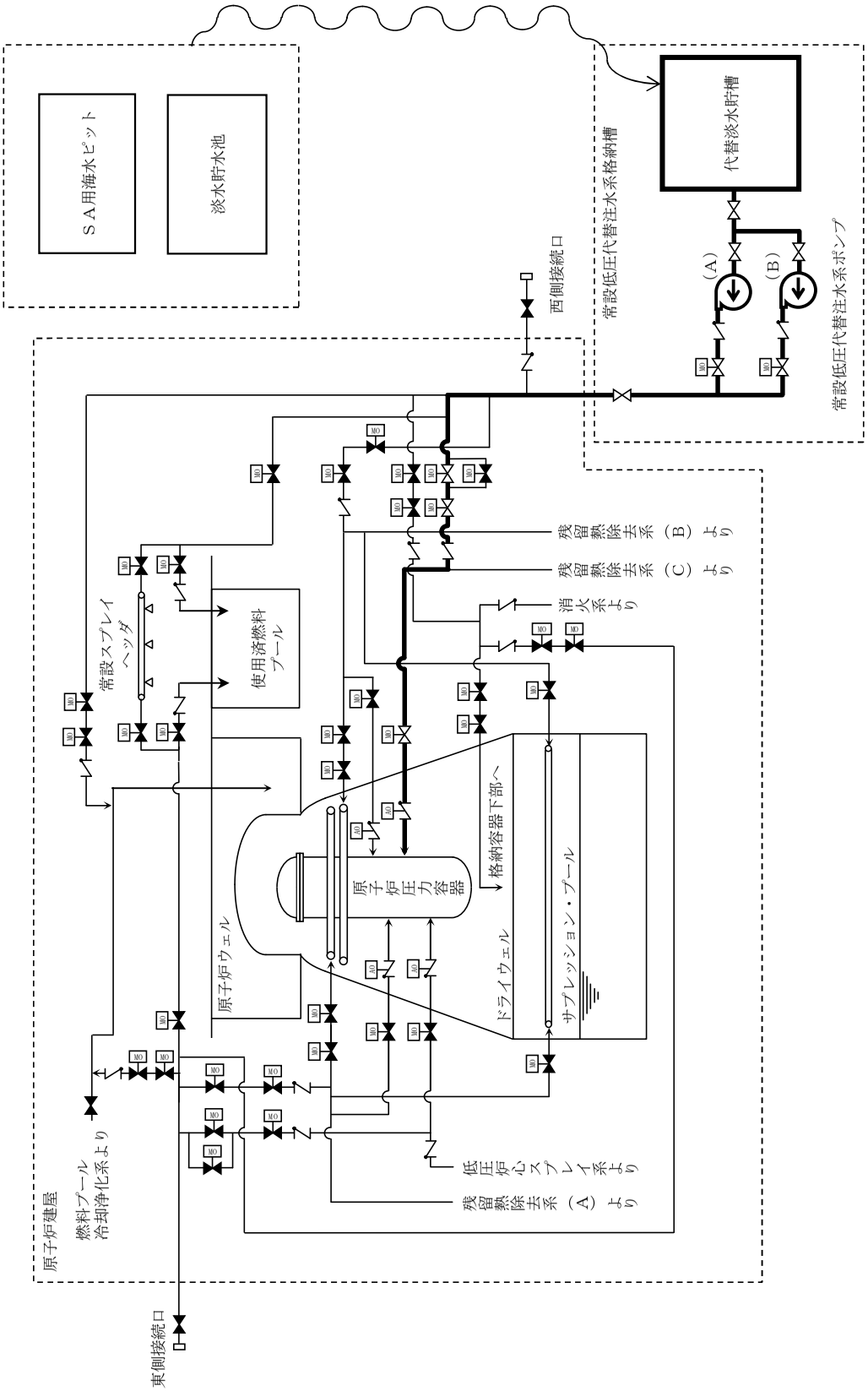
・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

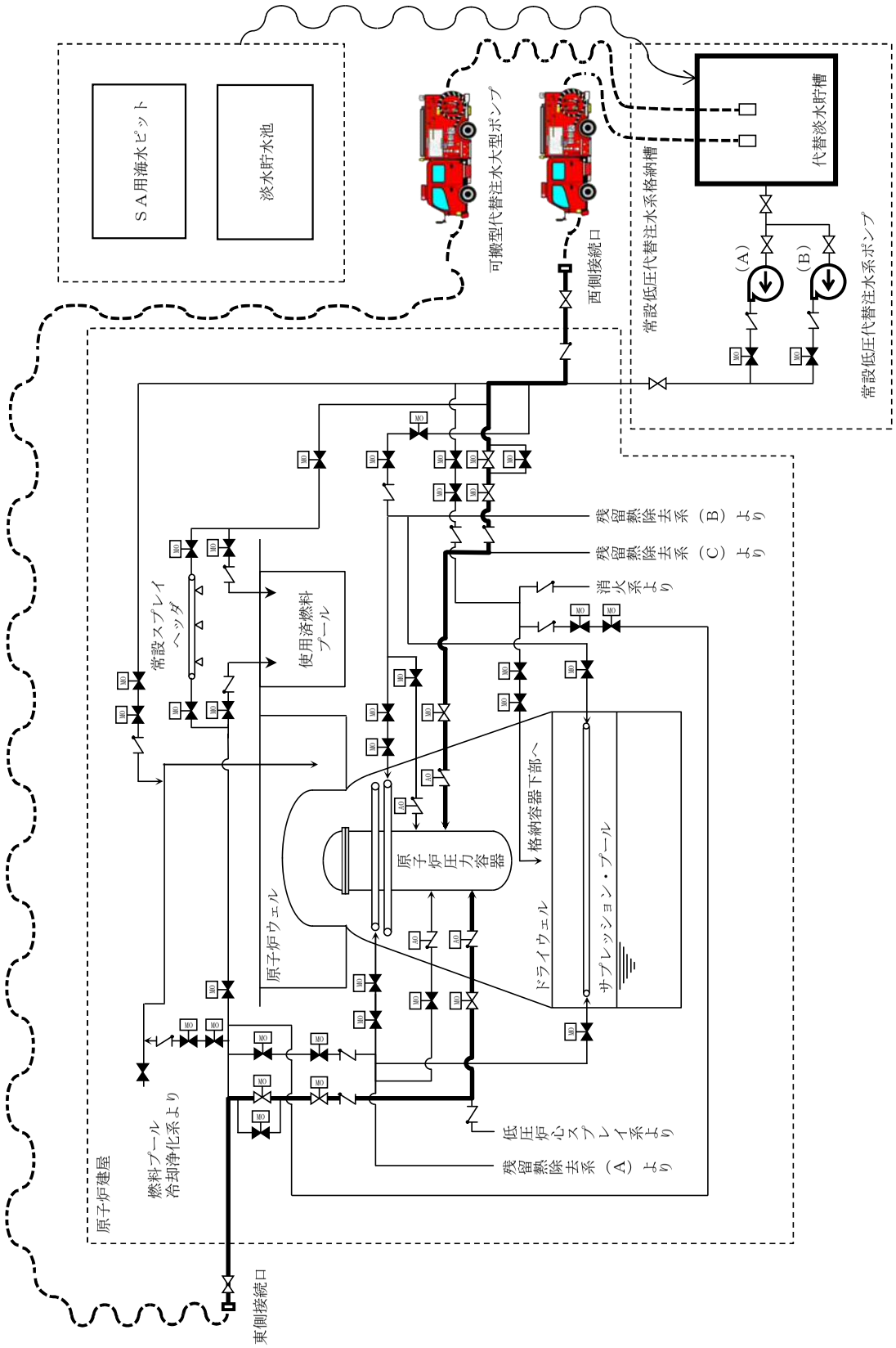
・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

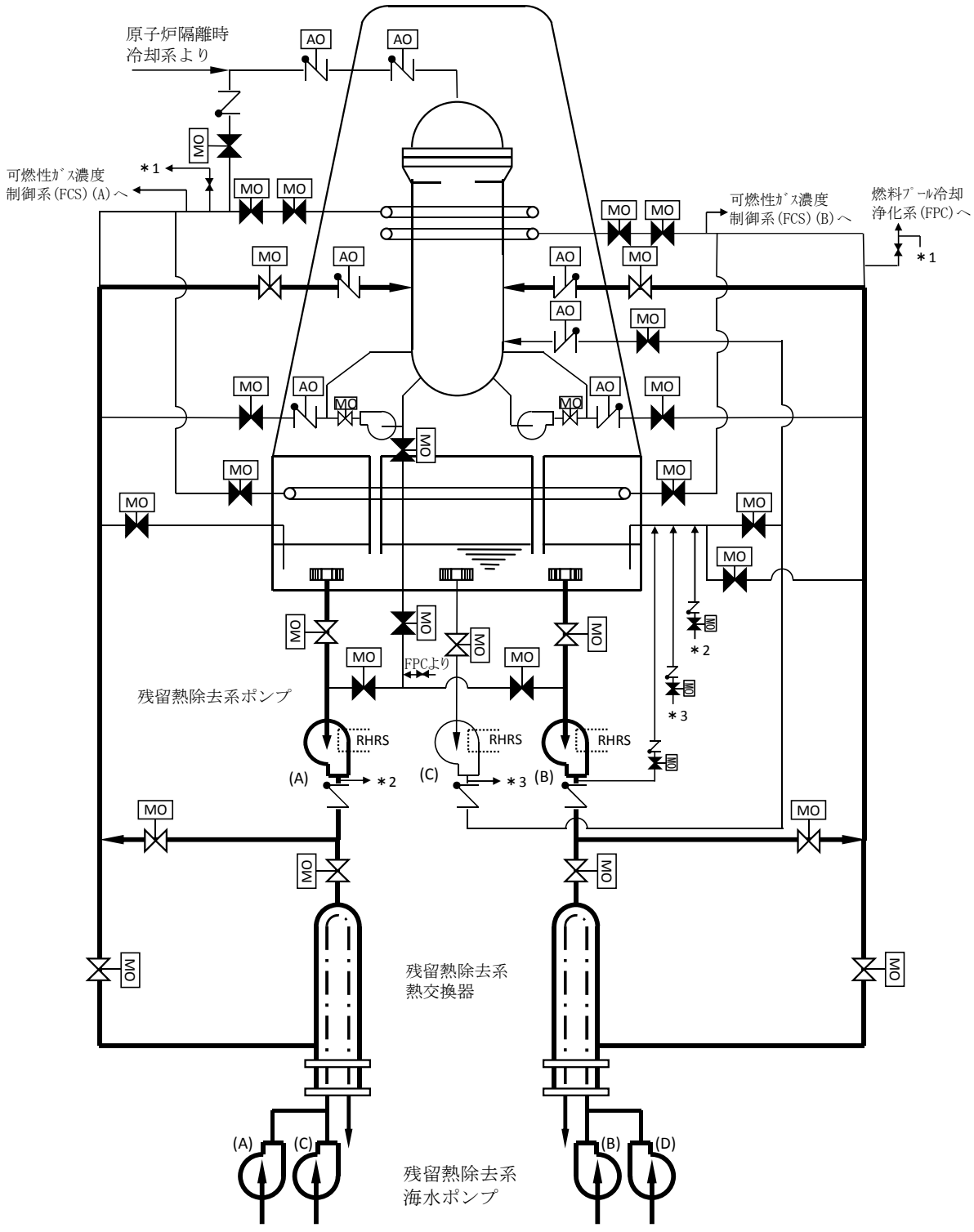
主要仕様については，「5.4　残留熱除去系」に示す。



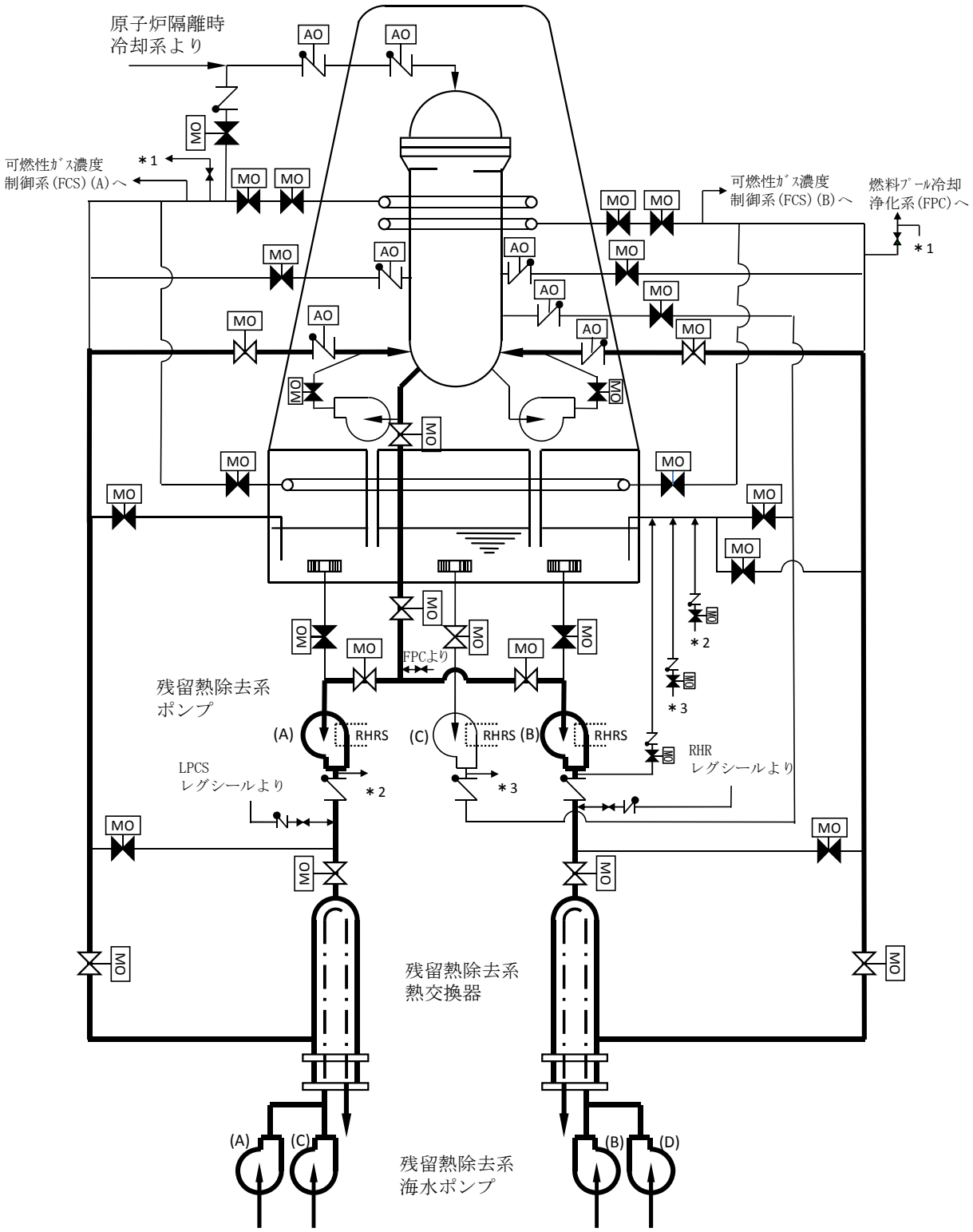
第 5.9－1 図　低圧代替注水系（常設）による原子炉注水系統概要図



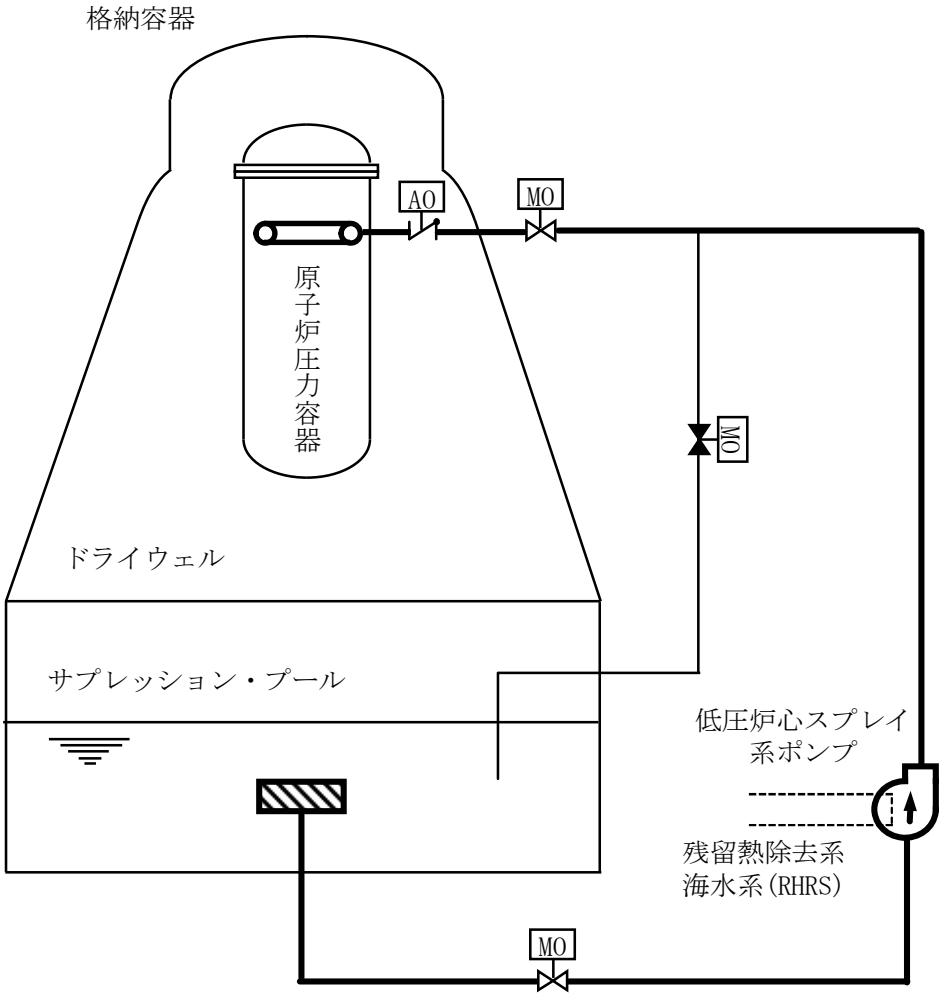
第 5.9－2 図　低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水系統概要図



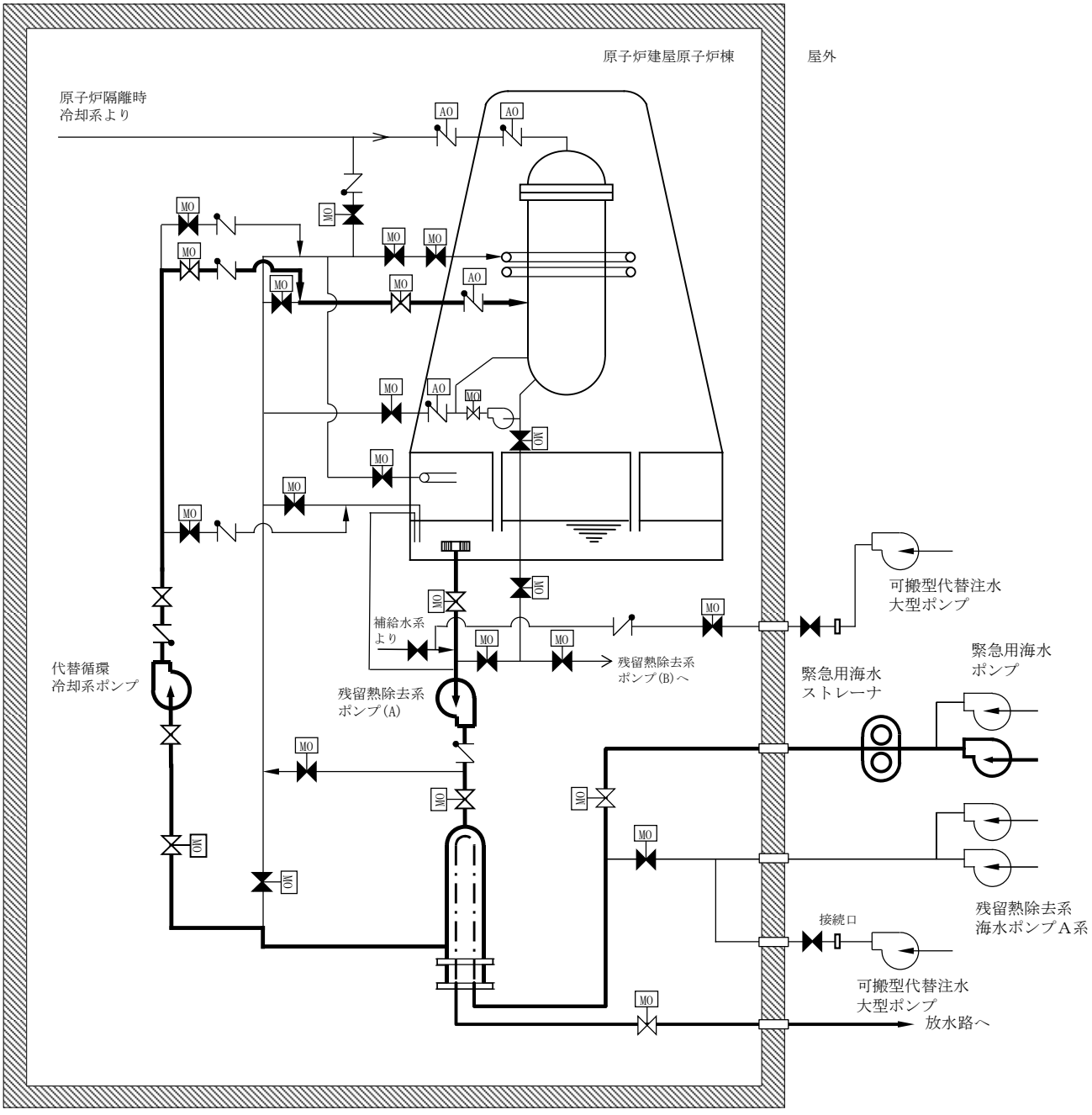
第 5.9－3 図　残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水系統概要図



第 5.9－4 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 5.9－5 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 5.9－6 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）

（ⅰ）　要求事項

（ⅱ）　適合性

(2)　操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

（ⅰ）　要求事項

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

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）

（ⅰ） 要求事項

（ⅱ） 適合性

(2)　操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

（ⅰ）　要求事項

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

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）

（ⅰ）　要求事項

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

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イ系が健全であれば，重大事故等対処設備（設計基準拡張）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，津波の影響を受けない高台の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。

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。また，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。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。

なお，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その機能を考慮するため，以下の設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

(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，冷却材喪失事故時において，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。

本系統は，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。

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。

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，原子炉停止後の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。

本系統は，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。

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。

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。容量としては，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は十分ではない場合があるが，崩壊熱除去相当の注水が可能である。

本系統は，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。

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) 消火系を用いた代替低圧注水

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，消火系ポンプ，消火系配管及び残留熱除去系（B）配管を用いた原子炉注水手順を整備する。

本系統は，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。本系統は，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，原子炉を冷却する手段として有効である。

(9) 補給水系を用いた代替低圧注水

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を用いた原子炉注水手順を整備する。

本系統は，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)配管を通じて原子炉圧力容器へ注水する設計とする。本系統は，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，原子炉を冷却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

を用い電源を供給することで，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

1.4.2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)原子炉停止中における対応手順

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，代替淡水貯槽又は複数の淡水源（淡水貯水池Ａ，Ｂ）の淡水が枯渇した場合の海水の利用手段として，以下を整備する。

(11) 低圧代替注水系の海水の利用

低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）の水源である代替淡水貯槽，又は複数の淡水源（淡水貯水池Ａ，Ｂ）の淡水が枯渇した場合は，防潮堤内側の取水箇所（ＳＡ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「1.4　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

1.4.2　重大事故等時の手順　(1)1.4.2.2　(1)　a．低圧代替注水(b)低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（淡水／海水）

(2)　溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の対応手順

1.4.2　重大事故等時の手順　(1)1.4.2.2　(3)　a．低圧代替注水(b)低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却（淡水／海水）

また，技術的能力審査基準への適合のため，溶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）による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合には，低圧代替注水系（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溶融炉心を冷却する。

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

(13) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合には，低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプにて，代替淡水貯槽を水源として原子炉圧力容器に注水することにより残存溶融炉心を冷却する。

なお，使用する設備については，「(1) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水」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。本系統は，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。本系統は，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

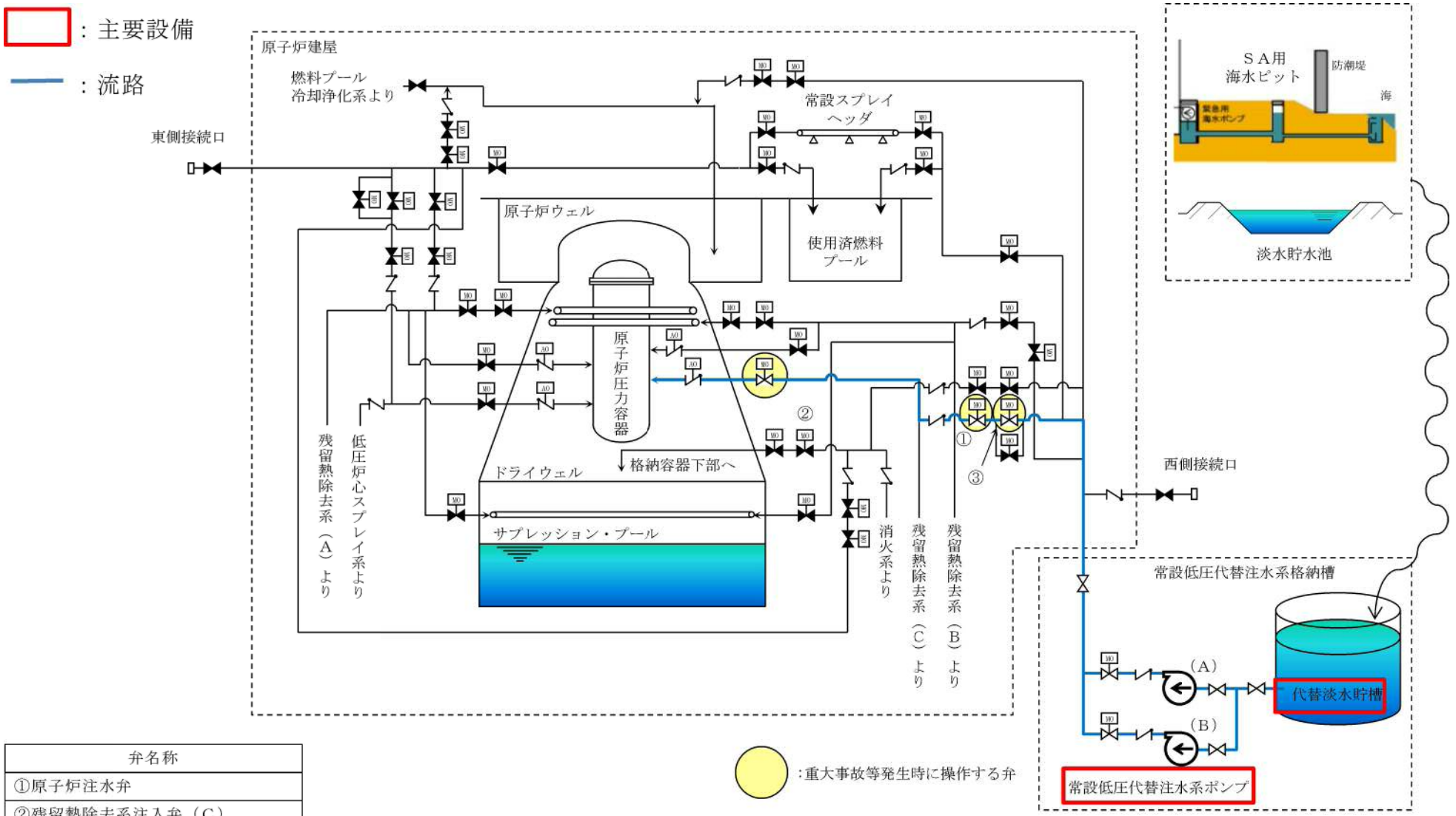
低圧代替注水系（常設）は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系の有する原子炉の冷却機能が喪失した場合に，この機能を代替し，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉を冷却することを目的として設置するものである。

本系統は，常設低圧代替注水系ポンプ，電源設備（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圧力容器等から構成される。

重大事故等時においては，代替淡水貯槽を水源とし，常設低圧代替注水系ポンプ2個の起動及び系統構成（電動弁操作）を中央制御室のスイッチ操作により行い，残留熱除去系（C）配管を経由して原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却する設計とする。

本系統に属する重大事故等対処設備を第3.4-1表に，本系統全体の概要図を第3.4-1図に示す。

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給電できる設計とする。



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

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】 代替淡水貯槽【常設】＊1
関連設備	付属設備	－
	水源	－
	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】
	計装設備＊3	原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（ＳＡ広帯域）【常設】 原子炉水位（ＳＡ燃料域）【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（ＳＡ）【常設】 低圧代替注水系原子炉注水流量【常設】 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：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溶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	：3.5MPa[gage]
最高使用温度	：66℃
個　　数	：2
取付箇所	：常設低圧代替注水系格納槽内
電動機出力	：約190kW／個

(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，独立性及び位置的分散

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の確保及び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）に対し多様性及び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持たせた設計とする。

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及び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持たせた設計とする。

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）	低圧代替注水系 （常設）
ポンプ	低圧炉心 スプレイ系ポンプ	残留熱除去系 ポンプ	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
	原子炉建屋付属棟地下１階		屋外

第 3.4-3 表　設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備		重大事故防止設備
		低圧炉心スプレイ系	残留熱除去系（低圧注水系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，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は防潮堤及び浸水防止設備の設置により，重大事故防止設備である低圧代替注水系（常設）は，防潮堤及び浸水防止設備の設置に加え，水密構造の地下格納槽に設置することで，津波が共通要因となって故障することのない設計とする。		
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水系及び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。

(47-3-1)

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	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，重大事故等時，通常待機時の系統から弁操作等にて速やかに切替えができる設計とする。また，常設低圧代替注水系ポンプ及び電動弁は，中央制御室の制御盤の操作スイッチで操作が可能な設計とする。

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，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。

低圧代替注水系（常設）の操作に必要なポンプ及び弁を第3.4-5表に示す。

常設低圧代替注水系ポンプの起動・停止・運転状態及び電動弁の開閉状態については，中央制御室の表示灯・操作画面等で視認可能な設計とし，中央制御室における監視又は試験・検査等にて確認可能な設計とする。また，中央制御室のスイッチ操作に当たり，運転員等のアクセス性

及び操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，操作スイッチは，機器の名称等を表示した銘板の取付け又は操作画面の表示等により，運転員の操作性及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

（47-3-3～6，47-4-1～2）

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	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

(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。

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，第3.4-6表に示すように，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・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

(47-5-1,2)

(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

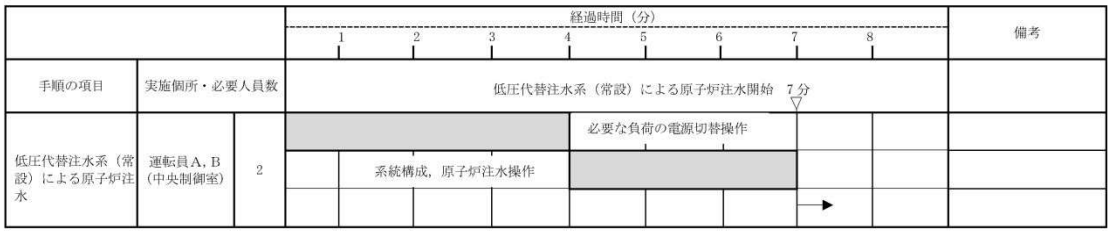
本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

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

系統の切替えに必要な弁は，中央制御室から遠隔操作する設計とすることで，原子炉圧力容器への低圧代替注水が必要となるまでの間に，第3.4-2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。



第 3.4-2 図　低圧代替注水系（常設）による原子炉注水のタイムチャート*

*:「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての1.4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。

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。隔離弁については第3.4-7表に示す。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。

(47-4-1,2)

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，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。

(47-3-1, 3～6)

第 3.4-8 表　操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
常設低圧代替注水系ポンプ（A）	常設低圧代替注水系格納槽内	中央制御室
常設低圧代替注水系ポンプ（B）	常設低圧代替注水系格納槽内	中央制御室
原子炉注水弁	原子炉建屋原子炉棟4階	中央制御室
原子炉圧力容器注水流量調整弁	原子炉建屋原子炉棟4階	中央制御室
残留熱除去系注入弁（C）	原子炉建屋原子炉棟3階	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378m^3／hであることから，ポンプ1個当たり約200m^3／h以上を注水可能なポンプを2個使用する設計とする。

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230m^3／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。

（47-6-1～4,8～9）

(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。これらの詳細については，3.4.2.1.3項に記載のとおりである。

3.4.2.2　低圧代替注水系（可搬型）

3.4.2.2.1　設備概要

低圧代替注水系（可搬型）は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの有する原子炉の冷却機能が喪失した場合に，この機能を代替し，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉を冷却することを目的として設置するものである。

本系統は，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圧力容器等から構成される。

重大事故等時においては，原子炉隔離時冷却系，高圧代替注水系及び手動による原子炉減圧操作と連携し，代替淡水貯槽を水源として，可搬型代替注水大型ポンプで注水することにより炉心を冷却する設計とする。

本系統に属する重大事故等対処設備を第3.4-9表に，本系統全体の概要図を第3.4-3図に示す。

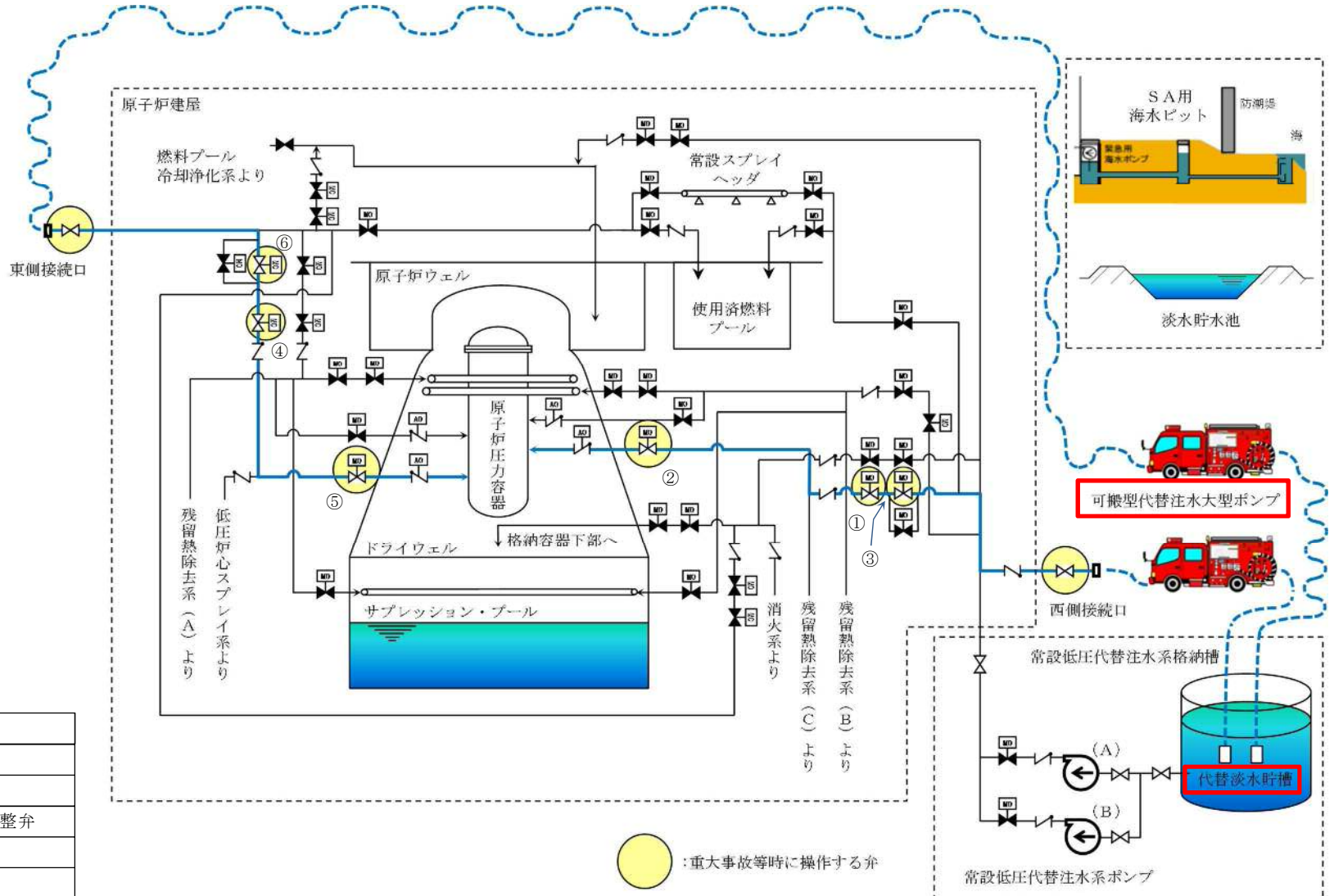
可搬型代替注水大型ポンプは，ディーゼルエンジンにて駆動し，付属する操作スイッチにより起動できる設計とする。燃料は可搬型設備用軽油タンクよりタンクローリを用いて給油できる設計とする。

また，防潮堤内側の取水箇所（ＳＡ用海水ピット，淡水貯水池Ａ，Ｂ）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となる水の供給設備」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，共通要因によって接続することができなくなることを防止するため，位置的分散を考慮し，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。

：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原子炉圧力容器注入流量調整弁
④原子炉注水弁（ＬＰＣＳ）
⑤低圧炉心スプレイ系注入弁
⑥原子炉圧力容器注入流量調整弁

第 3.4-3 図　低圧代替注水系（可搬型）系統概要図

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】 代替淡水貯槽【常設】*1
関連設備	付属設備	－
	水源	－
	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（ＳＡ広帯域）【常設】 原子炉水位（ＳＡ燃料域）【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（ＳＡ）【常設】 低圧代替注水系原子炉注水流量【常設】 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 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

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℃
原動機出力	：847kW／個
個　　数	：4(予備2)
設置場所	：屋外
保管場所	：西側及び南側保管場所

(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

3.4.2.2.3　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，多様性及び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。また，重大事故等時の使用時において，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）及び常設低圧代替注水系ポンプに対し多様性を確保する設計とする。

駆動源については，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である常設代替高圧電源装置に対し多様性を確保する設計とする。

水源については，常設低圧代替注水系格納槽内に設置する代替淡水貯槽を使用することで，設計基準事故対処設備である残留熱除去系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，多様性及び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，独立性を確保する設計とする。

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Ｓｓで機能維持できる設計とすることで，基準地震動Ｓｓ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は，西側及び南側保管場所に保管し，重大事故等時に，水源である代替淡水貯槽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し，以下の第3.4-12表のとおりの設計とする。

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操作スイッチにより，設置場所にて操作可能である。

風（台風），竜巻による荷重については，当該荷重を考慮しても機能維持できる設計とする。積雪・火山の影響については，適切に除雪・除灰する運用とする。

また，降水及び凍結により機能を損なうことのないよう，防水対策が取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。

(47-7-1,2)

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。
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，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），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）を運転する場合は，可搬型代替注水大型ポンプを，水源である代替淡水貯槽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，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（ＬＰＣＳ））及び原子炉圧力容器注水流量調整弁の開操作を実施した後，原子炉建屋東側又は西側接続口の弁を開とし，可搬型代替注水大型ポンプ付属の操作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。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。

このうち，原子炉建屋東側又は西側接続口の弁については，接続口が設置されている原子炉建屋東側又は西側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操作スイッチを操作するにあたり，重大事故等対応要員のアクセス性，操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，操作スイッチは，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し，重大事故等対応要員の操作・監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。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，簡便な接続金物並びに一般的な工具により，確実に接続が可能な設計とする。

(47-7-1,2,47-9-1～4)

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）	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口近傍
原子炉注水弁又は原子炉注水弁（ＬＰＣＳ）	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・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は，第3.4-14表に示すように，原子炉運転中又は停止中に，機能・性能検査，弁動作確認，分解検査が可能な設計とする。

機能・性能確認においては，淡水貯水池を水源とし，可搬型代替注水大型ポンプ，仮設圧力計・流量計，ホースの系統構成で循環運転が可能なテストラインを設けることで，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。ポンプ及び弁については，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。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，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，走行状態に異常のないことを確認できる設計とする。

第 3.4-14 表　低圧代替注水系（可搬型）の試験・検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁・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	ポンプを搭載する車両の走行状態確認

(47-5-3)

(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

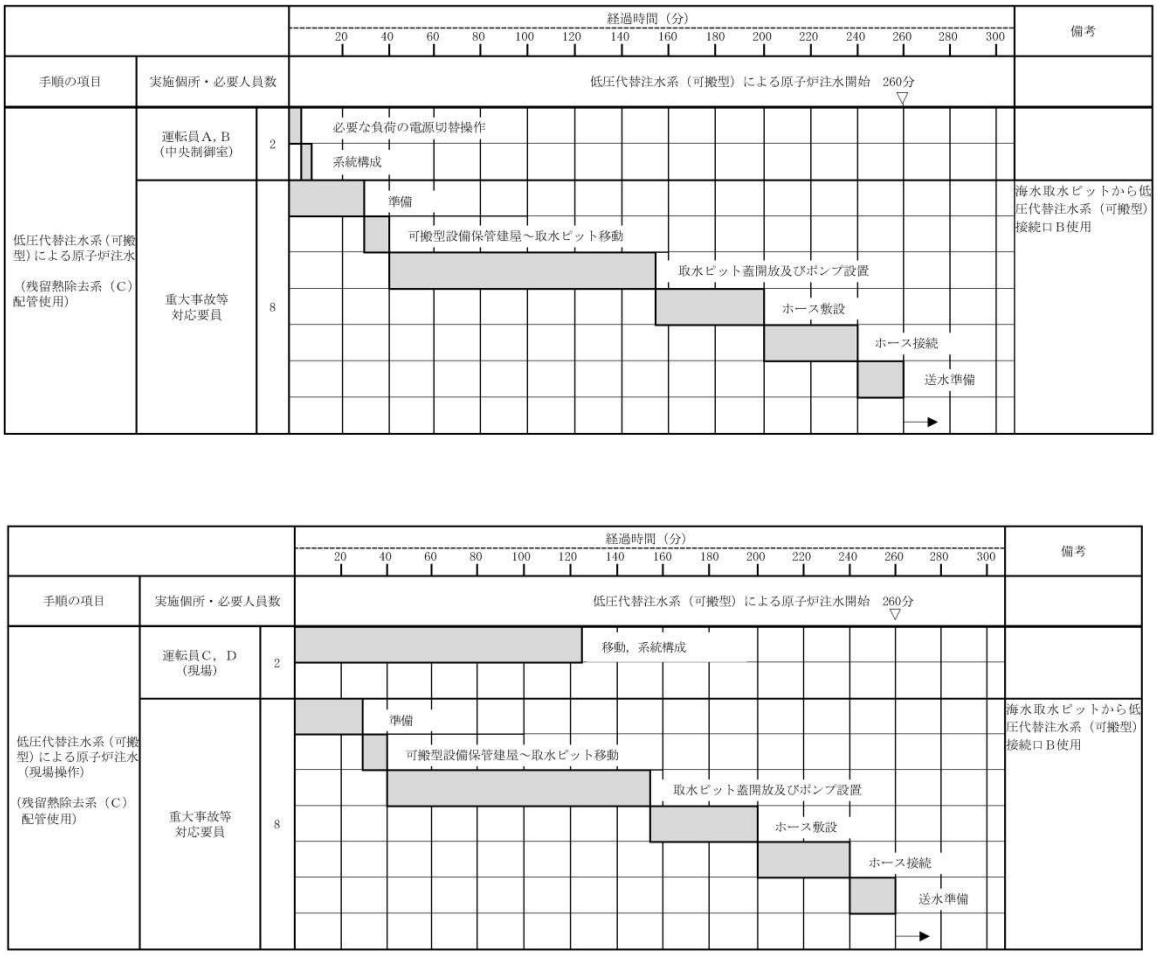
本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（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」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。

可搬型代替注水大型ポンプ使用時の移動，設置，起動操作及び系統への接続に必要な弁操作については，原子炉圧力容器への低圧代替注水が必要となるまでの間に，第3.4-4図で示すタイムチャートのとおり速やかに操作が可能な設計とする。



第 3.4-4 図　低圧代替注水系（可搬型）による原子炉の冷却

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の係る審査基準」への適合状況についての1.4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。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは，通常時は接続先の系統と分離された状態で保管することで，他の設備に悪影響を及ぼさない運用とする。

低圧代替注水系（可搬型）により注水を行う場合は，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ことを確認することで，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。また，可搬型代替注水大型ポンプは，固縛等により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，操作場所を第3.4-15表に示す。このうち，屋外で操作する可搬型代替注水大型ポンプ，原子炉建屋東側又は西側接続口の弁，ホースは屋外に設置する設計とするが，作業は放射線量が高くなるおそれが少ないタイミングで実施可能であることから操作が可能である。また，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とること，線量を測定し線量が低い場所で作業を行うことにより，これらの設備の設置及び常設設備との接続が可能である。

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）	屋外接続口近傍	屋外接続口近傍
原子炉注水弁又は原子炉注水弁（ＬＰＣＳ）	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
低圧炉心スプレイ系注入弁又は残留熱除去系注入弁（Ｃ）	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）として使用する可搬型代替注水大型ポンプは，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水量を有する設計とする。

注水量としては，炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち，低圧代替注水系（可搬型）を用いる，全交流動力電源喪失（長期ＴＢ）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110m^3／hであることから，ポンプ1個あたり1,320m^3／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となることから，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（50m^3／h以下），格納容器スプレイ130m^3／hを注水可能な設計とする。

揚程（吐出圧力）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。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。

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。

（47-6-5～7）

(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っては，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）である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と原子炉建屋西側接続口の口径を統一し，確実に接続できる設計とする。

(47-7-1,2)

(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っては，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位置に設置することとし，原子炉建屋東側に1箇所，原子炉建屋西側に1箇所設置し，合計2箇所を設置することで，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設計とする。

(47-7-1,2)

(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。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは，屋外で使用する設備であり，想定される重大事故等が発生した場合でも放射線の影響はない。また，可搬型代替注水大型ポンプは，作業線量の低減等を考慮し，状況に応じた設置場所を選定した上で，常設設備との接続が可能な設計とする。また，接続口及びホースの現場での接続作業に当たっては，簡便なフランジ接続により，一般的な工具等を用い確実かつ速やかに接続可能とすることで，作業線量の低減を考慮した設計とする。

(47-7-1,2)

(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及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，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（常設）の常設低圧代替注水系ポンプと位置的分散を図り，発電所敷地内の西側及び南側保管場所に保管する設計とする。

(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，通常時は西側及び南側保管場所に保管しており，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），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，多様性及び位置的分散を図る設計としている。これらの詳細については，3.4.2.2.3 項に記載のとおりである。

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

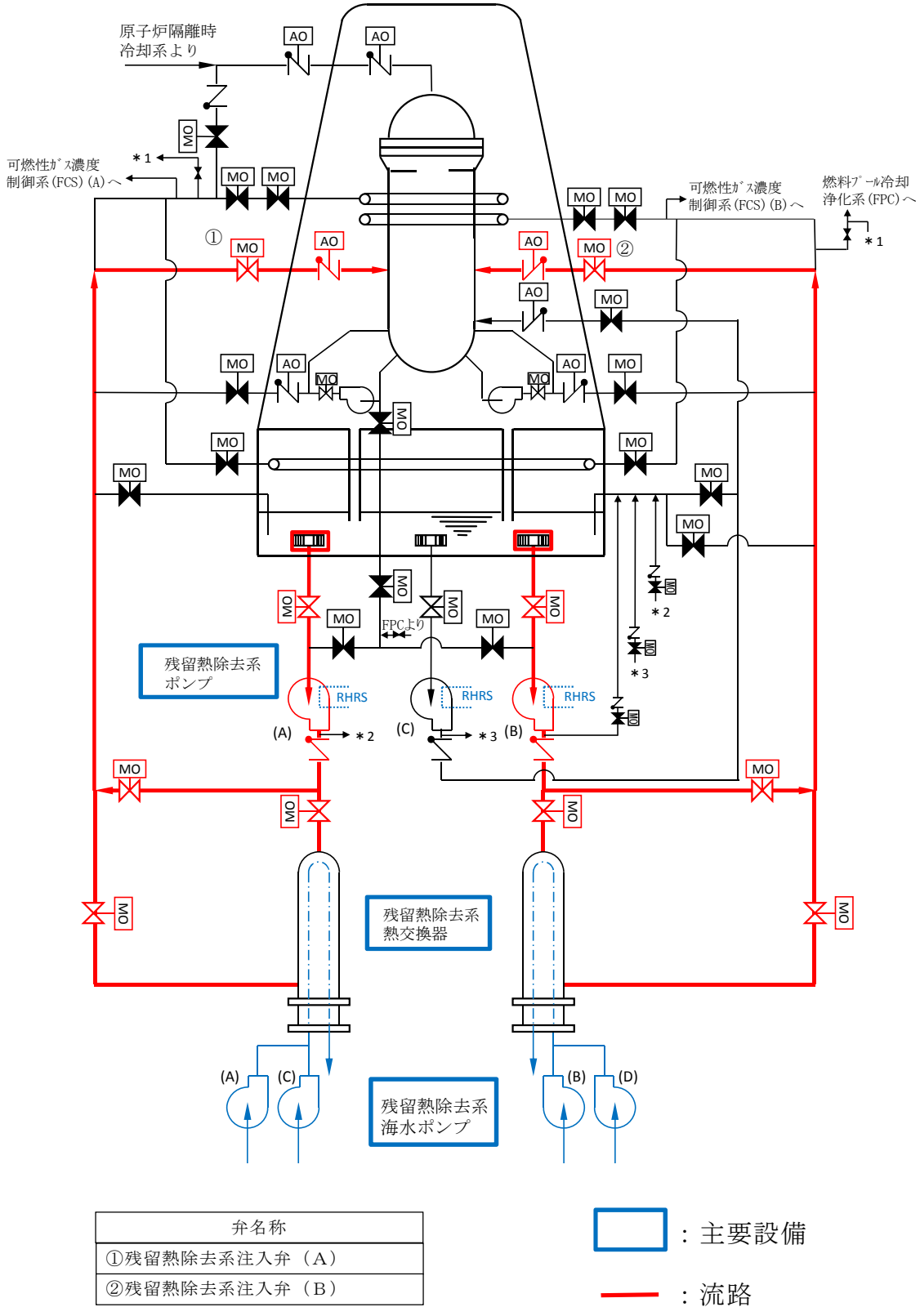
残留熱除去系（低圧注水系）は，非常用炉心冷却系の1つである。非常用炉心冷却系は，冷却材喪失事故時に燃料被覆管の重大な損傷を防止し，ジルコニウムー水反応を極力抑え，崩壊熱を長期にわたって除去する機能を持ち，残留熱除去系（低圧注水系），高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び自動減圧系で構成する。

本系統は，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。

本系統は，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。

本系統の系統概要図を第3.4-5図に，重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を第3.4-16表に示す。

本系統は設計基準事故対処設備であるが，想定される重大事故等においてその機能を考慮するため，重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。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。



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（設計基準拡張）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】 サプレッション・プール【常設】＊2
関連設備	付属設備	－
	水源	－
	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（ＳＡ広帯域）【常設】 原子炉水位（ＳＡ燃料域）【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（ＳＡ）【常設】 残留熱除去系系統流量【常設】 サプレッション・プール水位【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力【常設】

＊1：残留熱除去系海水系設備については，「3.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（設置許可基準規則第48条に対する設計方針を示す章）」で示す。

＊2：水源については，「3.13重大事故等の収束に必要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。

＊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：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	：	19.4×10^3kW（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溶融炉心を冷却するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

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（設計基準拡張）として使用するため，「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち，多様性及び位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

ただし，常設代替交流電源設備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（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。

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）。
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

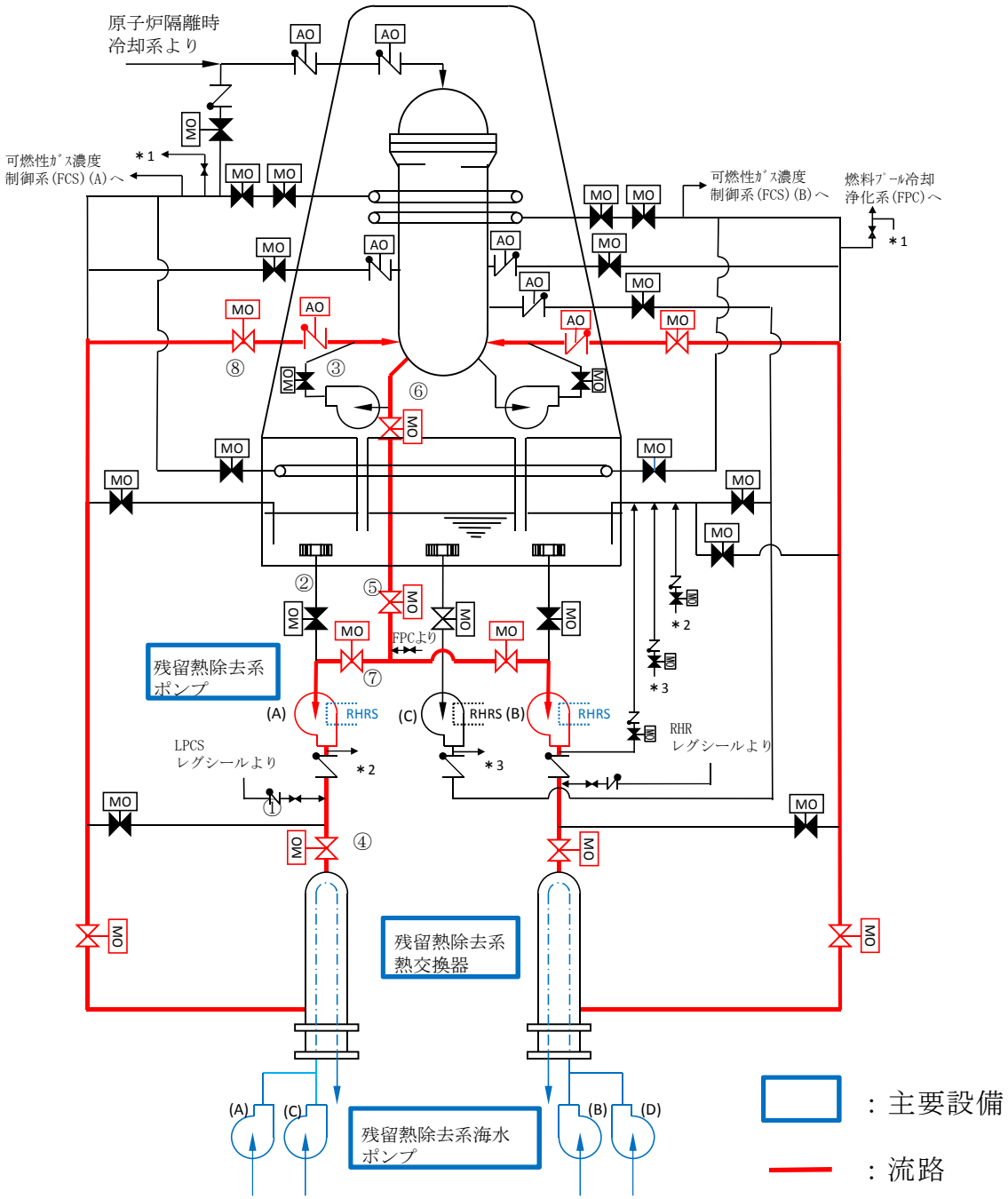
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は，（A）（B）の2ループから構成され，熱交換器2基，電動ポンプ2個，配管・弁等からなり，原子炉停止後，炉心崩壊熱及び原子炉圧力容器，配管，冷却材中の残留熱を除去して，原子炉を冷却するためのものである。

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）によって冷却される。

本系統の系統概要図を第3.4-6図 に，重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を第3.4-18表 に示す。

本系統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を考慮するため，重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

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（設計基準拡張）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】 ドライウェル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 ドライウェル圧力【常設】 サプレッション・チェンバ圧力【常設】

＊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：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　　：19.4×10^3kW（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（設計基準拡張）として使用するため，「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち，多様性及び位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

ただし，常設代替交流電源設備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）による原子炉圧力容器への注水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）。
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	原子炉建屋原子炉棟に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響は受けない。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

また，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は中央制御室にて操作可能な設計とする。

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等時においても使用する設計である。また，残留熱除去系ポンプは，テストラインにより系統の機能・性能検査が可能な設計である。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は，原子炉の運転中に機能・性能検査を，また停止中に分解検査及び外観検査が実施可能な設計である。

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

3.4.3.3　低圧炉心スプレイ系

3.4.3.3.1　設備概要

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

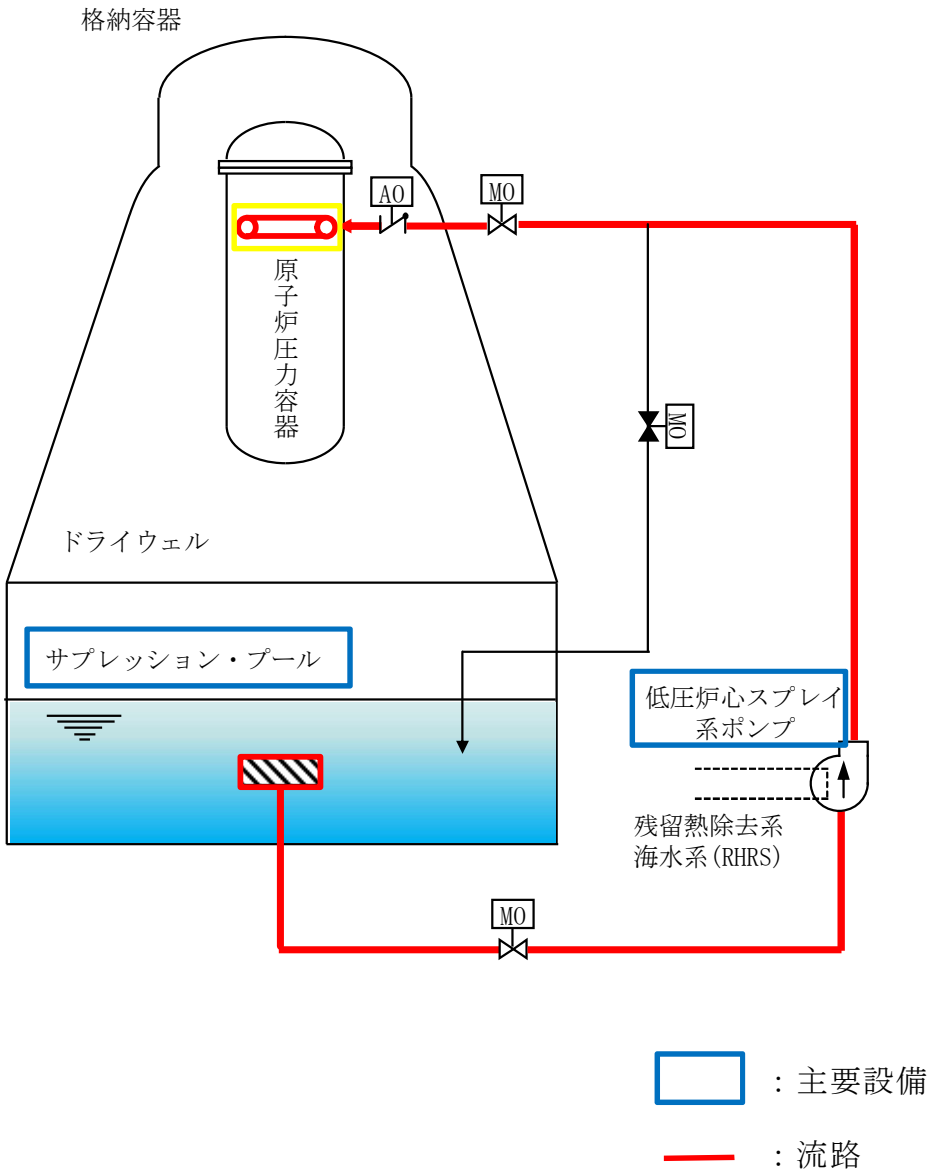
低圧炉心スプレイ系は，電動ポンプ1個，配管・弁等からなり，冷却材喪失事故時には，高圧炉心スプレイ系，低圧炉心注水系，原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系と連携して，炉心を冷却する機能を有する。

本系統は，1ループからなっており，原子炉水位低又はドライウェル圧力高の信号で作動を開始し，サプレッション・プールの水を原子炉圧力容器内に注水し，炉心を冷却する。

本系統の系統概要図を第3.4-7図に，重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を第3.4-20表に示す。

本系統は設計基準事故対処設備であるが，想定される重大事故等においてその機能を考慮するため，重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

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（設計基準拡張）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】 サプレッション・プール【常設】＊1
関連設備	付属設備	残留熱除去系海水ポンプ
	水源	－
	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（ＳＡ広帯域）【常設】 原子炉水位（ＳＡ燃料域）【常設】 低圧炉心スプレイ系系統流量【常設】 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】

＊1：水源については，「3.13重大事故等の収束に必要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：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　程　　：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（設計基準拡張）として使用するため，「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち，多様性及び位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

ただし，常設代替交流電源設備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	原子炉建屋原子炉棟に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響は受けない。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

また，低圧炉心スプレイ系は中央制御室にて操作可能な設計とする。

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

低圧炉心スプレイ系は，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また，低圧炉心スプレイ系ポンプは，テストラインにより系統の機能・性能検査が可能な設計である。また，原子炉の停止中に分解検査及び外観検査が実施可能な設計である。

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48 条】

基準適合への対応状況

5.　原子炉冷却系統施設

5.11　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

5.11.1　概　　要

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため，最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

また，想定される重大事故等時において，設計基準対象施設である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール水冷却系）が使用できる場合は，重大事故等対処設備として使用する。

原子炉停止時冷却系については，「3.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール水冷却系については，「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」に示す。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の系統概要図を第 5.11－1 図及び第 5.11－2 図に示す。

5.11.2　設計方針

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち，最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するための設備として以下の重大事故防止設備（格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱，耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱及び緊急用海水系による除熱）を設ける。

(1)　フロントライン系故障時に用いる設備

ａ．格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱）として，格納容器圧力逃がし装置を使用する。

本系統の詳細については，「9.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に示す。

ｂ．耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱）として，耐圧強化ベント系を使用する。

耐圧強化ベント系は，サプレッション・チェンバ及びドライウェルと接続し，格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び原子炉建屋ガス処理系を経由して，排気筒に隣接して同じ高さまで設ける非常用ガス処理系排気筒を通して放出することで，格納容器内に蓄積した熱を大気へ輸送できる設計とする。

耐圧強化ベント系は，格納容器のサプレッション・チェンバ側及びドライウェル側のいずれからも排気できる設計とする。

ドライウェル側からのベントを行った際には，サプレッション・チェンバ内の格納容器内雰囲気ガスは真空破壊弁（サプレッション・チェンバ→ドライウェル）を経由してドライウェルへ排出される設計とする。

耐圧強化ベント系の排出経路に設置する隔離弁（一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側），一次隔離弁（ドライウェル側），耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁）は電動弁とし，常

設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電できる設計とするとともに，一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側），一次隔離弁（ドライウェル側）については駆動部に遠隔人力操作機構を設け，原子炉建屋原子炉棟外から手動操作できる設計とする。

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

具体的な設備は，以下のとおりとする。

・常設代替高圧電源装置（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）

耐圧強化ベント系を構成する真空破壊弁（サプレッション・チェンバ→ドライウェル），不活性ガス系の配管・弁及び原子炉建屋ガス処理系の配管・弁は，設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから，流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

その他，設計基準対象施設である格納容器を重大事故防止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．緊急用海水ポンプによる除熱

全交流動力電源の喪失及び残留熱除去系海水ポンプの故障等により最

終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（緊急用海水ポンプによる除熱）として，緊急用海水系の緊急用海水ポンプ並びに残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール水冷却系）の残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器を使用する。

ＳＡ用海水ピットを水源とした緊急用海水ポンプは，残留熱除去系海水系を介して残留熱除去系熱交換器に冷却水を供給することで，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール水冷却系）で発生した熱を回収し，最終的な熱の逃がし場である海への熱の輸送ができる設計とする。

また，非常用取水設備の緊急用海水ポンプピット，緊急用海水取水管，ＳＡ用海水ピット，海水引込み管及びＳＡ用海水ピット取水塔を，海水を供給するための流路として使用する。

緊急用海水ポンプは，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置より代替所内電気設備である緊急用Ｍ／Ｃを経由して給電できる設計とする。

残留熱除去系ポンプは，常設代替高圧電源装置より緊急用Ｍ／Ｃ及びＭ／Ｃ　２Ｃ又はＭ／Ｃ　２Ｄを経由して給電できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

・緊急用海水ポンプ

・残留熱除去系ポンプ

・残留熱除去系熱交換器

・常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）

格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を使用してベントを実施した場合に放出される放射性物質の放出量に対して，あらかじめ敷地境界

での線量評価を行うこととする。

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。

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

5.11.2.1　多様性及び独立性，位置的分散

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

格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱に使用する格納容器圧力逃がし装置は，最終ヒートシンクへの熱の輸送で使用する残留熱除去系ポンプに対して，多様性を持つ設計とする。

格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は，水源を必要としないことにより，残留熱除去系ポンプに対して，多様性を持つ設計とする。

格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を構成する主要設備は，原子炉建屋原子炉棟内において，残留熱除去系の残留熱除去系ポンプと異なる区画に設置する。これにより，残留熱除去系ポンプと位置的分散を図る設計とする。

なお，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の配管及び弁の一部については，残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系，格納容器スプレイ冷却系及び原子炉停止時冷却系）の配管及び弁と同一階に設置するが，

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系，格納容器スプレイ冷却系及び原子炉停止時冷却系）の配管及び弁とは区画された部屋に設置することにより，位置的分散を図る設計とする。

格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱に使用する重大事故防止設備の多様性及び系統の独立並びに位置的分散によって，残留熱除去ポンプを使用した設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。

緊急用海水ポンプによる除熱に使用する緊急用海水ポンプは，最終ヒートシンクへの熱の輸送で使用する残留熱除去系海水ポンプに対して，多様性を持つ設計とする。

緊急用海水ポンプによる除熱に使用する緊急用海水ポンプは，常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより，非常用ディーゼル発電機より給電する残留熱除去系海水ポンプによる除熱に対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。

緊急用海水ポンプは，地下格納槽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。

緊急用海水ポンプによる除熱に使用する重大事故防止設備の多様性及び系統の独立並びに位置的分散によって，残留熱除去系海水ポンプを使用した設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。

電源設備の多様性，位置的分散については「10.2 代替電源設備」に示す。

5.11.2.2　悪影響防止

基本方針については，「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に

示す。

格納容器圧力逃がし装置については，「9.3 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に示す。

耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱に使用する耐圧強化ベント系は，不活性ガス系，原子炉建屋ガス処理系及び格納容器圧力逃がし装置が接続されている。通常時に使用する不活性ガス系及び原子炉建屋ガス処理系については，隔離弁を閉状態とすることで，これらの系統の設備に対し，悪影響を及ぼさない設計とする。また，格納容器圧力逃がし装置については，通常時は使用しない系統であるため，隔離弁を通常開としても悪影響を及ぼすことはない。また，耐圧強化ベント系を用いる場合は，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。

緊急用海水ポンプによる除熱に使用する緊急用海水ポンプ，残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は，弁操作等によって，設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.11.2.3　容 量 等

基本方針については，「1.1.7.2 容量等」に示す。

格納容器圧力逃がし装置については，「9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に示す。

耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱に使用する耐圧強化ベント系は，想定される重大事故後約 16 時間後において，格納容器内で発生する蒸気を排気し，その熱量分を除熱できる設計とする。

緊急用海水ポンプによる除熱に使用する緊急用海水ポンプは，残留熱除去

系海水ポンプが有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合であって，残留熱除去系ポンプが起動可能な状況において，残留熱除去系熱交換器の冷却を行うために必要なポンプ流量を有する設計とする。

緊急用海水ポンプによる除熱に使用する残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は，設計基準事故時の残留熱除去系海水ポンプによる除熱と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及び伝熱容量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

緊急用海水ポンプは，必要な流量を確保できる容量を有するものを1台設置するほか，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を加え，合計2台を設置及び保管する。

5.11.2.4　環境条件等

基本方針については，「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

格納容器圧力逃がし装置については，「9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に示す。

耐圧強化ベント系は，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。

耐圧強化ベント系の操作は中央制御室で可能なほか，原子炉建屋原子炉棟外にて遠隔人力操作機構による操作又は設置場所において手動ハンドルにより操作可能な設計とする。

緊急用海水ポンプは，地下格納槽に設置し，想定される重大事故等時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ため，耐腐食性材料を使用する。また，緊急用海水ポンプによる海水を送水する系統は，異物の流入防止を考慮した設計とする。

緊急用海水ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。

5.11.2.5　操作性の確保

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

格納容器圧力逃がし装置については，「9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に示す。

耐圧強化ベント系を使用した格納容器内の減圧及び除熱において操作が必要な隔離弁（一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウェル側），耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁）は，中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能なほか，一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側又はドライウェル側）については，遠隔手動弁操作設備により原子炉建屋原子炉棟外にて手動操作が可能な設計とする。耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁については，設置場所にて手動操作が可能な設計とする。

緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系ポンプを使用した除熱を行う系統は，重大事故等が発生した場合でも，通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替できる設計とする。緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系ポンプは，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。

5.11.3　主要設備及び仕様

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要設備及び仕様を第5.11－1表に示す。

5.11.4　試験検査

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

格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱に使用する格納容器圧力逃がし装置については，「9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に示す。

耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱に使用する耐圧強化ベント系は，他系統と独立した系統試験により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

緊急用海水系による除熱に使用する緊急用海水ポンプ，残留熱除去ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は，試験系統により機能・性能及び漏えいの確認が可能な設計とする。

緊急用海水系による除熱に使用する残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器並びに残留熱除去系海水ポンプは，多重性のある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。

残留熱除去系熱交換器は，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，伝熱管の非破壊検査が可能な設計とする。

第 5.11－1 表　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備主要仕様

(1)　格納容器圧力逃がし装置

兼用する設備は以下のとおり。

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

主要仕様については，「9.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に示す。

(2)　耐圧強化ベント系

兼用する設備は以下のとおり。

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

系　統　数	1
系統設計流量	約 48,000kg／h

(3)　緊急用海水系

a．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

主要仕様については，「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」に示す。

(4)　残留熱除去系熱交換器

兼用する設備は以下のとおり。

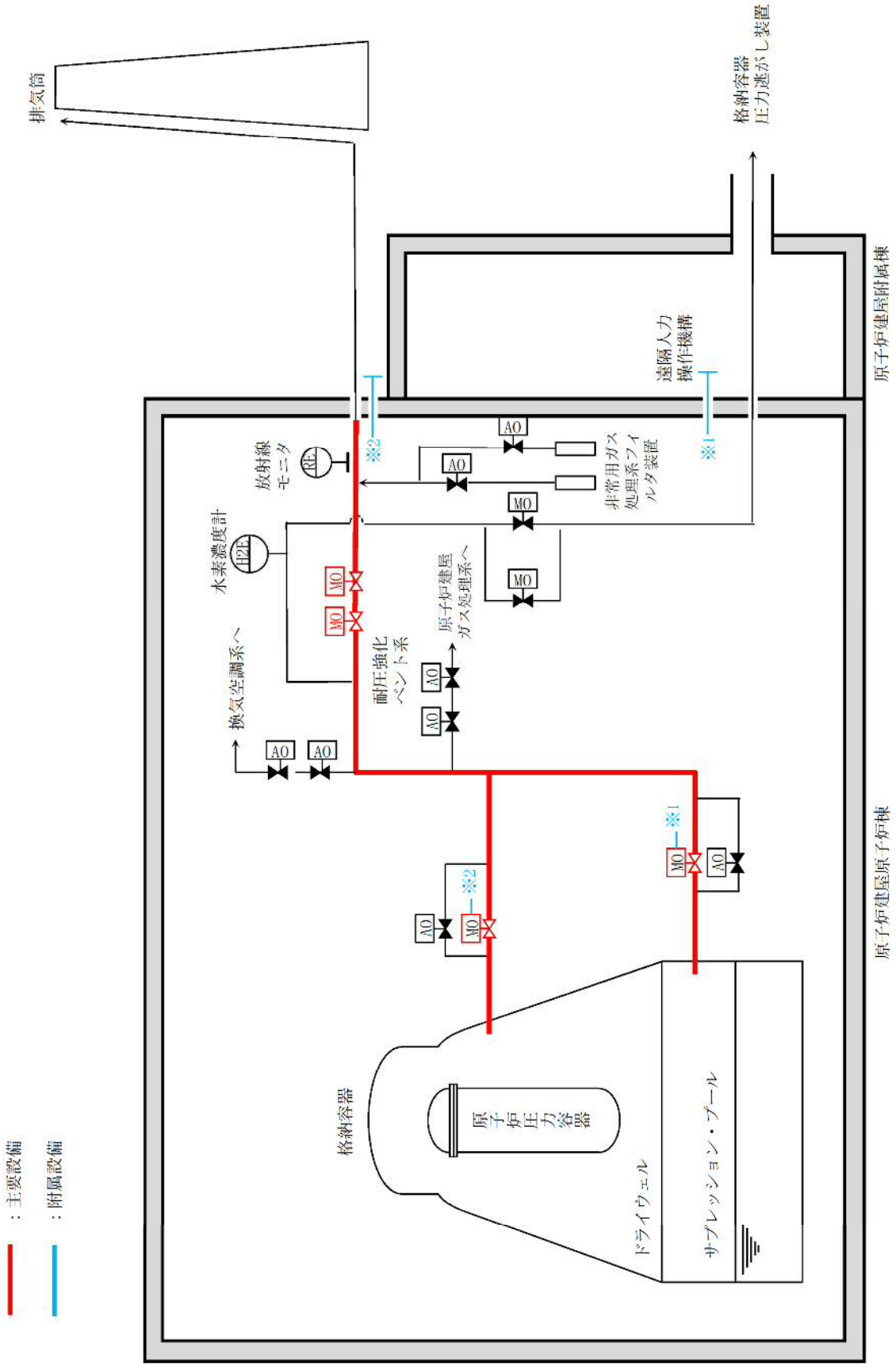
・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

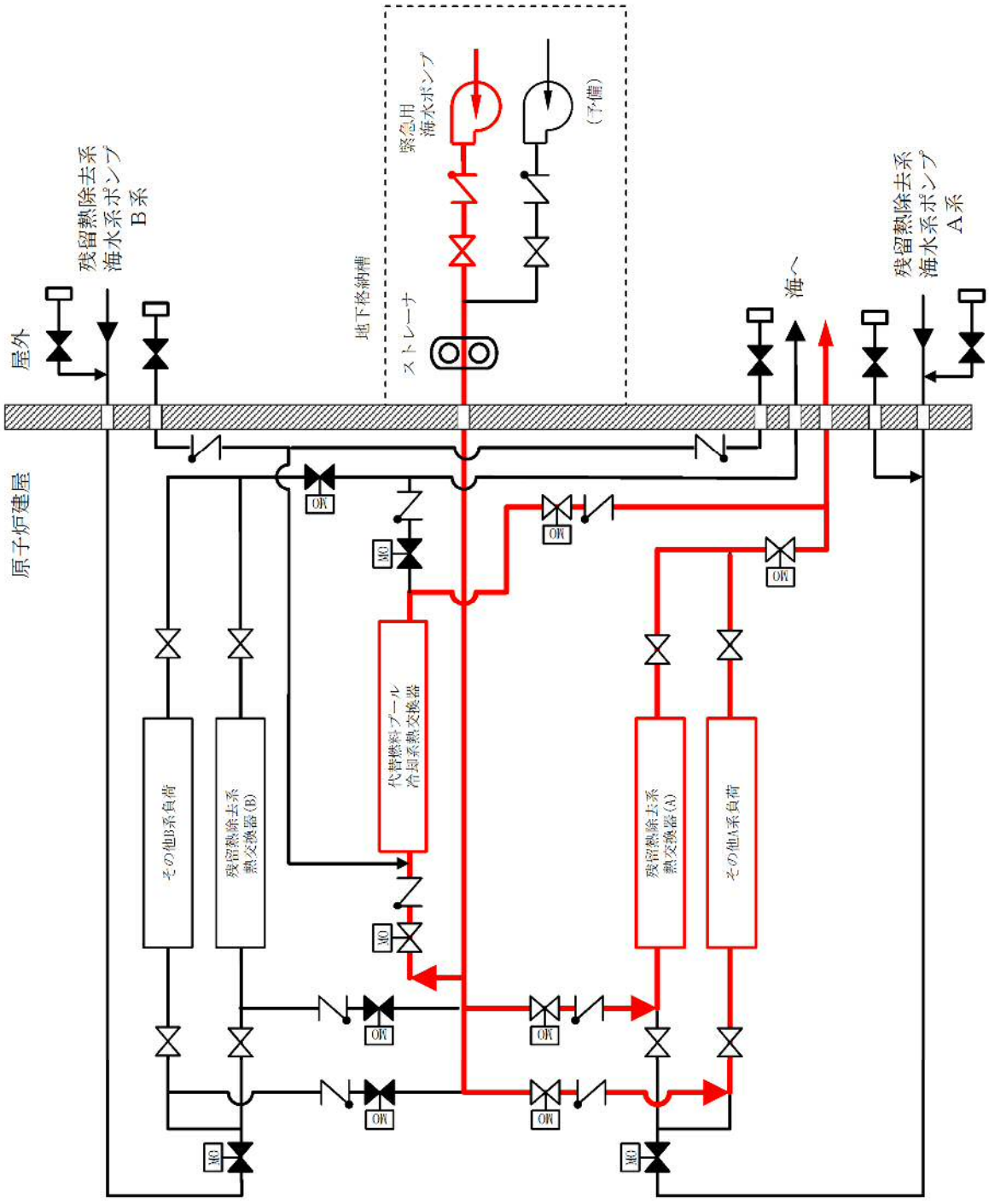
・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

・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，「5.9　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」に示す。



第 5.11－1 図　耐圧強化ベント系系統概要図



第 5.11－2 図　緊急用海水系系統概要図

3.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48条】

＜　添付資料　目次　＞

3.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
3.5.1　設置許可基準規則第48条への適合方針
(1)　緊急用海水系による除熱（設置許可基準規則解釈の第1項ａ），ｂ），ｃ））
(2)　格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（設置許可基準規則解釈の第1項ａ），ｂ），ｃ），ｄ））
(3)　耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱（設置許可基準規則解釈の第1項ａ），ｂ），ｃ），ｄ））
(4)　残留熱除去系
(5)　残留熱除去系海水系
(6)　代替残留熱除去系海水系
3.5.2　重大事故等対処設備
3.5.2.1　緊急用海水系
3.5.2.1.1　設備概要
3.5.2.1.2　主要設備の仕様
(1)　緊急用海水ポンプ
3.5.2.1.3　緊急用海水系の多様性，独立性及び位置的分散の確保
3.5.2.1.4　設置許可基準規則第43条への適合方針
3.5.2.1.4.1　設置許可基準規則第43条第1項への適合方針
(1)　環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）
（ｉ）　要求事項

（ⅱ） 適合性

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

（ⅰ） 要求事項

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

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

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

（ⅰ） 要求事項

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

3.5.2.2 格納容器圧力逃がし装置

3.5.2.2.1 設備概要

3.5.2.2.2 多様性，独立性及び位置的分散の確保

3.5.2.3 耐圧強化ベント系

3.5.2.3.1 設備概要

3.5.2.3.2 主要設備の仕様

(1) 耐圧強化ベント系（配管及び弁）

3.5.2.3.3 多重性又は多様性及び独立性，位置的分散の確保

3.5.2.3.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.5.2.3.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

（ⅰ） 要求事項

（ⅱ） 適合性

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

（ⅰ） 要求事項

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

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

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

（ⅰ） 要求事項

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

(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

（ⅱ） 適合性

3.5.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.5.3.1 残留熱除去系

3.5.3.1.1 設備概要

3.5.3.2 残留熱除去系海水系

3.5.3.2.1 設備概要

3.5.3.2.2 主要設備の仕様

(1) 残留熱除去系海水ポンプ

(2) 残留熱除去系熱交換器

3.5.3.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48条】

【設置許可基準規則】

(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)

第四十八条　発電用原子炉施設には，設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため，最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1　第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

ａ）炉心の著しい損傷等を防止するため，重大事故防止設備を整備すること。

ｂ）重大事故防止設備は，設計基準事故対処設備に対して，多重性又は多様性及び独立性を有し，位置的分散を図ること。

ｃ）取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で，BWRにおいては，サプレッション・プールへの熱の蓄積により，原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に，十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム(UHSS)の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて，残留熱除去系(RHR)の使用が不可能な場合について考慮すること。

また，PWRにおいては，タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃が

し弁による2次冷却系からの除熱により，最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。

d）格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は，本規程第50条1b)に準ずること。また，その使用に際しては，敷地境界での線量評価を行うこと。

3.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

3.5.1　設置許可基準規則第48条への適合方針

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても，炉心の著しい損傷及び格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備として，緊急用海水系，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系を設ける。

(1)　緊急用海水系による除熱（設置許可基準規則解釈の第1項ａ），ｂ），ｃ））

設計基準事故対処設備である残留熱除去海水系が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても，炉心の著しい損傷及び格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備として，緊急用海水系を設ける。

緊急用海水系は，津波の影響を受けない水密化した地下格納槽に設置する常設のポンプ等で構成する。

緊急用海水系の設計基準事故対処設備に対する多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散については3.5.2.1.3項に詳細を示す。

(2)　格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（設置許可基準規則解釈の第1項ａ），ｂ），ｃ），ｄ））

設計基準事故対処備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送機能が喪失した場合においても，炉心

の著しい損傷等を防止するため，格納容器圧力逃がし装置を設置する。

当該設備は，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が使用不可能な場合に使用する設計とし，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）に対する多様性，独立性及び位置的分散を図った設計とする。（格納容器圧力逃がし装置の多様性，独立性及び位置的分散については，3.5.2.2.2項に詳細を示す。）

また，当該設備は設置許可基準規則第50条解釈の第1項ｂの要求を満たすものとする。（設置許可基準規則第50条に対する適合方針に関しては，「3.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第50条に対する設計方針を示す章）」に示す。）

当該設備を使用してベントを実施した場合に放出される想定放射性物質の放出量に対して，予め敷地境界での線量評価を行うこととする。また，敷地境界を含む原子力発電所周辺の放射性物質の濃度及び放射線量を監視，測定する設備を設けるものとする。（発電所敷地境界での線量監視設備に関しては，「3.17　監視測定設備（設置許可基準規則第60条に対する設計方針を示す章）」に示す。）

(3)　耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱（設置許可基準規則解釈の第1項ａ），ｂ），ｃ），ｄ））

設計基準事故対処備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送機能が喪失した場合においても，炉心の著しい損傷等を防止するため，耐圧強化ベント系を設置する。

当該設備は，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が使用不可能な場合に使用する設計とし，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格

納容器スプレイ冷却系）に対する多様性，独立性及び位置的分散を図った設計とする。（耐圧強化ベント系の設計基準事故対処設備多様性，独立性及び位置的分散については，3.5.2.4.2項に詳細を示す。）

当該設備を使用してベントを実施した場合に放出される想定放射性物質の放出量に対して，予め敷地境界での線量評価を行うこととする。また，実際に重大事故等が発生した場合に，敷地境界を含む原子力発電所周辺の放射性物質の濃度及び放射線量を監視，測定する設備を設けるものとする。（発電所敷地境界での線量監視設備に関しては，「3.17　監視測定設備（設置許可基準規則第60条に対する設計方針を示す章）」に示す。）

また，炉心損傷後に代替循環冷却系を長期使用した場合に，格納容器内で発生する水素及び酸素によって格納容器が水素爆発することを防止するため，適切なタイミングにて格納容器内の雰囲気ガスを排気するためにも使用する。（本設備については，「3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備（設置許可基準規則第52 条に対する設計方針を示す章）」に示す。）

その他，設計基準事故対処設備であるが，想定される重大事故等においてその機能を考慮するため，以下の設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

(4)　残留熱除去系

残留熱除去系は，通常の原子炉停止時及び原子炉隔離時の崩壊熱及び残留熱の除去，原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等を目的とし設置される設備であり，想定される重大事故等時においては，弁の切り替え操作によって

以下の3系統を使用する。

ａ．原子炉停止時冷却系

ｂ．格納容器スプレイ冷却系

ｃ．サプレッション・プール水冷却系

原子炉停止時冷却系については，「3.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第47条に対する設計方針を示す章）」，格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール水冷却系については，「3.6　原子炉格納容器内の冷却等のための設備（設置許可基準規則第49条に対する設計方針を示す章）」で示す。

(5)　残留熱除去系海水系

残留熱除去系海水系は，海を水源とする残留熱除去系海水ポンプにて，非常用取水設備である貯留堰及び取水路を介して海水を取水し，残留熱除去系に設置される残留熱除去系熱交換器に海水を送水するための設備である。海水中の異物等については，ポンプ出口に設置される海水ストレーナで除去可能な設計とする。

また，設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するための自主対策設備として，以下を整備する。

(6)　代替残留熱除去系海水系

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能及び緊急用海水系の機能が喪失した際に，炉心の著しい損傷及び格納容器の破損

（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため，最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備として，代替残留熱除去系海水系を整備する。

本設備は，車両の移動，設置及びホース接続等に時間を要し，想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが，代替循環冷却系が使用可能であれば，代替残留熱除去系海水系にて残留熱除去系熱交換器に海水を送水することで，代替循環冷却系による原子炉の冷却手段として有効である。

本系統は，可搬型代替注水大型ポンプ，流路である配管・弁，燃料設備である可搬型設備用軽油タンク，タンクローリで構成され，流路を通じて残留熱除去系熱交換器に海水を供給し冷却を行う設計とする。

3.5.2　重大事故等対処設備

3.5.2.1　緊急用海水系

3.5.2.1.1　設備概要

緊急用海水系は，残留熱除去系海水系が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に，この機能を代替し，原子炉圧力容器及び格納容器からの除熱を行う設計とする。

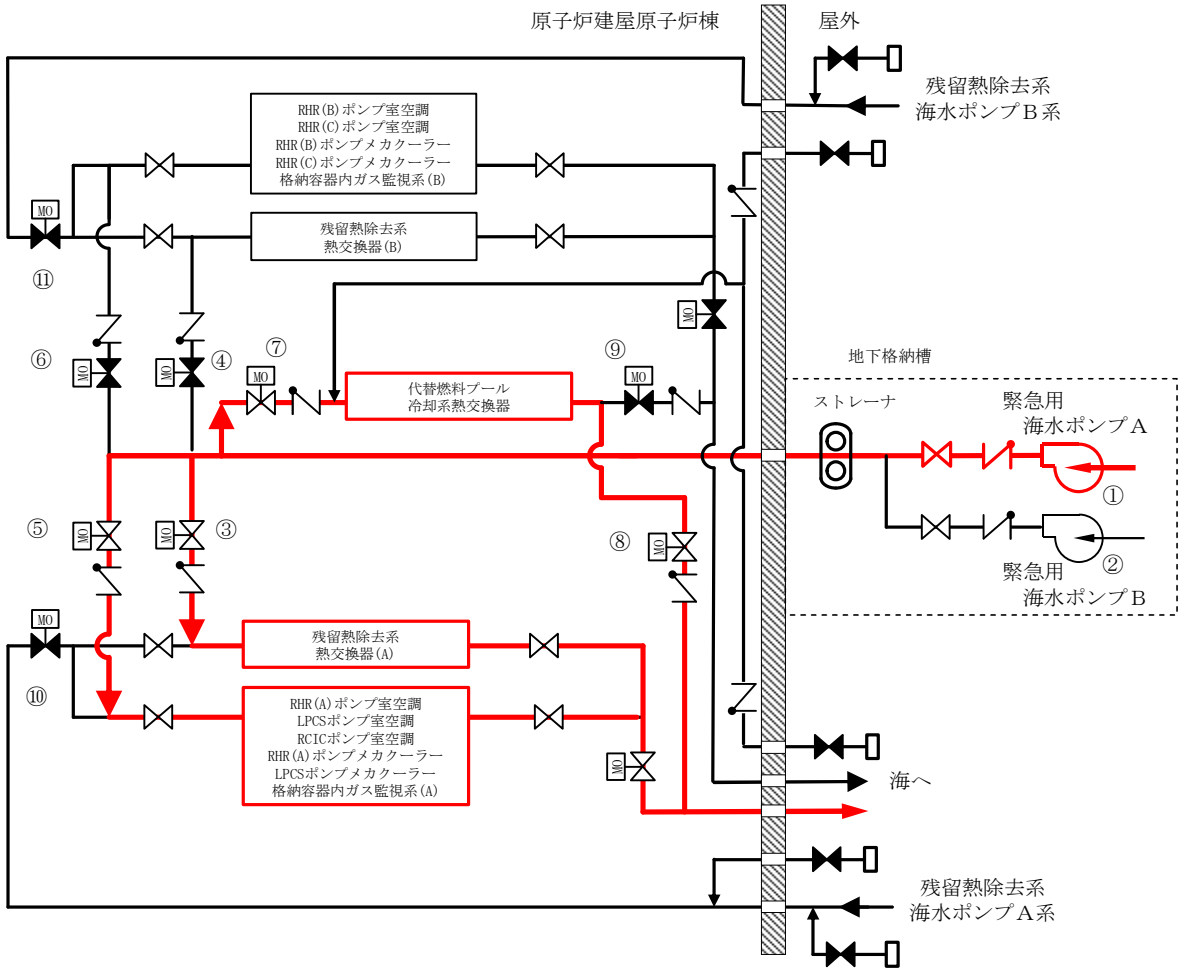
本系統は，緊急用海水ポンプ，流路である緊急用海水系配管・弁，残留熱除去系海水系配管・弁，非常用取水設備から構成される。

重大事故等時においては，緊急用海水系配管及び残留熱除去系海水系配管を介して残留熱除去系熱交換器に海水を供給し，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，格納容器スプレイ冷却系，サプレッション・プール冷却系）と連携して原子炉圧力容器及び格納容器からの除熱を行う設計とする。

本系統全体の概要図を第3.5-1図に，本系統に属する重大事故等対処設備を第3.5-1表に示す。

緊急用海水ポンプの電源は，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置より給電できる設計とする。

・ 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。
・ 計装設備については「3.15 計測設備（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。



	機器名称		機器名称
①	緊急用海水ポンプ（A）	⑦	緊急用海水系代替ＦＰＣ系隔離弁
②	緊急用海水ポンプ（B）	⑧	緊急用海水系代替ＦＰＣ系出口弁（A）系
③	緊急用海水系RHR（A）系熱交換器隔離弁	⑨	緊急用海水系代替ＦＰＣ系出口弁（B）系
④	緊急用海水系RHR（B）系熱交換器隔離弁	⑩	残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（A）系
⑤	緊急用海水系RHR（A）系補機隔離弁	⑪	残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（B）系
⑥	緊急用海水系RHR（B）系補機隔離弁		

第3.5-1図　緊急用海水系　系統概要図

（残留熱除去系海水系Ａ系及び代替燃料プール冷却系供給時）

第3.5-1表　緊急用海水系（常設）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分		設備名
主要設備		緊急用海水ポンプ【常設】 緊急用海水ストレーナ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】
関連設備	附属設備	－
	水源	－
	流路	緊急用海水系配管・弁【常設】 残留熱除去系海水系配管・弁【常設】 非常用取水設備 　緊急用海水ポンプピット 　緊急用海水取水管【常設】 　ＳＡ用海水ピット【常設】 　海水引込み管【常設】 　ＳＡ用海水ピット取水塔【常設】
	注水先	－
	電源設備＊1	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＊2	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）【常設】 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）【常設】 サプレッション・プール水温度【常設】

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

3.5.2.1.2　主要設備の仕様

(1) 緊急用海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

種　　類	：ターボ型
容　　量	：約844m^3／h
全　揚　程	：約130m
最高使用圧力	：2.45MPa[gage]
最高使用温度	：38℃
個　　数	：1（予備1）
使 用 箇 所	：地下格納槽
電 動 機 出 力	：約510kW

3.5.2.1.3　緊急用海水系の多様性，独立性及び位置的分散の確保

緊急用海水系は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，第3.5-2表で示すとおり多様性及び位置的分散を図った設計とする。

緊急用海水ポンプは，原子炉建屋近傍の地下格納槽に設置することで，屋外に設置される残留熱除去系海水系ポンプと位置的分散を図る設計とする。

緊急用ポンプの電源については，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海水ポンプの電源（非常用ディーゼル発電機）に対し多様性及び位置的分散を図る設計とする。

緊急用海水ポンプのサポート系として，冷却水は自滑水とすることで，設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系ポンプと同時に機能喪失しない多様性を持たせた設計とする。

また，緊急用海水系は，第3.5-3表で示すとおり，地震，津波，火災，溢水による共通要因故障を防止するために独立性を確保する設計とする。

なお，流路を構成する静的機器である残留熱除去系海水系配管及び動的機器である弁については，

流路を構成する配管等の静的機器については，残留熱除去系海水系との接続箇所から負荷側を除く範囲で，独立性を確保する設計とする。また，電動弁については，現場での手動操作も可能な設計とすることで，駆動源の多様性を確保する設計とする。

第3.5-2表　多様性，多重性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	残留熱除去系海水系	緊急用海水系
ポンプ	残留熱除去系海水系ポンプ	緊急用海水ポンプ
	屋外	地下格納槽
水源	海水	海水
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	自滑水	自滑水
駆動電源	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備 (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3.5-3表　設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		残留熱除去系海水系	緊急用海水系
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系海水系は耐震Ｓクラス設計とし，重大事故防止設備である緊急用海水系は基準地震動Ｓｓで機能維持できる設計とすることで，基準地震動Ssが共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備の残留熱除去系海水系は防潮堤及び浸水防止設備の設置により，重大事故防止設備の緊急用海水系は，防潮堤及び浸水防止設備の設置に加え，水密化された地下格納槽に設置することで，津波が共通要因となって故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系海水系と，重大事故防止設備である緊急用海水系は，火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7　重大事故の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系海水系と，重大事故防止設備である緊急用海水系は，溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8　重大事故の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	

3.5.2.1.4　設置許可基準規則第43条への適合方針

3.5.2.1.4.1　設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1)　環境条件及び荷重条件(設置許可基準規則第43条第1項一)

（ⅰ）　要求事項

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

（ⅱ）　適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

緊急用海水ポンプは，地下格納槽内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，格納槽の環境条件を考慮し，以下の第3.5-4表の設計とする。

緊急用海水ポンプは，使用時に常時海水を通水することから，耐腐食性材料を使用する。また，異物流入防止を考慮した取水路形状等の設計により異物の流入を防止する設計とする。

(48-5-1,2)

第3.5-4表　想定する環境条件

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である地下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	海水を通水するため，耐腐食性材料の使用により影響を受けない設計とする。
地震	適切な地震荷重との組合せをを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	地下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。
電磁的影響	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

(2)　操作性(設置許可基準規則第43条第1項二)

（ⅰ）　要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）　適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性について」に示す。

緊急用海水系は，重大事故等時，通常待機時の系統から弁操作等にて

速やかに切替えができる設計とする。また，緊急用海水ポンプ及び電動弁は，中央制御室の制御盤の操作スイッチで操作が可能な設計とする。

緊急用海水系を運転する場合は，中央制御室からのスイッチ操作で緊急用海水ポンプ室空調機を起動し，系統構成として，残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（Ａ）系（又は残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（Ｂ）系）を閉，残留熱除去系熱交換器（Ａ）海水流量調整弁（又は残留熱除去系熱交換器（Ａ）海水流量調整弁）を開とした後，緊急用海水ポンプを起動する。その後，緊急用海水系ＲＨＲ（Ａ）系熱交換器隔離弁（又は緊急用海水系ＲＨＲ（Ｂ）系熱交換器隔離弁）及び緊急用海水系ＲＨＲ（Ａ）系補機隔離弁（又は緊急用海水系ＲＨＲ（Ｂ）系補機隔離弁）を調整開とし規定流量とする。また，必要により代替ＦＰＣ系を使用する場合は，緊急用海水系代替ＦＰＣ系出口弁（Ａ）（又は緊急用海水系代替ＦＰＣ系出口弁（Ｂ））を開とし，緊急用海水系代替ＦＰＣ系隔離弁（Ａ）（又は緊急用海水系代替ＦＰＣ系隔離弁（Ｂ））をを調整開とし規定流量とする。操作対象弁については，第3.5-5表に示す。

緊急用海水ポンプの起動・停止・運転状態及び電動弁の開閉状態については，中央制御室の表示灯・操作画面等で視認可能な設計とし，中央制御室における監視又は試験・検査等にて確認可能な設計とする。また，中央制御室のスイッチ操作に当たり，運転員等のアクセス性及び操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，操作スイッチは，機器の名称等を表示した銘板の取付け又は操作画面の表示等により，運転員の操作性及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

(48-4-1)

第3.5-5表　操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
緊急用海水ポンプ（A）	起動停止	中央制御室	スイッチ操作
緊急用海水ポンプ（B）	起動停止	中央制御室	スイッチ操作
緊急用海水系ＲＨＲ（A）系熱交換器隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
緊急用海水系ＲＨＲ（B）系熱交換器隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
緊急用海水系ＲＨＲ（A）系補機隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
緊急用海水系ＲＨＲ（B）系補機隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
緊急用海水系代替ＦＰＣ系隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
緊急用海水系代替ＦＰＣ系海水出口流量調整弁（A）系	調整開	中央制御室	スイッチ操作
緊急用海水系代替ＦＰＣ系海水出口流量調整弁（B）系	調整開	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系熱交換器（A）海水出口流量調節弁	調整開	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系熱交換器（B）海水出口流量調節弁	調整開	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（A）系	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（B）系	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作

(3)　試験及び検査(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。

緊急用海水系は，第3.5-6表に示すように原子炉運転中に機能・性能検査及び弁動作確認を，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。

緊急用海水ポンプは，原子炉停止中に，分解検査としてポンプ部品（主軸，軸受，羽根車等）の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。弁については，弁体等の部品の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。分解検査においては，非破壊検査により，性能に影響を及ぼす指示模様の有無を確認する。また，目視により，性能に影響を及ぼす恐れのあるき裂，打こん，変形及び摩耗の有無を確認する。

また，緊急用海水ポンプは，原子炉運転中又は原子炉停止中に，ポンプを運転することにより，ポンプの吐出圧力・流量の確認に加え，運転時の振動，異音，異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。弁については，原子炉運転中又は原子炉停止中に弁動作確認を実施することで弁開閉動作の確認が可能な設計とする。ポンプ及び系統配管・弁については，機能・性能検査等に合わせて外観及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

(48-6-3)

第3.5-6表　試験・検査内容

原子炉の状態	項目	内容
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

(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。

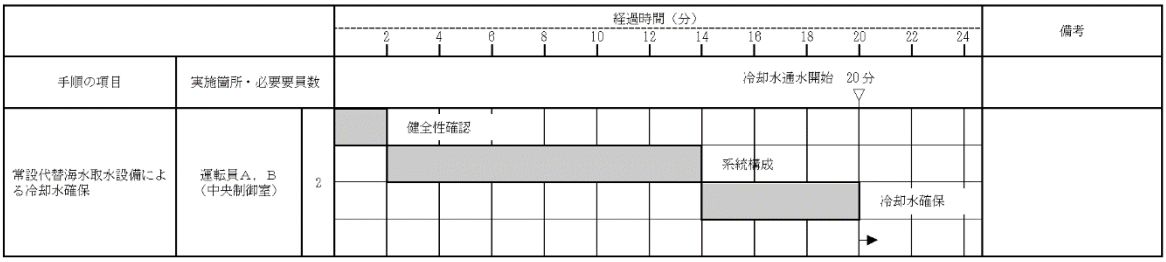
（ⅱ）　適合性

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。

緊急用海水ポンプは，設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系配管と一部配管を共用していることから，重大事故等に対処するために系統構成を切り替える必要がある。なお，切替操作は，「(2) 操作性」に記載する内容と同じである。

系統の切替えに必要な弁は，中央制御室から遠隔操作する設計とすることで，緊急用海水系による残留熱除去系熱交換器への海水供給が必要となるまでの間に，第3.5-2図で示すタイムチャートのとおり，速やかに切り替えが可能である。

(48-4-1，48-5-1)



第3.5-2図　緊急用海水系タイムチャート*

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

緊急用海水系は，通常待機時は，緊急用海水系ＲＨＲ熱交換器隔離弁，緊急用海水系ＲＨＲ系補機隔離弁及び緊急用海水系代替ＦＰＣ系隔離弁を閉止しておくことで，残留熱除去系海水系隔離する系統構成とし，取合系統である残留熱除去系海水系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。また，隔離弁近傍に逆止弁を設け，系統に影響を及ぼさない設計とする。隔離弁については第3.5-7表に示す。

(48-5-1)

第3.5-7表　他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
残留熱除去系海水系	緊急用海水系ＲＨＲ（Ａ）系熱交換器隔離弁	電動弁	通常時閉
	緊急用海水系ＲＨＲ（Ｂ）系熱交換器隔離弁	電動弁	通常時閉
	緊急用海水系ＲＨＲ（Ａ）系補機隔離弁	電動弁	通常時閉
	緊急用海水系ＲＨＲ（Ｂ）系補機隔離弁	電動弁	通常時閉
	緊急用海水系代替ＦＰＣ系隔離弁	電動弁	通常時閉

(6)　設置場所(設置許可基準規則第43条第1項六)

（ⅰ）　要求事項

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

（ⅱ）　適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

緊急用海水系の系統構成のために操作が必要な機器の設置場所，操作場所を第3.5-8表に示す。これらの機器は，原子炉建屋原子炉棟又は屋外（地下格納槽）に設置されるが，中央制御室からの遠隔操作を可能とすることで，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ない設計とする。

第3.5-8表　操作対象機器

機器名称	設置場所	操作場所
緊急用海水ポンプ（A）	地下格納槽	中央制御室
緊急用海水ポンプ（B）	地下格納槽	中央制御室
緊急用海水系ＲＨＲ（A）系 熱交換器隔離弁	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室
緊急用海水系ＲＨＲ（B）系 熱交換器隔離弁	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室
緊急用海水系ＲＨＲ（A）系 補機隔離弁	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室
緊急用海水系ＲＨＲ（B）系 補機隔離弁	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室
緊急用海水系代替ＦＰＣ系隔離弁	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室
緊急用海水系代替ＦＰＣ系海水出口流量調整弁（A）系	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室
緊急用海水系代替ＦＰＣ系海水出口流量調整弁（B）系	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室
残留熱除去系熱交換器（A）海水出口流量調節弁	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室
残留熱除去系熱交換器（B）海水出口流量調節弁	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室
残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（A）系	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室
残留熱除去系－緊急用海水系系統分離弁（B）系	原子炉建屋原子炉棟地下1階	中央制御室

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

(1)　容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

（ⅰ）　要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）　適合性

基本方針については，「2.3.3　容量等」に示す。

緊急用海水ポンプは，設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても，炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために必要な容量を有する設計とする。

容量としては，残留熱除去系海水系が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合でも，格納容器ベントを行うことなく格納容器からの除熱が可能な容量として，ポンプ1個当たり834m^3／hが必要であることから，ポンプ1個当たり約844m^3／hを供給可能なポンプを1個使用する設計とする。

緊急用海水ポンプの揚程は，ポンプ1個で834m^3／hの海水供給時の圧損（水源である海と供給先（残留熱除去系熱交換器等）の圧力差，静水頭，機器圧損，配管及び弁類圧損）を考慮し，約130mの揚程を確保可能な設計とする。

(47-7-1～3)

(2)　共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

（ⅰ）　要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただ

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

（ⅱ）　適合性

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

敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないことから，緊急用海水ポンプは，二以上の発電用原子炉施設において共用しない。

(3)　設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三)

（ⅰ）　要求事項

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

（ⅱ）　適合性

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

緊急用海水系は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系に対し，多様性及び独立性を有し，位置的分散を図る設計としている。これらの詳細については，3.5.2.1.3 項に記載のとおりである。

3.5.2.2　格納容器圧力逃がし装置

3.5.2.2.1　設備概要

格納容器圧力逃がし装置は，設計基準事故対処設備の有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合であり，かつ残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の使用が不可能な場合に，炉心の著しい損傷又は格納容器破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため，重大事故防止設備として，大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送する設計とする

本系統の主要設備は，フィルタ装置，圧力開放板等で構成し，中央制御室での弁操作によって格納容器からの排気ラインの流路構成を行い，ベントガス圧力で圧力開放板が破裂することにより，格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び耐圧強化ベント系を経由しフィルタ装置へ導き，放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける排気口を通して放出する。

本系統を使用する際には，サプレッション・チェンバ内でのスクラビング効果が期待できるサプレッション・チェンバ側からのベント（ウエットウェルベント）を第一優先とするが，何らかの原因によりウエットウェルベントができない場合は，ドライウェル側からのベント（ドライウェルベント）を行う。ドライウェルベントを行った際には，サプレッション・チェンバ内の圧力は真空破壊弁を経由してドライウェルへ排出する。

本系統を使用した際に格納容器からのベントガスが流れる配管には，系統構成上必要な隔離弁及び圧力開放板が設置される。操作を行う必要がある隔離弁については，遠隔人力操作機構を用いて全ての電源喪失時においても原子炉建屋原子炉棟外から人力にて操作を行うことが可能な設計としている。

ベントガスを大気放出した際に発生する配管内の蒸気凝縮ドレンは，配管に適切な勾配を設けることでフィルタ装置内のスクラビング水に合流する設

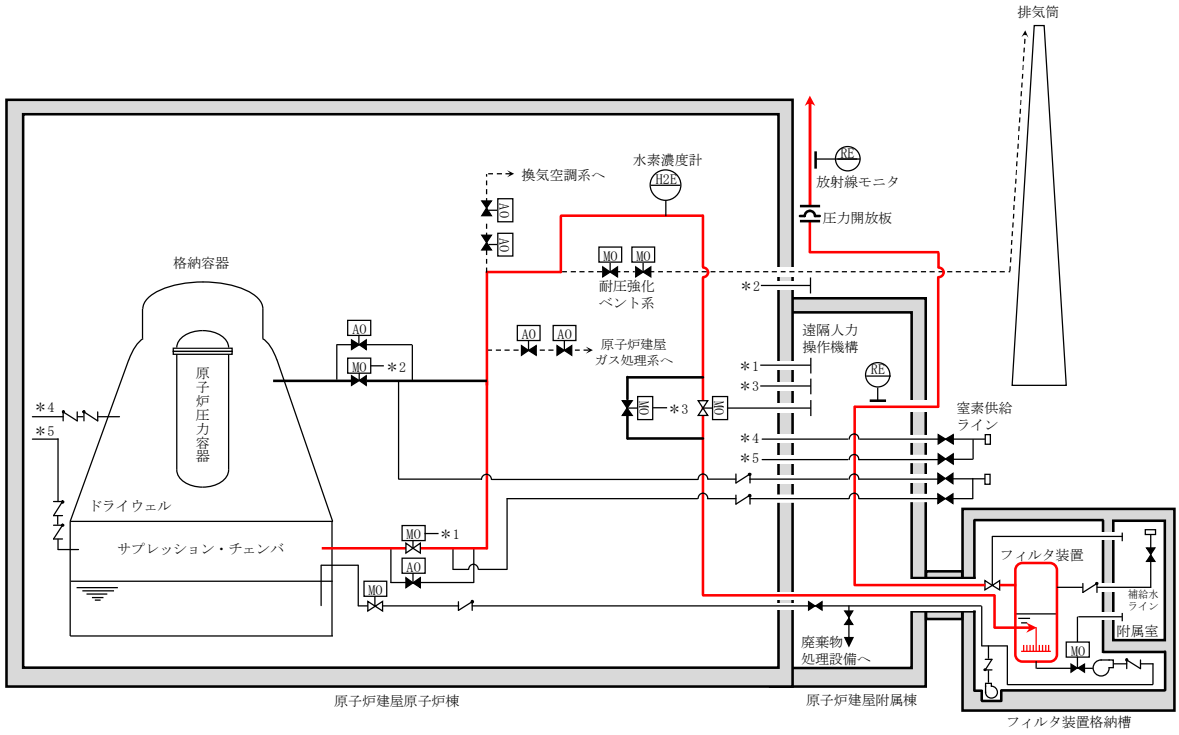
計としている。ただし，ベントガス放出と共に水蒸気が放出され，スクラビング水位は徐々に低下することから，放射性物質除去性能維持のため可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置の水位調整が可能な設計としている。

なお，放射性物質を効果的に捕集・保持するためにスクラビング水に添加されている薬剤は，スクラビング水の蒸発では減少しないことから，予め待機中から十分な量の薬剤を添加しておくことで，ベント中の薬剤調整が不要となる設計としている。

一方，本系統を使用した際には，格納容器内に含まれる非凝縮性ガスが本系統を経由して大気へ放出されるため，系統内での水素爆発を防ぐために，可搬型窒素供給装置を用いて本系統内を不活性化しておく。

フィルタ装置及び入口側の配管は，本系統を使用した際に放射線量が高くなることから，遮蔽のためにフィルタ装置格納槽（地下埋設）又は原子炉建屋原子炉棟内に設置し，復旧作業における被ばくを低減する。本系統全体の概要図を第3.5-3図に，本系統に属する重大事故等対処設備を第3.5-9表に示す。

なお，格納容器圧力逃がし装置の詳細は，「3.7原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備(格納容器圧力逃がし装置)について」で示す。



第3.5-3図　格納容器圧力逃がし装置系統概要図

第3.5-9表　格納容器圧力逃がし装置に関する重大事故等対処設備一覧（1／2）

設備区分		設備名
主要設備		フィルタ装置【常設】 圧力開放板【常設】 遠隔人力操作機構【常設】 可搬型窒素供給装置【可搬】 フィルタ装置遮蔽【常設】 配管遮蔽【常設】 二次隔離弁操作室遮蔽【常設】 二次隔離弁操作室　空気ボンベユニット（空気ボンベ）【可搬】 二次隔離弁操作室　空気ボンベユニット（配管・弁）【常設】
関連設備	附属設備	移送ポンプ【常設】 可搬型代替注水大型ポンプ【可搬】
	水源*1	代替淡水貯槽【常設】
	流路	不活性ガス系配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系配管・弁【常設】 格納容器圧力逃がし装置配管・弁【常設】 格納容器【常設】 真空破壊弁（Ｓ／Ｃ→Ｄ／Ｗ）【常設】
	注水先	－

第 3.5-9 表　格納容器圧力逃がし装置に関する重大事故等対処設備一覧（2／2）

設備区分		設備名
関連設備	電源設備*2	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] 　常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 　可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型直流電源設備
	計装設備*3	フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置圧力【常設】 フィルタ装置スクラビング水温度【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)【常設】 フィルタ装置入口水素濃度【常設】 ドライウェル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 ドライウェル圧力【常設】 サプレッション・チェンバ圧力【常設】

＊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。

3.5.2.2.2　多様性，独立性及び位置的分散の確保

格納容器圧力逃がし装置は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)と同時にその機能が損なわれる恐れがないよう，第3.5-10表に示すとおり多様性又は多重性，及び位置的分散を図った設計とする。

また，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）との独立性については，第3.5-11表で示すとおり地震，津波，火災，溢水が共通要因となり機能喪失しないよう独立性を有する設計とする。

また，隔離弁の電源については，常設代替交流電源設備より供給する設計とするとともに，遠隔人力操作機構を用いて必要に応じて現場での手動操作も可能な設計とすることで，弁操作における駆動源の多様化を図っている。

また，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系については，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）と異なり，ポンプや水源等を必要としないが，これらの設備を構成する主要設備については，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）に対して位置的分散を図った設計とする。

なお，格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の配管及び弁の一部については，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の配管及び弁と同一階に設置されているが，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の配管及び弁とは区画された部屋に設置することより，位置的分散を図った設計とする。

第3.5-10表　多様性又は多重性，位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備	
	残留熱除去系 （格納容器スプレイ冷却系）	格納容器圧力 逃がし装置	耐圧強化ベント系
	原子炉建屋原子炉棟	格納容器圧力逃がし装置格納槽	原子炉建屋 原子炉棟
ポンプ	残留熱除去系ポンプ （原子炉建屋原子炉棟地下2階）	不要＊1	不要＊2
水源	サプレッション・プール （格納容器）		
駆動用空気	不要		
潤滑油	不要(内包油)		
冷却水	残留熱除去系海水系		
駆動電源	非常用ディーゼル発電機 （原子炉建屋附属棟地下1階）		

＊1：格納容器圧力逃がし装置は，原子炉建屋南側屋外の地下格納槽に設置する。

＊2：耐圧強化ベント系は、原子炉建屋原子炉棟内に設置する。

第3.5-11表　設計基準事故対処設備との独立性＊

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)	格納容器圧力逃がし装置 耐圧強化ベント系
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)は耐震Ｓクラス設計とし，重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は基準地震動Ssで機能維持できる設計とすることで，基準地震動Ｓｓが共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備の残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)は防潮堤及び浸水防止設備の設置により，重大事故防止設備の格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は，防潮堤及び浸水防止設備の設置に加え，それぞれ，水密化された地下格納槽，原子炉建屋原子炉棟に設置することで，津波が共通要因となって故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)と，重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は，火災が共通要因となり同時に故障することのない設計とする。詳細は「2.2 火災による損傷の防止」で記載する。	
	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)と，重大事故防止設備である格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は，溢水が共通要因となり同時に故障することのない設計とする。詳細は「重大事故等対処設備を対象とした溢水防護の基本方針について」で記載する。	

＊耐圧強化ベント系を含む。

3.5.2.3　耐圧強化ベント系

3.5.2.3.1　設備概要

耐圧強化ベント系は，設計基準事故対処設備の有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合で，かつ残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系、サプレッション・プール冷却水系及び原子炉停止時冷却系)の使用が不可能な場合に，格納容器破損を防止するため，大気を最終ヒートシンクとして熱を輸送するために重大事故防止設備として設けるものである。

耐圧強化ベント系は，サプレッション・チェンバ及びドライウェルと接続し，格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び原子炉建屋ガス処理系を経由して，排気筒に隣接して同じ高さまで設ける非常用ガス処理系排気筒を通して放出することで，格納容器内に蓄積した熱を大気へ輸送できる設計とする。耐圧強化ベント系は，格納容器のサプレッション・チェンバ側及びドライウェル側のいずれからも排気できる設計とすし，ドライウェル側からのベントを行う際には，サプレッション・チェンバ内の格納容器内雰囲気ガスは真空破壊弁（サプレッション・チェンバ→ドライウェル）を経由してドライウェルへ排出される設計とする。ベントを行う際は，サプレッション・チェンバ内でのスクラビング効果が期待できるウェットウェルベントを第一優先とするが，サプレッション・チェンバ側のベントラインが水没した場合は，ドライウェル側からベントを行う設計とする。

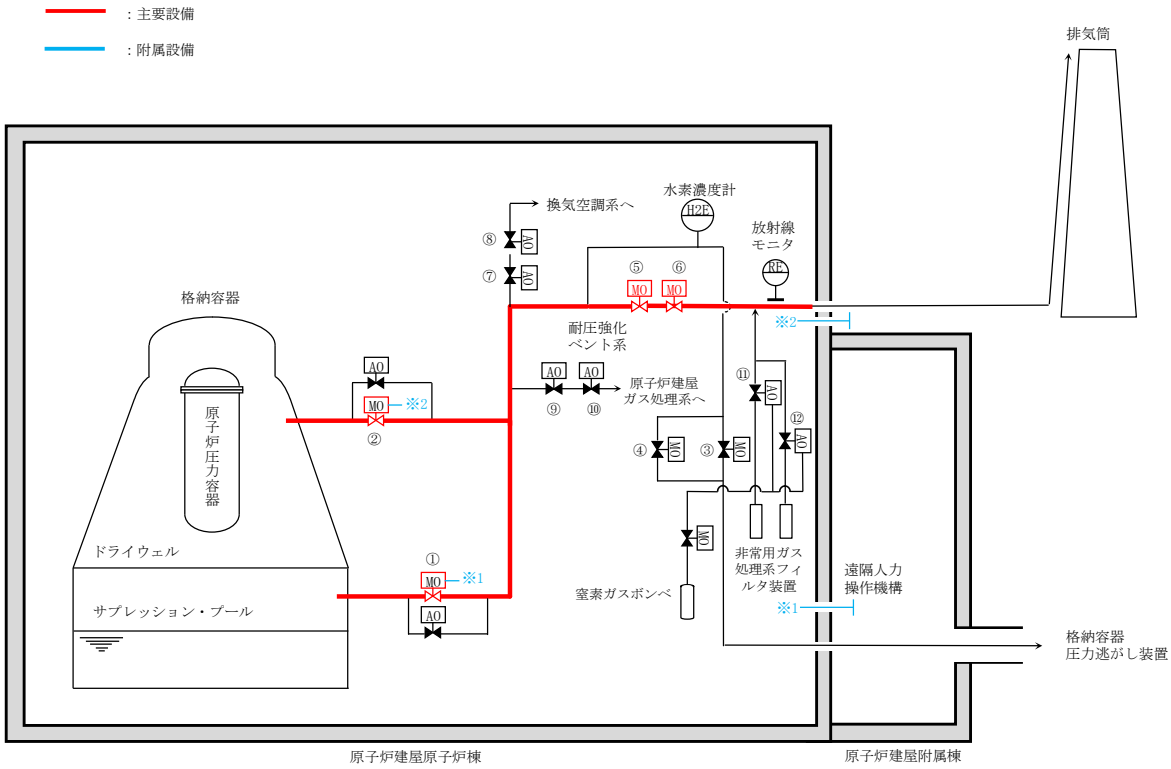
耐圧強化ベント系の排出経路に設置する隔離弁（一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側），一次隔離弁（ドライウェル側），耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁）は電動弁とし，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電できる設計とするとともに，一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側），一次隔離弁（ドライウェル側）については駆動部

に遠隔人力操作機構を設け，原子炉建屋原子炉棟外から手動操作できる設計とする。

なお，サプレッション・チェンバ側からの排気ではサプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し，ドライウェルからの排気では，ダイヤフラムフロア面からの高さを確保するとともに燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。本系統は配管及び弁等で構成し，格納容器内の雰囲気ガスを不活性ガス系及び本系統を経由して原子炉建屋ガス処理系へ導き，主排気筒に沿って設置している原子炉建屋ガス処理系配管を通して大気へ放出する。また，耐圧強化ベント系は，排出経路配管に放射線検出器を設置することにより，放出された放射性物質濃度を測定することが可能な設計とする。

本系統全体の概要図を第3.5-4図に，本系統に属する重大事故対処設備を第3.5-12表に示す。

本設備は，中央制御室での弁操作によって格納容器からの排気ラインの流路構成を行うことにより，ベントを実施可能である。また，全電源喪失により中央制御室からの弁操作が不可能となった場合においても，現場での弁操作によりベントを実施することが可能である。



	機器名称		機器名称
①	一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側）	⑦	換気空調系一次隔離弁
②	一次隔離弁（ドライウェル側）	⑧	換気空調系二次隔離弁
③	二次隔離弁	⑨	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁
④	二次隔離弁バイパス弁	⑩	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁
⑤	耐圧強化ベント系一次隔離弁	⑪	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁Ａ
⑥	耐圧強化ベント系二次隔離弁	⑫	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁Ｂ

第 3.5-4 図　耐圧強化ベント系　系統概要図

第3.5-12表　耐圧強化ベント系に関する重大事故等対処設備一覧（1／2）

設備区分		設備名
主要設備		－
関連設備	附属設備	遠隔人力操作機構【常設】
	水源*1	－
	流路	不活性ガス系配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系配管・弁【常設】 原子炉建屋ガス処理系配管・弁【常設】 格納容器【常設】 真空破壊弁（Ｓ／Ｃ→Ｄ／Ｗ）【常設】
	注水先	－

第 3.5-12 表　耐圧強化ベント系に関する重大事故等対処設備一覧（2／2）

設備区分		設備名
関連設備	電源設備*2	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] 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型直流電源設備
	計装設備*3	ドライウェル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 ドライウェル圧力【常設】 サプレッション・チェンバ圧力【常設】 耐圧強化ベント系出口放射線モニタ【常設】

＊1：水源については「3.13重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。
＊2：電源設備については「3.14電源設備(設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」で示す。
＊3：計装設備については「3.15計装設備(設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章)」で示す。

3.5.2.3.2　主要設備の仕様

(1)　耐圧強化ベント系(配管及び弁)

最高使用圧力	0.31MPa[gage]（0.62MPa[gage]（重大事故等時）） （不活性ガス系分岐から二次隔離弁まで） 0.014MPa[gage]（0.62MPa[gage]（重大事故等時）） （二次隔離弁から非常用ガス処理系分岐まで）
最高使用温度	171℃（200℃（重大事故等時）） （不活性ガス系分岐から二次隔離弁まで） 72℃（200℃（重大事故等時）） （二次隔離弁から非常用ガス処理系分岐まで）
系統設計流量	48,000kg/h （格納容器圧力310kPa[gage]において）
系　　統	1系統

3.5.2.3.3　多重性又は多様性及び独立性，位置的分散の確保

耐圧強化ベント系の多重性又は多様性及び独立性，位置的分散の確保については「3.5.2.2.2多重性又は多様性及び独立性，位置的分散の確保」で示す。

3.5.2.3.4　設置許可基準規則第43条への適合方針

3.5.2.3.4.1　設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1)　環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

（ⅰ）　要求事項

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

（ⅱ）　適合性

耐圧強化ベント系を構成する機器は，原子炉建屋原子炉棟内に設置されている設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し，以下の第3.5-13表に示す。

(48-4-2～4，48-5-3)

第3.5-13表　想定する環境条件

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものでないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを踏まえ，機器が損傷しない設計とする。（詳細は「2.1.3耐震設計の基本方針」に示す）
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山灰荷重の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

耐圧強化ベント系の操作は，重大事故等が発生した場合の原子炉建屋原子炉棟内環境を考慮し，中央制御室の操作スイッチから遠隔操作可能な設計とする。また，電源喪失時においても操作可能なように，原子炉建屋原子炉棟外より遠隔人力操作機構 を介しての人力操作が可能な設計とする。

(2)　操作性(設置許可基準規則第43条第1項二)

（ｉ）　要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ） 適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性について」に示す。

耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁(電動駆動弁及び空気駆動弁)については，重大事故等時の環境条件を考慮し，中央制御室にて操作可能な設計とするとともに，電源喪失時においては，遠隔人力操作機構での人力操作により，重大事故等時の環境下においても原子炉建屋原子炉棟外にて確実に操作が可能となる設計とする。第3.5-14表に操作対象機器を示す。これらの機器については ，運転員のアクセス性操作を考慮して十分な操作空間を確保する。また，それぞの操作対象については銘板をつけることで識別可能とし，運転員の操作及び監視性を考慮して確実にできる設計する。

(48-4-2～4，48-5-3)

第3.5-14表　操作対象機器リスト

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
一次隔離弁 （サプレッション・チェンバ側）	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋附属棟1階	手動操作 （遠隔人力操作機構）
一次隔離弁 （ドライウェル側）	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋附属棟4階	手動操作 （遠隔人力操作機構）
二次隔離弁	弁閉※	中央制御室	スイッチ操作※
二次隔離弁 　バイパス弁	弁閉※	中央制御室	スイッチ操作※
耐圧強化ベント系 　一次隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋附属棟5階	手動操作
耐圧強化ベント系 　二次隔離弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
		原子炉建屋附属棟5階	手動操作
換気空調系 　一次隔離弁	弁閉※	中央制御室	スイッチ操作※
換気空調系 　二次隔離弁	弁閉※	中央制御室	スイッチ操作※
原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁	弁閉※	中央制御室	スイッチ操作※
原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	弁閉※	中央制御室	スイッチ操作※
非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁Ａ	弁閉※	中央制御室	スイッチ操作※
非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁Ｂ	弁閉※	中央制御室	スイッヂ操作※

※ 通常時閉状態の弁であることから，中央制御室にてランプ確認を行う。全閉でないことが確認された場合はスイッチ操作にて閉操作を行う。

(3)　試験及び検査(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。

第3.5-15表に示すように，格納容器から主排気筒までのラインを構成する電動駆動弁及び空気駆動弁は，原子炉停止中に，分解検査として弁体等の部品の状態を確認可能な設計とする。また，弁動作確認として，弁開閉動作の確認が可能な設計とする。系統配管・弁については，機能・性能検査として漏えい確認，外観の確認が可能な設計とする。

遠隔人力操作機構は，機能・性能検査として，弁，エクステンションロッド及び減速機等の動作状況確認が可能な設計とする。

なお，原子炉運転中については，弁の開閉試験により系統内の空気が外部に放出されるため，開閉試験は実施しない設計とする。

第3.5-15表　耐圧強化ベント系の試験及び検査

原子炉の状態	項目	内容
停止中	分解検査	弁部品の分解検査（非破壊検査を含む）又は取替
	機能・性能検査	系統漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	（遠隔人力操作機構）機能・性能検査	弁，エクステンションロッド及び減速機等の動作状況確認

(4)　切り替えの容易性(設置許可基準規則第43条第1項四)

（ⅰ）　要求事項

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

（ⅱ）　適合性

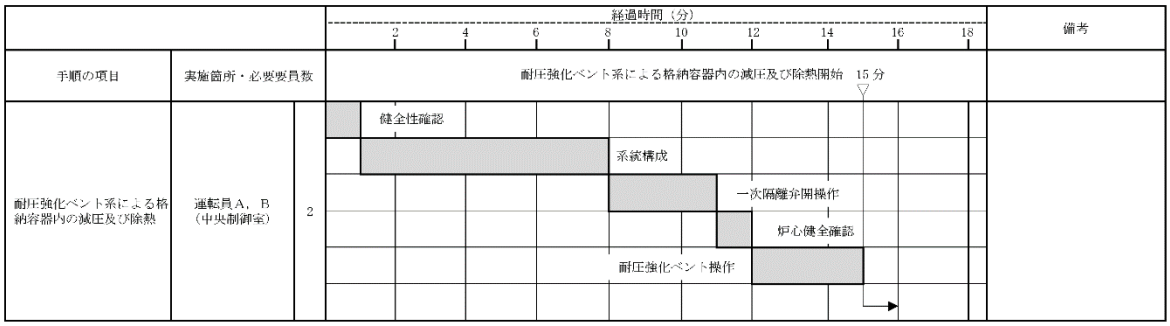
基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性について」に示す。

耐圧強化ベント系については，本来の用途以外には使用しない設計とする。当該系統を使用する際には，流路に接続される弁(一次隔離弁(サプレッション・チェンバ側又はドライウェル側)及び耐圧強化ベント弁)の開操作を中央制御室より実施することにより，ベントガスを不活性ガス系及び原子炉建屋ガス処理系配管を経由して排気筒へ導くことが可能である。また，電源喪失時においてはこれらの弁を手動操作（遠隔人力操作機構による操作含む。）により原子炉建屋原子炉棟外より人力にて

操作可能である。

これにより，ベントが必要となるまでの間に，第3.5-5図で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替え操作が可能である。

(48-4-2～4，48-5-3)



第3.5-5図　耐圧強化ベント系による除熱(Ｓ／Ｃベント)のタイムチャート*

＊：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての1.5で示すタイムチャート。

(5)　悪影響の防止(設置許可基準規則第43条第1項五)

（ⅰ）　要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）　適合性

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

耐圧強化ベント系には，不活性ガス系，原子炉建屋ガス処理系及び格納容器圧力逃がし装置が接続されている。

通常時に使用する系統としては第3.5-16表の通り，不活性ガス系及び原子炉建屋ガス処理系があるが，一次隔離弁（サプレッション・チェンバ側及びドレイウェル側），耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁を閉状態とすることでこれらの系統とは隔離され，悪影響を防止する。格納容器圧力逃がし装置については，通常時は使用しない設備であることから，一次隔離弁及び二次隔離弁については，通常時に閉としても悪影響はない。

一方で，重大事故等時に耐圧強化ベント系を使用する際に，排気経路を構成するための隔離境界箇所は，第3.5-17表の通りである。このうち，原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁，二次隔離弁及び換気空調系一次隔離弁，二次隔離弁については，直列に2弁ずつ設置してあることから，万が一弁にシートパスが発生したとしても，ベントガスが他系統へ回り込むことにより悪影響を及ぼさない設計とする。

非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁については，通常時閉の空気作動弁であり，非常用ガス処理系の自動起動信号により開となること及び電源喪失時にはフェイルオープンとなる空気駆動弁であるため，耐圧強化ベント系使用時には，中央制御室にて閉状態の確認又は閉操作を行うことにより，他系統への悪影響を防止する設計とする。

(48-5-3)

第3.5-16表　他系統との隔離弁(通常時)

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
不活性ガス系	耐圧強化ベント系 一次隔離弁	電動駆動	通常時閉
原子炉建屋ガス処理系	耐圧強化ベント系 二次隔離弁	電動駆動	通常時閉

第3.5-17表　他系統との隔離弁(重大事故等時)

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
原子炉建屋ガス処理系	一次隔離弁，二次隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
換気空調系	一次隔離弁，二次隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
原子炉建屋ガス処理系 (非常用ガス処理系フィルタ装置出口側)	非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁（A）， 非常用ガス処理系フィルタ装置出口隔離弁（B）	電動駆動	通常時閉 電源喪失時開
格納容器圧力逃がし装置	二次隔離弁，二次隔離弁バイパス弁※	電動駆動	通常時閉

※ 耐圧強化ベント使用時に切替操作が必要(中央制御室にて容易に切替可能)

(6)　設置場所(設置許可基準規則第43条第1項六)

（ｉ）　要求事項

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

（ⅱ） 適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

耐圧強化ベント系の系統構成に必要な機器の設置場所，操作場所を第3.5-18表に示す。耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁について，炉心損傷前に耐圧強化ベント系を使用する場合においては，想定される重大事故等時における放射線量は高くないことから，操作が可能である。

(48-4-2～4，48-5-3)

第3.5-18表　操作対象機器設置場所

機器名称設	設置場所	操作場所
一次隔離弁 (サプレッション・チェンバ側)	原子炉建屋原子炉棟1階	中央制御室
		原子炉建屋附属棟1階
一次隔離弁(ドライウェル側)	原子炉建屋原子炉棟4階	中央制御室
		原子炉建屋附属棟4階
真空破壊弁	格納容器内	－
耐圧強化ベント系一次隔離弁	原子炉建屋原子炉棟5階	中央制御室
		原子炉建屋附属棟5階
耐圧強化ベント系二次隔離弁	原子炉建屋原子炉棟5階	中央制御室
		原子炉建屋附属棟5階

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

(1)　容量(設置許可基準規則第43条第2項一)

（ⅰ）　要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）　適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

耐圧強化ベント系の設計流量としては，耐圧強化ベントを行う事故後約16時間後において格納容器内で発生する蒸気を排気し，その熱量分を除熱できるだけの十分な容量として，崩壊熱の1%程度に相当する蒸気流量を排気可能な流量とする。

また，耐圧強化ベント系を重大事故防止設備として使用する場合は，添付書類十「4.4.2　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・加温破損）」に示す有効性評価を踏まえ，格納容器の最高使用圧力にてベント判断をするものとし，ベント判断からベント開始までの格納容器の圧力上昇を考慮し，0.62MPa[gage]を重大事故等時使用圧力とする。また，この時の格納容器内の温度以上となるように，重大事故等時使用温度を200℃とする。

(48-7-4～6)

(2)　共用の禁止(設置許可基準規則第43条第2項二)

（ⅰ）　要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，

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

（ⅱ） 適合性

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

敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないことから，耐圧強化ベント系は共用しない。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性(設置許可基準規則第43条第2項三)

（ⅰ） 要求事項

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

（ⅱ） 適合性

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

耐圧強化ベント系は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)とは構成機器を共用しておらず，また，耐圧強化ベント系及び残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)が設置されるエリアは，各々区画され近接していないことから，耐圧強化ベント系及び

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)が，共通要因によって同時に機能喪失しない設計とする。

(第3.5-10表)

3.5.3　重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.5.3.1　残留熱除去系

3.5.3.1.1　設備概要

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）については，「3.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第47条に対する設計方針を示す章）」，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール水冷却系）については，「3.6　原子炉格納容器内の冷却等のための設備（設置許可基準規則第49条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.5.3.2　残留熱除去系海水系

3.5.3.2.1　設備概要

残留熱除去系海水系は，通常の原子炉停止時及び原子炉隔離時の崩壊熱及び残留熱の除去，原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等を目的とし設置される残留熱除去系の残留熱除去系熱交換器に海水を送水するための設備である。海を水源とし，残留熱除去系海水ポンプにて，非常用取水設備である貯留堰及び取水路を通じて海水を取水し，ポンプ出口に設置される海水ストレーナにて不純物を除去し海水を送水する。

残留熱除去系海水系（設計基準拡張）に関する重大事故等対処設備一覧を第3.5-19表に示す。

第3.5-19表　残留熱除去系海水系（設計基準拡張）に関する

重大事故等対処設備一覧

設備区分		設備名
主要設備		残留熱除去系海水ポンプ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】
関連設備	附属設備	海水ストレーナ【常設】
	水源	－
	流路	残留熱除去系海水系配管・弁【常設】
	注水先	－
	電源設備＊1	非常用電源設備 　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＊2	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，計装設備については「3.15計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.5.3.2.2　主要設備の仕様

主要設備の機器仕様を以下に示す。

(1)　残留熱除去系海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・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885.7m^3／h（1個当たり）
全　揚　程	：	約184.4m

(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	：	19.4×10^3kW（1基当たり）
取 付 箇 所	：	原子炉建屋原子炉棟地下2階

3.5.3.2.3　設置許可基準規則第43条への適合方針

残留熱除去系海水系は，想定される重大事故等時に重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用するため，「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち，多様性及び位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

ただし，常設代替交流電源設備からの給電により残留熱除去系海水系を復旧させる場合については，残留熱除去系海水系は，設計基準事故対処設備である非常用ディーゼル発電機からの給電により起動する残留熱除去系海水系に対して，駆動電源の多様性を有する設計とする。常設代替交流電源設備の多様性及び位置的分散については，「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57 条に対する設計方針を示す章）」に示す。

残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は，設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため，他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

残留熱除去系海水系は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。

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

残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は，設計基準事故時の残留熱除去熱交換器への海水供給機能を兼用しており，設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及び熱交換器伝熱容量が，残留熱除去系の系統容量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様の設計である。

基本方針については，「2.3.2容量等」に示す。

また，残留熱除去系海水ポンプの取水箇所である取水路は，設計基準事

故時の取水路と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及び熱交換器伝熱容量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様の設計である。

残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は，原子炉建屋原子炉棟内に設置される設備であることから，想定される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，第3.5-20表 に示す設計である。

第 3.4-20 表　想定する環境条件

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するため，天候による影響を受けない設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水するため，耐腐食性材料の使用により影響を受けない設計とする。
地震	適切な地震荷重との組合せをを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	屋外に設置するため，想定される風（台風）及び竜巻の風荷重，積雪，火山の影響による荷重を考慮し，機器が損傷しない設計とする。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

また，残留熱除去系ポンプは中央制御室にて操作可能な設計とする。

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

残留熱除去系海水系は，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等時においても使用する設計である。また，残留熱除去系海水ポンプは，原子炉の運転中に機能・性能検査が可能な設計とする。残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は，停止中に分解検査及び外観検査が実施可能な設計である。

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備【49 条】

基準適合への対応状況

9.　原子炉格納施設

9.6　原子炉格納容器内の冷却等のための設備

9.6.1　概　　要

設計基準事故対処設備が有する格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため，格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。また，炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため，格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させ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。

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（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）が健全な場合は，重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

格納容器内の冷却等のための設備の系統概要図を第 9.6－1 図から第 9.6－5 図に示す。

9.6.2　設計方針

(1)　炉心の著しい損傷を防止するための格納容器内冷却に用いる設備

格納容器内の冷却等のための設備のうち，炉心の著しい損傷を防止するため，格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として，以下の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の除熱，代替循環冷却系による格納容器内の除熱，常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）の復旧）を設ける。

ａ．フロントライン系故障時に用いる設備

(a)　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却

設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)の残留熱除去系ポンプの故障等により，格納容器内の冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却）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（Ｂ）を介して，格納容器内にあるスプレイヘッダよりドライウェル内にスプレイできる設計とする。

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

・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格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

(b)　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却

残留熱除去系ポンプの故障等により格納容器内の冷却機能喪失又はサプレッション・プールが機能喪失した場合の可搬型重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却）として，可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽並びに燃料補給設備である可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。

代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは，東側接続口又は西側接続口にホースを接続し，残留熱除去系（Ａ）又は（Ｂ）を介して，格納容器内にあるスプレイヘッダよりドライウェル内にス

プレイできる設計とする。

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し，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

・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格納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（淡水貯水池Ａ，Ｂ）の淡水が枯渇した場合は，防潮堤内側の取水箇所（ＳＡ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となる水の供給設備」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（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱

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（格納容器スプレイ冷却系）が格納容器内の除熱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（格納容器スプレイ冷却系）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，サプレッション・プール，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。

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・プール水を冷却し格納容器内にあるスプレイヘッダより，ドライウェル内及びサプレッション・チェンバ内にスプレイできる設計とする。

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

・サプレッション・プール

・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，設計基準事故対処設備である格納容器及び非常用取水設備の貯留堰並びに取水路を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残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後の格納容器内の除熱

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（サプレッション・プール冷却系）が機能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（サプレッション・プール冷却系）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，サプレッション・プール，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。

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

・サプレッション・プール

・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，設計基準事故対処設備である格納容器及び非常用取水設備の貯留堰及び取水路を重大事故等対処設備として使用する。

(2) 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による格納容器内の除熱

格納容器内の除熱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，重大事故等時に炉心の著しい損傷を防止するため，格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として，以下の重大事故等対処設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系））を設ける。

ａ．残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱

残留熱除去系ポンプ及びサプレッション・プールによる格納容器内の除熱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（格納容器スプレイ冷却系））として，残留熱除去系ポンプ，サプレッション・プール及び残留熱除去系熱交換器並びに残留熱除去系海水ポンプを使用する。

サプレッション・プールを水源と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サプレッション・プール水を冷却し，格納容器内にあるスプレイヘッダより，ドライウェル内及びサプレッション・チェンバ内にスプレイできる設計とする。

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

・サプレッション・プール

・残留熱除去系海水ポンプ

その他，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機及び格納容器並びに非常用取水設備の貯留堰及び取水路を重大事故等対処設備として使用する。

ｂ．残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱

残留熱除去系ポンプ及びサプレッション・プールによる格納容器内の除熱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（サプレッション・プール冷却系））として，残留熱除去系ポンプ，サプレッション・プール及び残留熱除去系熱交換器並びに残留熱除去系海水ポンプを使用する。

サプレッション・プールを水源と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，サプレッション・プール水を冷却できる設計とする。

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

・サプレッション・プール

・残留熱除去系海水ポンプ

その他，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機及び格納容器並びに非常用取水設備の貯留堰及び取水路を重大事故等対処設備として使用する。

(3)　格納容器の破損を防止するための格納容器内除熱に用いる設備

格納容器内の除熱等のための設備のうち，炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため，格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるための設備として以下の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び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，代替循環冷却系による格納容器除熱，常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）の復旧）を設ける。

ａ．フロントライン系故障時に用いる設備

(a)　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却

残留熱除去系ポンプの故障等により格納容器内の除熱機能が喪失し，炉心の著しい損傷が発生した場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却）は，「9.6.2(1)ａ．(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却」と同じである。

(b)　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却

残留熱除去系ポンプの故障等により格納容器内の除熱機能が喪失し，炉心の著しい損傷が発生した場合の可搬型重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却）は，「9.6.2(1)ａ．(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却」と同じである。

(c)　代替循環冷却系による格納容器内の除熱

残留熱除去系ポンプの故障等により格納容器内の除熱機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（代替循環冷却系による格納容器内の除熱）として，代替循環冷却系ポンプ，サプレッション・プール，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。

サプレッション・プールを水源とする代替循環冷却系ポンプは，残留熱除去系熱交換器（A）によりサプレッション・プール水を冷却し，残留熱除去系（A）を介して，格納容器内にあるスプレイヘッダよりドライウェル内にスプレイできる設計とする。

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。また，非常用取水設備のＳＡ用海水ピット取水塔，海水引込み管及びＳＡ用海水ピット並びに貯留堰及び取水路を海水の流路として使用する。

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給電できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

・代替循環冷却系ポンプ

・残留熱除去系熱交換器（A）

・サプレッション・プール

・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，設計基準事故対処設備である格納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。

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（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱

全交流動力電源喪失等により格納容器内の除熱機能が喪失し，炉心の著しい損傷が発生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（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱）は，「9.6.2(1) b．(d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱」と同じである。

(e)　常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後の格納容器内の除熱

全交流動力電源喪失等により格納容器内の除熱機能が喪失し，炉心の著しい損傷が発生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（サプレッション・プール冷却系）の復旧）は，「9.6.2(1) b．(d) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後の格納容器内の除熱」と同じである。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却，代替循環冷却系による格納容器内の除熱は，炉心損傷防止及び格納容器破損防止を兼用する設計とする。

「9.6.2(2) a．残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱」及び「9.6.2(2) b．残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後の格納容器内の除熱」に使用する残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器，残留熱除去系海水ポンプ及び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が，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。

残留熱除去系及び残留熱除去系海水系については，「5.4 残留熱除去系」に示す。

代替淡水貯槽及びサプレッション・プールについては，「9.12 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」に示す。

常設代替高圧電源装置及び非常用ディーゼル発電機は，「10.2 代替電源設備」に示す。

9.6.2.1　多様性及び独立性，位置的分散

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

常設低圧代替注水系ポンプを使用した格納容器内の冷却は，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を使用した格納容器内の除熱に対し，多様性及び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を使用した格納容器内の除熱に対し，多様性及び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，多様性及び位置的分散を

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，残留熱除去海水系ポンプにより冷却する残留熱除去系ポンプに対し多様性を持たせた設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプを使用する格納容器スプレイ配管は，代替淡水貯槽から残留熱除去系（Ｂ）配管の合流点までの系統について，残留熱除去系ポンプ（Ｂ）を使用する格納容器スプレイ系統に対して独立した設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプを使用した格納容器内の冷却は，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に対して，多様性を確保する設計とする。また，代替淡水貯槽を水源とすることで，サプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプポンプを使用した格納容器内の冷却に対し，多様性及び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接続口は，原子炉建屋東側（屋外）及び西側（屋外）に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する格納容器スプレイ配管は，代替淡水貯槽から残留熱除去系（Ａ）配管及び残留熱除去系（Ｂ）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を使用する格納容器スプレイ系統に対して独立した設計とする。

代替循環冷却系による格納容器内の除熱は，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格納容器内の除熱に対して多様性及び位置的分散を図る設計とする。また，代替循環冷却系ポンプは冷却水を不要（自然冷却）とすることで，残留熱除去系海水ポンプにより冷却する残留熱除去系ポンプに対して多様性を持たせた設計とする。

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

代替循環冷却系ポンプを使用する格納容器内の除熱の配管は，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を（A）使用する格納容器スプレイ冷却系配管に対して独立性を確保する設計とする。

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。

9.6.2.2　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。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却に使用する常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は，通常時は弁により他の系統・機器と隔離する設計とし，重大事故等時は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。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却に使用す

る可搬型代替注水大型ポンプは，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ことを確認することで，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。

代替循環冷却系による格納容器内の除熱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。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）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から，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

9.6.2.3　容 量 等

基本方針については，「1.1.7.2 容量等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却に使用する常設低圧代替注水系ポンプは，炉心の著しい損傷を防止するために必要なスプレイ流量に対して，ポンプ2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。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却に使用す

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個と水の補給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。

代替循環冷却系による格納容器内の除熱に使用する代替循環冷却系ポンプは，炉心の著しい損傷を防止するために必要なスプレイ流量に対して，ポンプ1個の運転により十分なポンプ流量を有する設計とする。また，残留熱除去系熱交換器に冷却水を供給する緊急用海水ポンプは，サプレッション・プール水を冷却し格納容器にスプレイするために必要な冷却水量に対して，ポンプ1個の運転により十分なポンプ流量を有する設計とする。

炉心の著しい損傷を防止するために代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却として使用する代替淡水貯槽は，格納容器への注水量に対し，可搬型代替注水大型ポンプにより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。

炉心の著しい損傷を防止するために残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）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，設計基準事故時の格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール除熱機能と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が，炉心の著しい損傷を防止するために必要なポンプ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。

代替循環冷却系及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）の水源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水量が，炉心崩壊熱により上昇した格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な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。

炉心の著しい損傷を防止するために残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）として使用する残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプは，設計基準事故時の残留熱除去系海水系の機能と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及び伝熱容量が，格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な残留熱除去系海水系のポンプ流量及び伝熱容量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

炉心の著しい損傷が発生した場合における格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために使用する代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは，炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要なスプレイ流量に対して，ポンプ 2 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。

炉心の著しい損傷が発生した場合における格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプは，炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要なスプレイ流量に対して十分なポンプ流量を確保するため，1 個

を使用する。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個と水の補給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。

9.6.2.4　環境条件等

基本方針については，「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

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

常設低圧代替注水系ポンプの操作は，中央制御室で可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは，屋外に保管及び設置し，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。操作は，設置場所で可能な設計とする。

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。また，可搬型代替注水大型ポンプは，海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

代替循環冷却系ポンプ及び残留熱除去系ポンプ並びに残留熱除去系熱交換器は，原子炉建屋原子炉棟内に設置し，重大事故等時における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及びに残留熱除去系ポンプの操作は，中央制御室で可能な設計とする。

サプレッション・プールは，格納容器内に設置し重大事故等時における格納容器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，地下格納槽内に設置し，重大事故等時における地下

格納槽内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，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。

緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプの操作は，中央制御室で可能な設計とする。

緊急用海水ポンプ，残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は，使用時に海水を通水するため耐腐食性材料を使用する。また，緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプにより，海水を送水する系統への異物の流入防止を考慮した設計とする。

9.6.2.5　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代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内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時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えできる設計とする。常設低圧代替注水系ポンプは，中央制御室の制御盤の操作スイッチで操作が可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプを使用した代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却を行う系統は，重大事故等が発生した場合でも，通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えできる設計とする。

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積載の輪止めにより，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（又は西側接続口）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。また，ホースの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，付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

代替循環冷却系ポンプ，サプレッション・プール及び残留熱除去系熱交換器並びに緊急用海水ポンプを使用した代替循環冷却系による格納容器内の除熱を行う系統は，重大事故等が発生した場合でも通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えできる設計とする。代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは，中央制御室の制御盤の操作スイッチで操作が可能な設計とする。

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格納容器スプレイ冷却系統並びにサプレッション・プール冷却系統は，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，中央制御室の制御盤の操作スイッチで操作が可能な設計とする。

9.6.3　主要設備及び仕様

格納容器内の冷却等のための設備の主要設備及び仕様を第 9.6－1 表に示す。

9.6.4　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。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却に使用する

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。

常設低圧代替注水ポンプは，分解が可能な設計とする。

代替淡水貯槽は，内部の確認が可能なように，マンホールを設ける設計とする。また，有効水量が確認できる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却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，ポンプの分解又は取替が可能な設計とする。また，車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）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。

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 9.6－1 表格納容器内の除熱等のための設備主要仕様

(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溶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（1 個当たり）
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

型　　式		うず巻形
個　　数		4（予備 1）
容　　量		約 1,320m^3／h（1 個当たり）
揚　　程		約 140m

(3)　代替循環冷却系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

型　　式		うず巻形
個　　数		1
容　　量		約 250m^3／h（1 個当たり）
揚　　程		約 200m

(4)　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。

(5)　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（1 基当たり）
揚　　程	約 130m

(6)　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。

(7)　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

(8)　サプレッション・プール

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

主要仕様については，「9.1　原子炉格納施設」に示す。

(9)　残留熱除去系熱交換器

兼用する設備は以下のとおり。

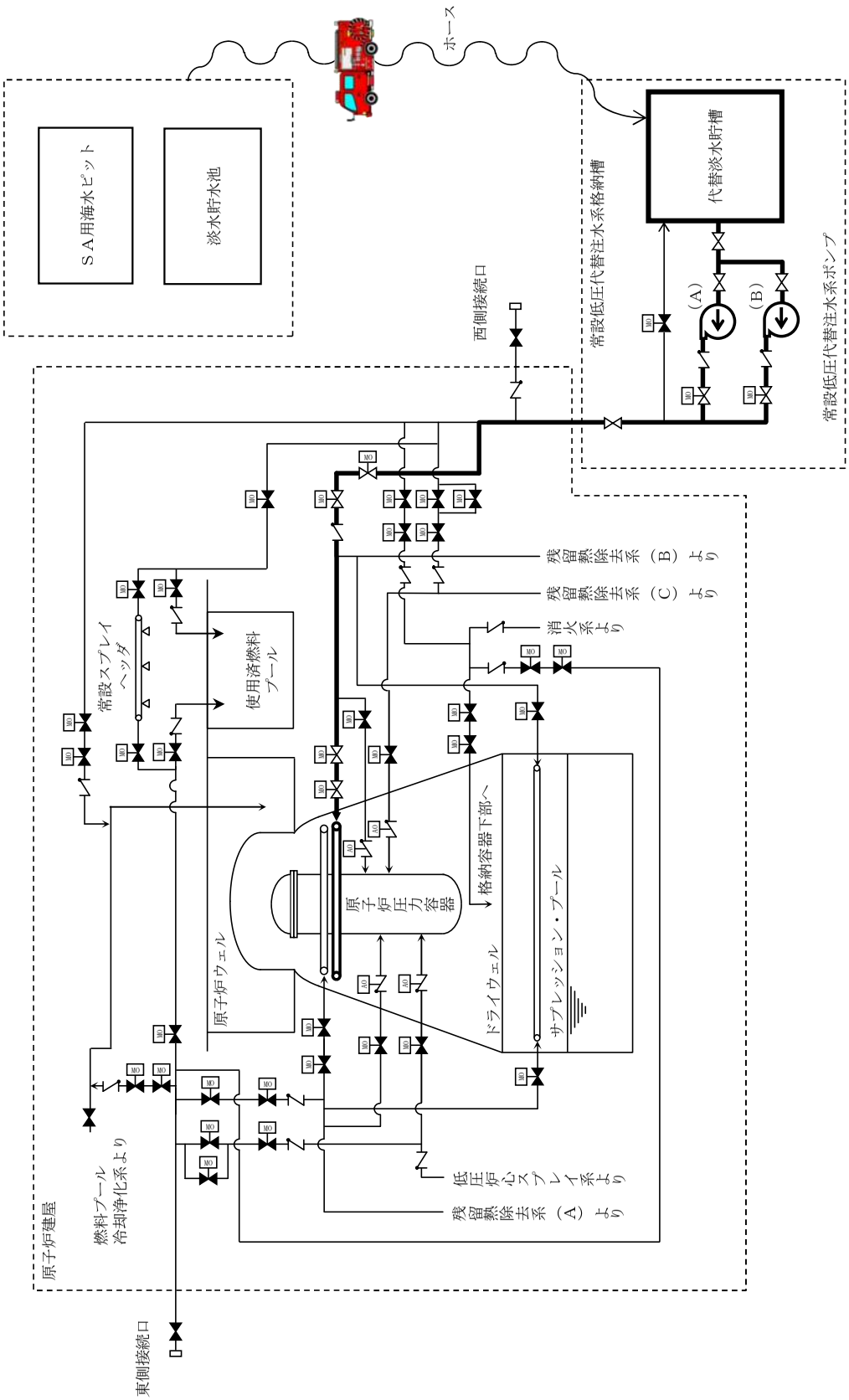
・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

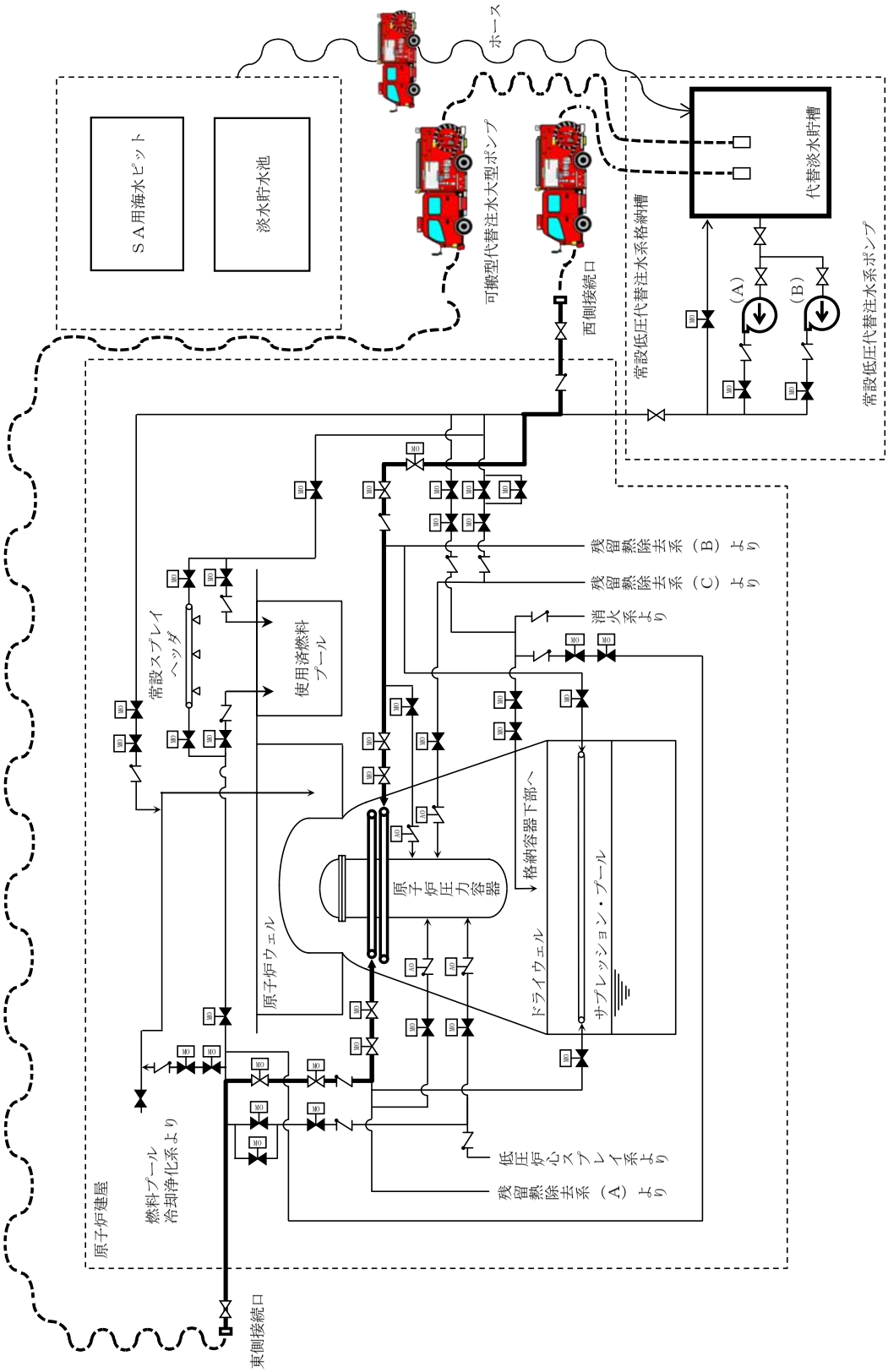
・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

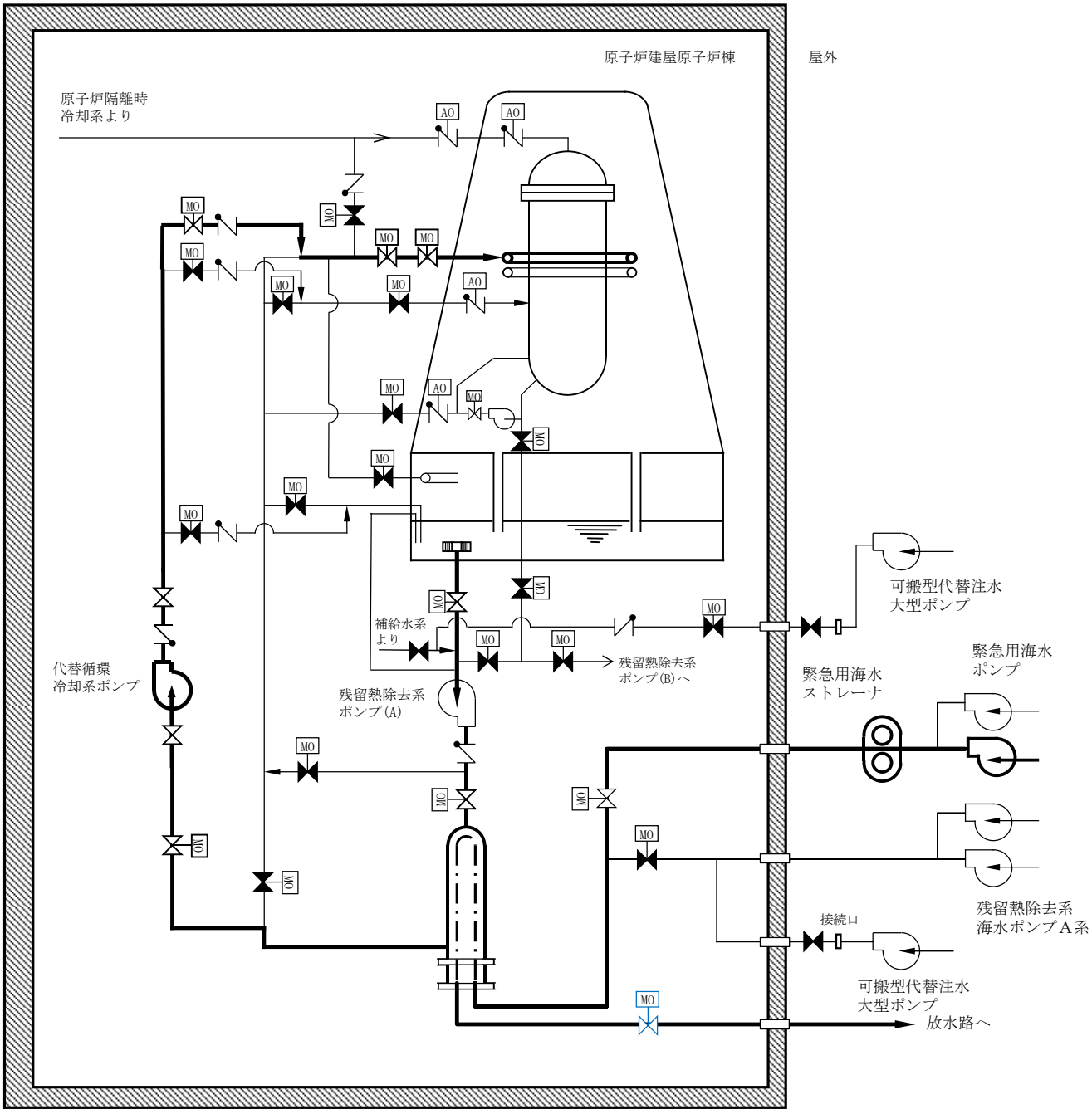
主要仕様については，「5.4　残留熱除去系」に示す。



第 9.6－1 図 代替格納容器スプレイ系（常設）による格納容器内の除熱系統概要図



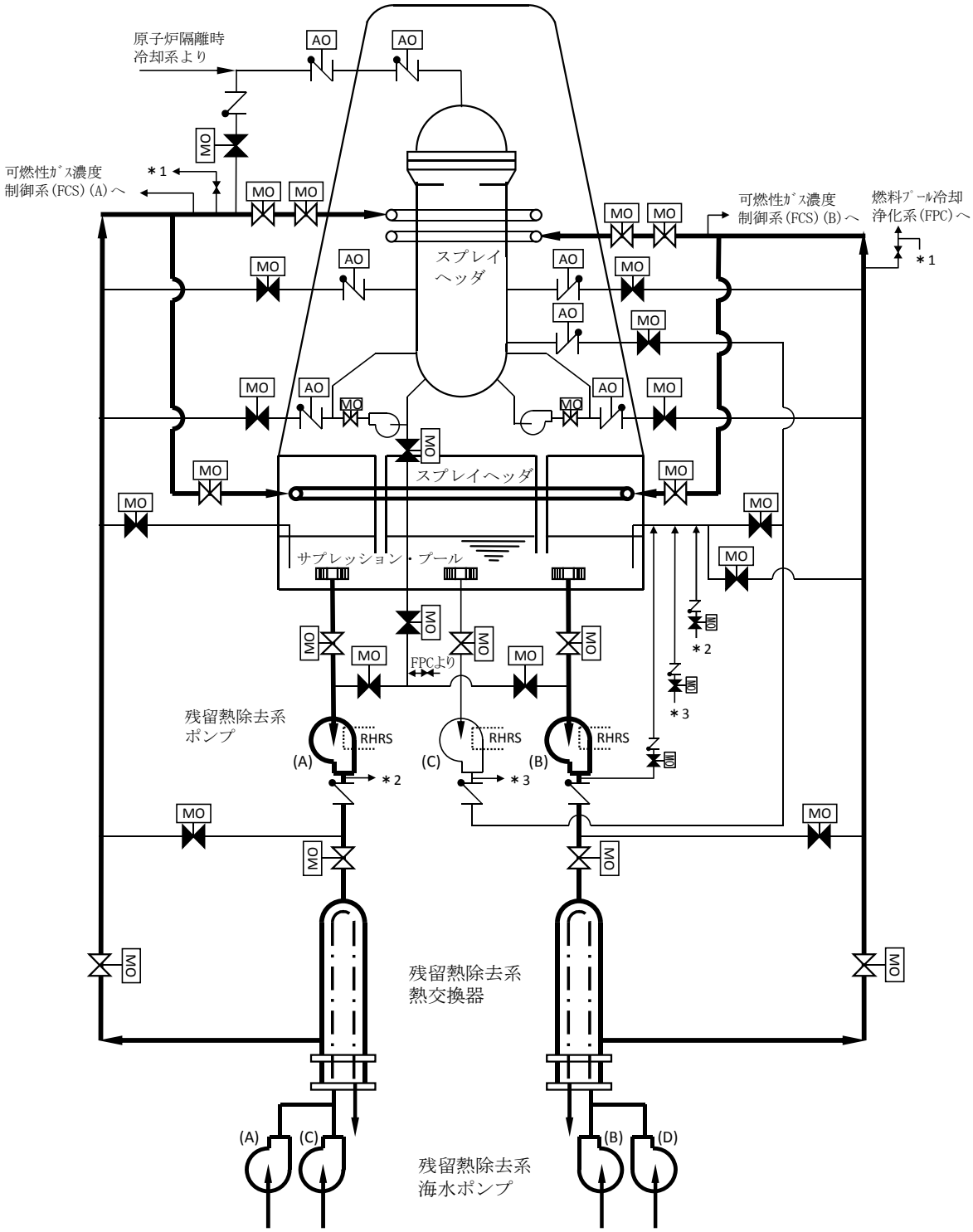
第 9.6－2 図 代替格納容器スプレイ系（可搬型）による格納容器内の除熱系統概要図



緊急用海水系使用時の図を示す。

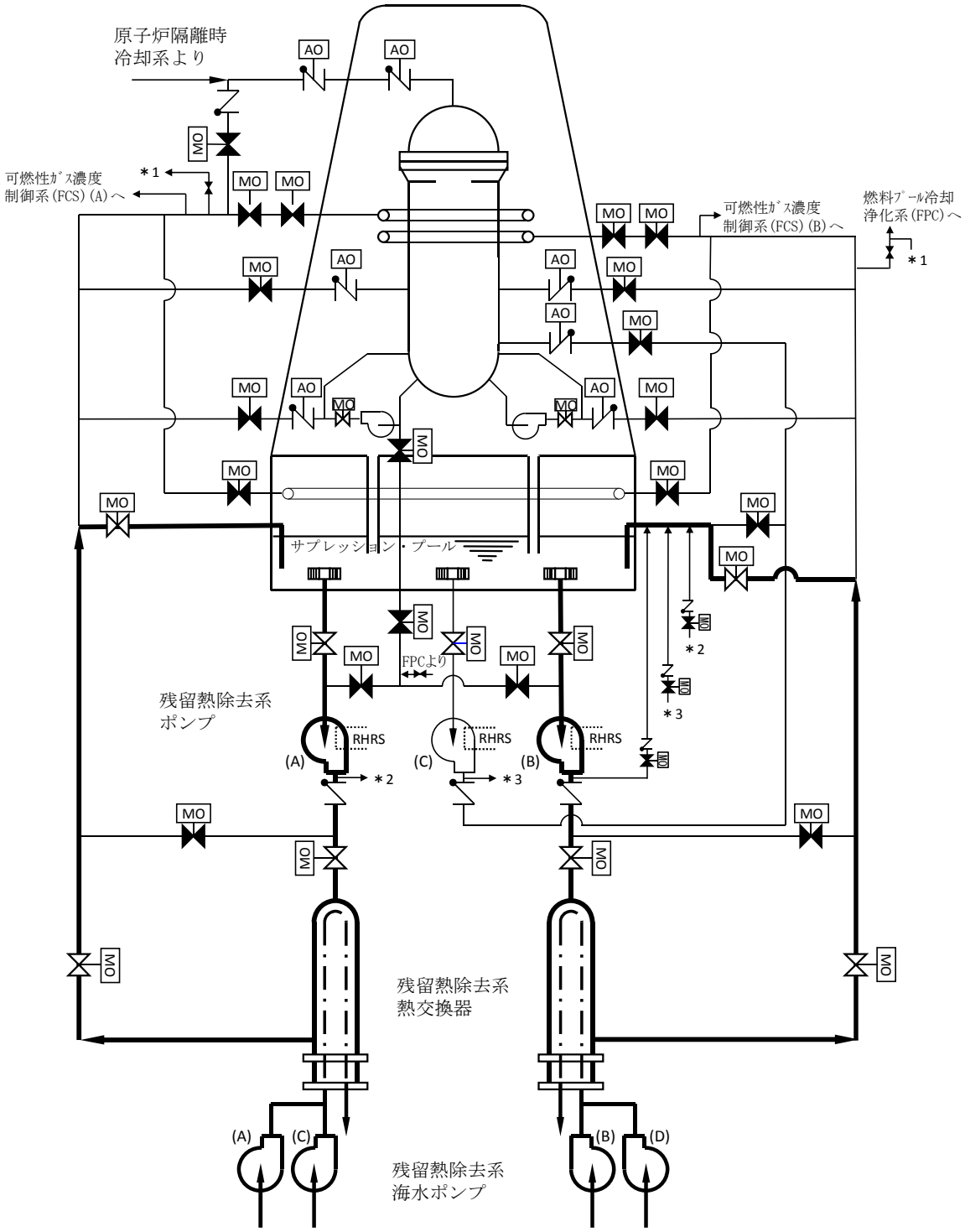
第 9.6－3 図 代替循環冷却系による格納容器内の除熱

系統概要図



第 9.6－4 図 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）

系統概要図



第 9.6－5 図 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）

系統概要図

3.6　原子炉格納容器内の冷却等のための設備【49条】

＜　添付資料　目次　＞

3.6　原子炉格納容器内の冷却等のための設備

3.6.1　設置許可基準規則第49条への適合方針

(1)　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の設置（設置許可基準規則解釈の第1項（１） a））

(2)　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の設置（設置許可基準規則解釈の第1項（１） a））

(3)　代替循環冷却系の設置（設置許可基準規則解釈の第1項（１） a））

(4)　設計基準事故対処設備に対する多様性，独立性及び位置的分散の確保（設置許可基準規則解釈の第1項（１） b）

(5)　兼用について（設置許可基準規則解釈の第1項（２） a）

(6)　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器スプレイ

(7)　残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の冷却

(8)　消火系を用いた代替格納容器スプレイ冷却の実施

(9)　補給水系を用いた代替格納容器スプレイ冷却の実施

(10)　ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器除熱

(11)　復旧手段

(12)　代替格納容器スプレイ冷却系の海水の利用

3.6.2　重大事故等対処設備

3.6.2.1　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）

3.6.2.1.1　設備概要

3.6.2.1.2　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

3.6.2.1.3　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の多様性及び独立性，位置的分散

3.6.2.1.4　設置許可基準規則第43条への適合方針

3.6.2.1.4.1　設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1)　環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

（ⅰ）　要求事項

（ⅱ）　適合性

(2)　操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

（ⅰ）　要求事項

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

3.6.2.1.4.2　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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

3.6.2.2　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）

3.6.2.2.1　設備概要

3.6.2.2.2　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

3.6.2.2.3　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の多様性及び独立性，位置的分散

3.6.2.2.4　設置許可基準規則第43条への適合方針

3.6.2.2.4.1　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

（ⅱ）　適合性

(2)　操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

（ⅰ）　要求事項

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

3.6.2.2.4.2　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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

(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

（ⅱ）　適合性

3.6.3　重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.6.3.1　残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）

3.6.3.1.1　設備概要

3.6.3.1.2　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

3.6.3.1.3　設置許可基準規則第43条への適合方針

3.6.3.2　残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）

3.6.3.2.1　設備概要

3.6.3.2.2　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

(4)　サプレッション・プール

3.6.3.2.3　設置許可基準規則第43条への適合方針

3.6　原子炉格納容器内の冷却等のための設備【49条】

【設置許可基準規則】

(原子炉格納容器内の冷却等のための設備)

第四十九条　発電用原子炉施設には，設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

2　発電用原子炉施設には，炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1　第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備」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)　重大事故等対処設備

a）設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備(ポンプ又は水源)が機能喪失しているものとして，格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。

b）上記a)の格納容器スプレイ代替注水設備は，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。

(2)　兼用

a）第1項の炉心損傷防止目的の設備と第2項の格納容器破損防止目的の設備は，同一設備であってもよい。

3.6　原子炉格納容器内の冷却等のための設備

3.6.1　設置許可基準規則第49条への適合方針

設計基準事故対処設備が有する格納容器内の冷却機能が喪失した場合において，炉心の著しい損傷を防止するため，格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備として，代替格納容器スプレイ冷却系を設ける。

また，炉心の著しい損傷が発生した場合において，格納容器の破損を防止するため，格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備として，代替格納容器スプレイ冷却系を設ける。

また，重大事故等時において，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）が健全であれば，重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

(1)　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却（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(格納容器スプレイ冷却系)の残留熱除去系ポンプの故障等により，格納容器内の冷却機能が喪失した場合に，格納容器内の圧力及び温度を低下させ，炉心の著しい損傷を防止するため，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）を設ける。

代替格納容器スプレイ冷却系（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(格納容器スプレイ冷却系)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，ドライウェル内にスプレイする設計とする。また，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，炉心の著しい損傷が発生した場合，スプレイ水の放射性物質叩き落としの効果により原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質の濃度を低下させることが出来る設計とする。

(2)　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（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ポンプ又はサプレッション・プールが機能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，可搬型重大事故等対処設備として代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を設ける。

代替格納容器スプレイ冷却系（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(格納容器スプレイ冷却系)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，ドライウェル内にスプレイする設計とする。また，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，，炉心の著しい損傷が発生した場合，スプレイ水の放射性物質叩き落としの効果により原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質の濃度を低下させることが出来る設計とする。

(3)　代替循環冷却系による格納容器内の除熱（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ポンプの機能喪失時に，炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため，又は炉心の著しい損傷，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，原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質の濃度を低下させるため，代替循環冷却系を設ける。

本系統は，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・プール水を格納容器にスプレイする設計とする。

なお，代替循環冷却系については「3.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第50条に対する設計方針を示す章）」で示す。

(4)設計基準事故対処設備に対する多様性，独立性及び位置的分散の確保（設置許可基準規則解釈の第1項（１） b）

上記(1)及び(2)の重大事故等対処設備である代替格納容器スプレイ冷却系（常設），代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)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，ディーゼルエンジン駆動)，冷却源(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。また，代替格納容器スプレイ冷却系（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，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置は屋外に設置することで，残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)に対して位置的分散を図る設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（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（格納容器スプレイ冷却系）に対して位置的分散を図る設計とする。

なお，多様性，独立性及び位置的分散については3.6.2.1.3項，

3.6.2.2.3項に詳細を示す。

(5)　兼用について（設置許可基準規則解釈の第1項（２） a ）

本項における炉心損傷防止目的の設備と格納容器破損防止目的の設備は同一設備とする。

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その機能を考慮するため，以下の設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

(6) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器スプレイ

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は，サプレッション・プールの水を，残留熱除去系の熱交換器を介して冷却し，ドライウェル内にスプレイする機能を有する。

本系統は，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冷却し，スプレイヘッダよりドライウェル内にスプレイする。スプレイされた水の水位がベント管口に達した後は，ベント管を通じてサプレッション・プールに戻り，再びスプレイ水として使用される。

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。

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。

(7) 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の冷却

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）は，サプレッション・プール水の温度を所定の温度以下に冷却できる機能を有する。

本系統は，サプレッション・プールを水源とし，残留熱除去系ポンプを用い，残留熱除去系熱交換器にてサプレッション・プール水を冷却しサプレッション・プールに戻す。

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，「(6) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器スプレイ」と同じである。

また，格納容器内を冷却するための自主対策設備として，以下を整備する。

(8) 消火系による格納容器内の冷却

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び常設低圧代替注水系ポンプが機能喪失した場合においても格納容器スプレイを可能とするために，自主対策設備として，消火系ポンプ，消火系配管及び残留熱除去系（B）配管を用いた格納容器スプレイ手順を整備する。

本系統は，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（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，電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを用い，残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)を通じて，スプレイヘッダより格納容器内にスプレイする設計とする。本系統は，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

を冷却する手段として有効である。

(9)　補給水系による格納容器内の冷却

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び常設低圧代替注水系ポンプが機能喪失した場合においても格納容器スプレイを可能とするために，自主対策設備として，補給水系を用いた格納容器スプレイ手順を整備する。

本系統は，残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)及び代替格納容器スプレイ冷却系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)配管を通じてスプレイヘッダより格納容器内にスプレイする設計とする。本系統は，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，原子炉を冷却する手段として有効である。

(10) ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱

残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)及び代替格納容器スプレイ冷却系等の復旧ができず，格納容器の除熱手段がない場合に，格納容器内へ冷却水を供給後，格納容器内ガス冷却装置送風機により格納容器を除熱する手順を整備する。本設備は，耐震SクラスではないことからS_s機能維持を担保できず，除熱量も小さいが，常設代替交流電源設備により原子炉補機冷却水系を復旧し，格納容器内への冷却水通水及びドライウェル内ガス冷却装置送風機の起動が可能である場合，格納容器内の除熱手段の一つとして有効である。

なお，ドライウェル内ガス冷却装置は，冷却水の供給を継続することで，送風機を停止状態としても，ドライウェル内ガス冷却装置冷却コイル表面

で格納容器内部の蒸気を凝縮し，格納容器の圧力上昇を緩和することが可能である。

また，技術的能力審査基準への適合のため，復旧手順として以下を整備する。

(11) 復旧手段

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）が全交流動力電源喪失により起動できない場合に，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て電源を供給することで，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）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（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）の復旧手順については，「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「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」の以下の項目で示す。

a. 炉心の著しい損傷損傷防止のための対応手順

1.6.2 重大事故等等発生時の手順 1.6.2.2 (2) a. (a) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱及び(b) 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱

b. 格納容器破損を防止するための対応手順

1.6.2 重大事故等等発生時の手順 1.6.2.3 (2) a. (a)残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱及び(b) 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）復旧後のサプレッション・プール水の除熱

また，技術的能力審査基準への適合のため，代替淡水貯槽又は複数の淡水源（淡水貯水池Ａ，Ｂ）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。

(12) 代替格納容器スプレイ冷却系の海水の利用

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の水源である代替淡水貯槽，又は複数の淡水源（淡水貯水池Ａ，Ｂ）の淡水が枯渇した場合は，防潮堤内側の取水箇所（ＳＡ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。代替淡水貯槽への海水の補給手順については，「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段　ａ．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（淡水／海水）

3.6.2　重大事故等対処設備

3.6.2.1　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）

3.6.2.1.1　設備概要

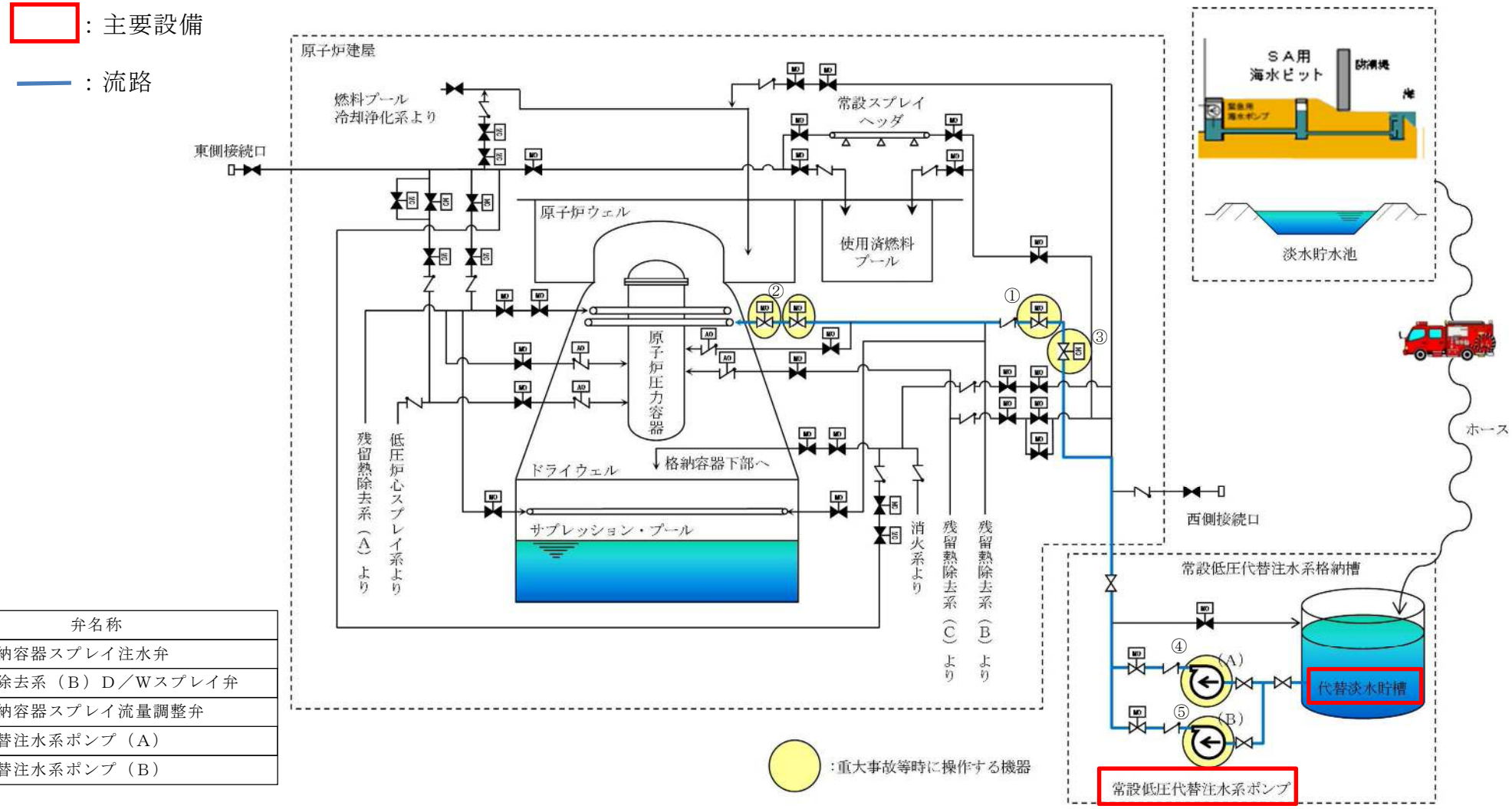
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の有する原子炉の冷却機能が喪失した場合に，この機能を代替し，炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため，又は炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合に，原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質の濃度を低下させることを目的として設置するものである。

本系統は，常設低圧代替注水系ポンプ，電源設備（非常用電源設備，常設代替交流電源設備），水源である代替淡水貯槽，流路である代替格納容器スプレイ冷却系（常設）配管・弁，残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッダ，注水先である格納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，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，残留熱除去系配管を経由して格納容器にスプレイすることで，格納容器内を冷却する機能を有する。

本系統に属する重大事故等対処設備を第3.6-1表に，本系統全体の概要図を第3.6-1図に示す。

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給電できる設計とする。



弁名称
①代替格納容器スプレイ注水弁
②残留熱除去系（B）D／Wスプレイ弁
③代替格納容器スプレイ流量調整弁
④低圧代替注水系ポンプ（A）
⑤低圧代替注水系ポンプ（B）

第 3.6-1 図　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）系統概要図

第 3.6-1 表　代替格納容器スプレイ冷却系（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】 代替淡水貯槽【常設】＊1
関連設備	附属設備	－
	水源	－
	流路	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）配管・弁【常設】 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッダ【常設】
	注水先	格納容器【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	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量【常設】 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】 ドライウェル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 ドライウェル圧力【常設】 サプレッション・チェンバ圧力【常設】 サプレッション・プール水位【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：計測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。

3.6.2.1.2　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溶融炉心を冷却するための設備

・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

種　　類	：うず巻形
容　　量	：約200m^3／h／個
全　揚　程	：約200m
最高使用圧力	：3.14MPa[gage]
最高使用温度	：66℃
個　　数	：2
取 付 箇 所	：常設低圧代替注水系格納槽内
電 動 機 出 力	：約190kW／個

(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

・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

基	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

3.6.2.1.3　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の多様性，独立性及び位置的分散

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，第3.6-2表で示すとおり多様性及び位置的分散を図った設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプの電源は，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の電源（非常用ディーゼル発電機）に対し，多様性及び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持たせた設計とする。

水源については，常設低圧代替注水系格納槽内に設置する代替淡水貯槽を使用することで，設計基準事故対処設備である残留熱除去系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及び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持たせた設計とする。

また，代替格納容器スプレイ冷却系は，第3.6-4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（原子炉から代替格納容器スプレイ冷却系につながる配管との分岐まで）を除く範囲で，可能な限り分離配置することで，位置的分散を図る設計とする。

第3.6-2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
	残留熱除去系 （格納容器スプレイ冷却系）	代替格納容器 スプレイ冷却系（常設）
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	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3.6-3表　設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）	代替格納容器スプレイ冷却系（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（格納容器スプレイ冷却系）は耐震Ｓクラス設計とし，重大事故防止設備である代替格納容器スプレイ冷却系（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，基準地震動Ｓ$_s$が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は，防潮堤及び浸水防止設備の設置により，重大事故防止設備である代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，防潮堤及び浸水防止設備の設置に加え，水密構造の地下格納槽に設置することで，津波が共通要因となって故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）と，重大事故防止設備である代替格納容器スプレイ冷却系（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（格納容器スプレイ冷却系）と，重大事故防止設備である代替格納容器スプレイ冷却系（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）。	

3.6.2.1.4　設置許可基準規則第43条への適合方針

3.6.2.1.4.1　設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1)　環境条件及び荷重条件(設置許可基準規則第43条第1項一)

（ⅰ）　要求事項

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

（ⅱ）　適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（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，以下の第3.6-4表に示す設計とする。

(49-3-1，2，49-4-1，2)

第3.6-4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	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	常設低圧代替注水系格納槽に設置するため，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，「2.3.6　操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（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格納容器スプレイを行う系統は，重大事故等時，通常待機時の系統から弁操作等にて速やかに切替えができる設計とする。また，常設低圧代替注水系ポンプ及び電動弁は，中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とする。

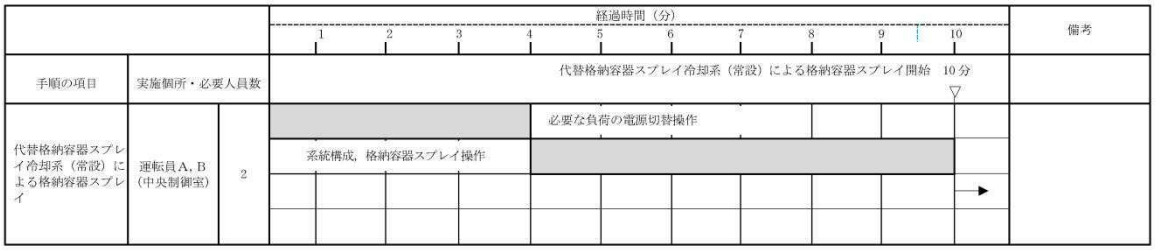
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプを運転する場合は，中央制御室からのスイッチ操作で常設低圧代替注水系ポンプを起動し，代替淡水貯槽への循環運転状態とする。その後，中央制御室からのスイッチ操作で，代替格納容器スプレイ注水弁，代替格納容器スプレイ流量調整弁及び残留熱除去系（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイ弁を開とし格納容器へのスプレイを行う設計とする。代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の操作に必要なポンプ及び弁を第3.6-5表に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）である常設低圧代替注水系ポンプの起動・停止・運転状態及び電動弁の開閉状態については，中央制御室の表示灯・操作画面等で視認可能な設計とし，中央制御室における監視又は試験・検査等にて確認可能な設計とする。また，中央制御室のス

イッチ操作に当たり，運転員等のアクセス性及び操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，操作スイッチは，機器の名称等を表示した銘板の取付け又は操作画面の表示等により，運転員の操作性及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

系統の運転に必要な弁は，中央制御室から遠隔操作する設計とすることで，格納容器へのスプレイが必要となるまでの間に，第3.6-2図で示すタイムチャートとおり速やかに切り替えることが可能な設計とする。

(49-3-1，3～4,49-4-1)



第3.6-2図　代替格納容器スプレイ系による格納容器スプレイ

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1.6 で示すタイムチャート

(49-3-1～7，49-4-1，2)

第3.6-5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
残留熱除去系（B）D／Wスプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
代替格納容器スプレイ注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
代替格納容器スプレイ流量調整弁	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，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，「2.3.6 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系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，第3.6-6表に示すように，原子炉運転中に機能・性能検査及び弁動作確認を，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。

代替格納容器スプレイ冷却系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可能な設計とする。また，目視により，性能に影響を及ぼす恐れのあるき裂，打こん，変形及び摩耗の有無を確認する。

また，代替格納容器スプレイ冷却系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，原子炉運転中又は原子炉停止中に，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及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

第3.6-6表　代替格納容器スプレイ冷却系（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

(49-5-1～2)

(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，「2.3.6 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系配管に接続し，一部配管を共用しているが，共用部分以外は独立した配管であり本来の用途以外に使用しない。また，共用部分についても，重大事故等に対処するための系統構成は必要としない。

(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。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，通常待機時は，代替格納容器スプレイ注水弁，代替格納容器スプレイ流量調整弁を閉止しておくこ

とで残留熱除去系（Ｂ）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。隔離弁については第3.6-7表に示す。また，代替格納容器スプレイ冷却系を用いる場合は，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。

(49-4-1，2)

第3.6-7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（Ｂ）	代替格納容器スプレイ注水弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉
残留熱除去系（Ｂ）	代替格納容器スプレイ流量調整弁	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。

代替格納容器スプレイ冷却系（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3.6-8表に示す。常設低圧代替注水系

ポンプ，代替格納容器スプレイ注水弁，代替格納容器スプレイ注水流量調整弁，残留熱除去系（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイ弁は，原子炉建屋原子炉棟又は屋外（常設低圧代替注水系格納槽）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。

(49-3-1, 3～4)

第3.6-8表　操作対象機器リスト

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	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	中央制御室
代替格納容器スプレイ注水弁	原子炉建屋原子炉棟3階	中央制御室
代替格納容器スプレイ注水流量調整弁	原子炉建屋原子炉棟3階	中央制御室
残留熱除去系（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイ弁	原子炉建屋原子炉棟3階	中央制御室

3.6.2.1.4.2　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，「2.3.2 容量等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は，設計基準事故対処設備が有する格納容器内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又は炉心の著しい損傷が発生した場合にあっても格納容器の破損を防止するために必要なスプレイ流量を有する設計とする。

スプレイ流量としては，炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち，高圧・低圧注水機能喪失，全交流動力電源喪失（長期ＴＢ，ＴＢＤ），崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が喪失した場合），ＬＯＣＡ時注水機能喪失及び格納容器破損防止の重要事故シーケンスに係る有効性評価（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）おいて，有効性が確認されている格納容器へのスプレイ流量が，最大300m^3／hであることから，ポンプ1個当たり150m^3／h以上を注水可能な設計とし，2個使用する設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系は，低圧代替注水系（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，原子炉注水を同時に行う場合の格納容器への最大スプレイ流量130m^3／h又は納容器下部注水を同時に行う場合の格納容器への最大スプレイ流量300m^3／hを確保

可能な設計とする。

格納容器にスプレイする場合の常設低圧代替注水系ポンプの揚程は，格納容器スプレイ時の最大流量でスプレイを実施する場合の圧損（水源（代替淡水貯槽）とスプレイ先（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144mであることから，約200mの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。

（49-6-1～4,10～11）

(2) 共用の禁止(設置許可基準規則第43条第2項二)

（ⅰ） 要求事項

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

（ⅱ） 適合性

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

敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないことから，代替格納容器スプレイ冷却系（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，悪影響防止について」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）に対し，多様性及び独立性を有し，位置的分散を図る設計としている。これらの詳細については，3.6.2.1.3 項に記載のとおりである。

3.6.2.2 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）

3.6.2.2.1　設備概要

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の有する発電用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，又は炉心の著しい損傷，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，原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質の濃度を低下させることを目的として設置するものである。

本系統は，可搬型代替注水大型ポンプ，水源である代替淡水貯槽，流路である代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁，残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッダ，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格納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，可搬型代替注水大型ポンプ1個により，原子炉格納容器へスプレイすることで原子炉格納容器を冷却する設計とする。

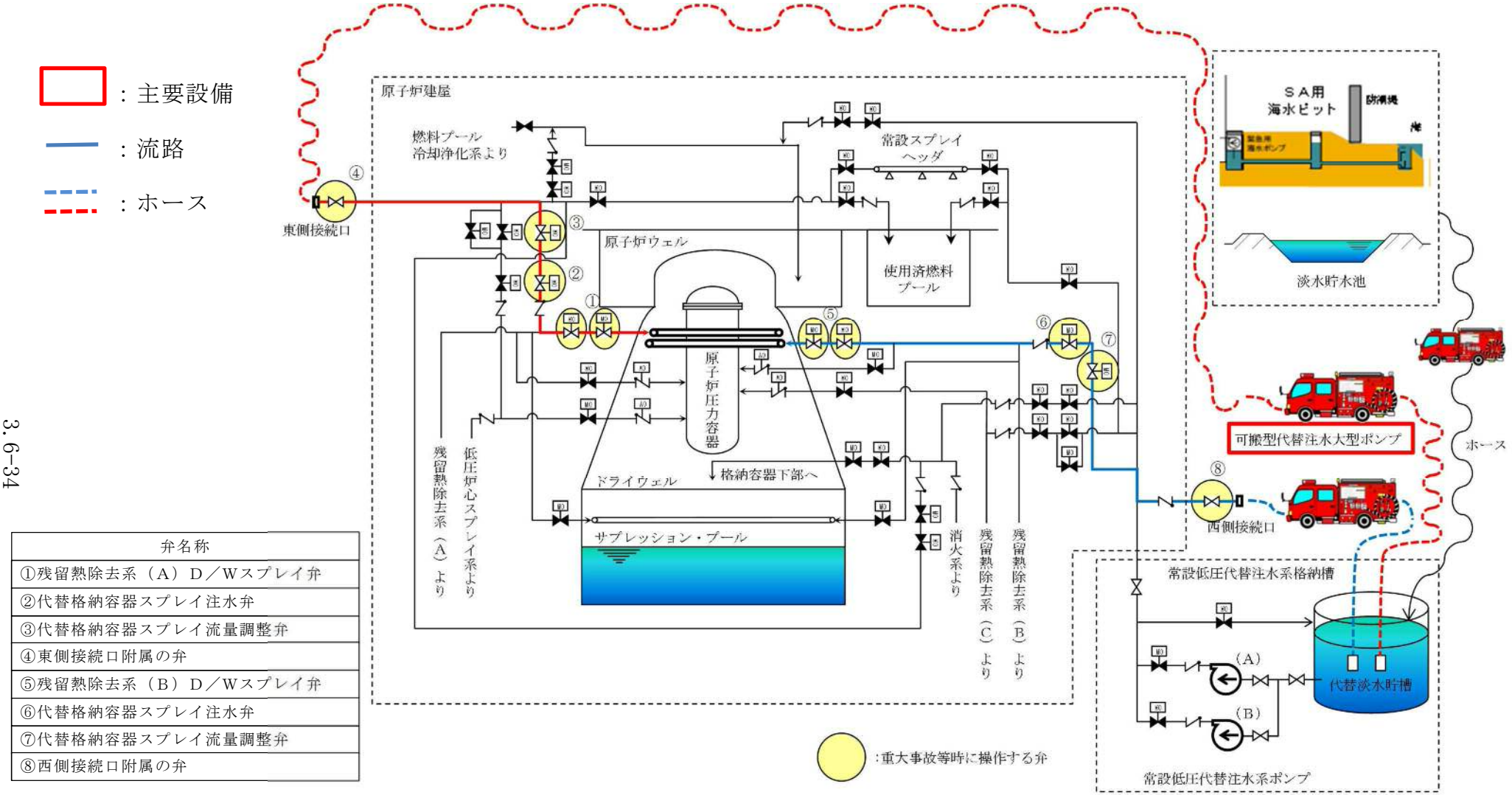
本系統に属する重大事故等対処設備を第3.6-9表に，本系統全体の概要図を第3.6-3図に示す。

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，付属する操作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よりタンクローリを用いて給油できる設計とする。

また，防潮堤の内側の取水箇所（ＳＡ用海水ピット，淡水貯水池Ａ，Ｂ）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となる水の供給設備」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

よって接続することができなくなることを防止するため，位置的分散を考慮し，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。



弁名称
①残留熱除去系（A）D／Wスプレイ弁
②代替格納容器スプレイ注水弁
③代替格納容器スプレイ流量調整弁
④東側接続口附属の弁
⑤残留熱除去系（B）D／Wスプレイ弁
⑥代替格納容器スプレイ注水弁
⑦代替格納容器スプレイ流量調整弁
⑧西側接続口附属の弁

第 3.6-3 図　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）　系統概要図

第 3.6-9 表　代替格納容器スプレイ冷却系（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】 代替淡水貯槽【常設】*1
関連設備	附属設備	－
	水源	－
	流路	代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁【常設】 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッダ【常設】 ホース【可搬】
	注水先	格納容器【常設】
	電源設備*2	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	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量【常設】 ドライウェル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 サプレッション・プール水温度【常設】 ドライウェル圧力【常設】 サプレッション・チェンバ圧力【常設】 サプレッション・プール水位【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。

3.6.2.2.2 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

・発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

種　　類	：うず巻形
容　　量	：約1,320m^3／h／個
揚　　程	：約140m
最高使用圧力	：1.4MPa[gage]
最高使用温度	：60℃
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

基　　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

3.6.2.2.3 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の多様性及び独立性，位置的分散

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，第3.6-10表で示すとおり，多様性及び位置的分散を図る設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（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。また，重大事故等時の使用時において，可搬型代替注水大型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，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプの冷却水（残留熱除去系海水系）及び常設低圧代替注水系ポンプに対し多様性を確保する設計とする。

駆動源については，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（常設代替高圧電源装置）に対し多様性を確保する設計とする。

水源については，常設低圧代替注水系格納槽内に設置する代替淡水貯槽を使用することで，設計基準事故対処設備である残留熱除去系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，多様性及び位置的分散を図る設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，第3.6-11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，独立性を確保する設計とする。

なお，故障時及び保守点検時の予備として，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは予備を有する設計とする。

第3.6-10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	
	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）
ポンプ	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ	常設低圧代替注水ポンプ	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	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）
	原子炉建屋附属棟地下１階	屋外	西側及び南側保管場所

第 3.6-11 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 （格納容器スプレイ冷却系）	代替格納容器スプレイ冷却系 （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（格納容器スプレイ冷却系）は耐震Ｓクラス設計とし，重大事故防止設備である代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，基準地震動Ｓｓで機能維持できる設計とすることで，基準地震動Ｓｓが共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は，防潮堤及び浸水防止設備の設置により，重大事故防止設備である代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，防潮堤及び浸水防止設備の設置に加え，津波が遡上しない高台に配備することで，津波が共通要因となって故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）と，重大事故防止設備である代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）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（格納容器スプレイ冷却系）と，重大事故防止設備である代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）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）。	

3.6.2.2.4　設置許可基準規則第43条への適合方針

3.6.2.2.4.1　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。

代替格納容器スプレイ冷却系（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，重大事故時に水源である代替淡水貯槽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し，以下の第3.6-12表のとおりの設計とする。

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操作スイッチにより，設置個所にて操作可能である。

風（台風），竜巻による荷重については，当該荷重を考慮しても機能維持できる設計とする。積雪，火山の影響については，適切に除雪，除灰する運用とする。

また，降水及び凍結により機能を損なうことのないよう，防水対策が取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。

(49-7-1)

第3.6-12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。
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，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），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，「2.3.6　操作性及び試験・検査性について」に示す。

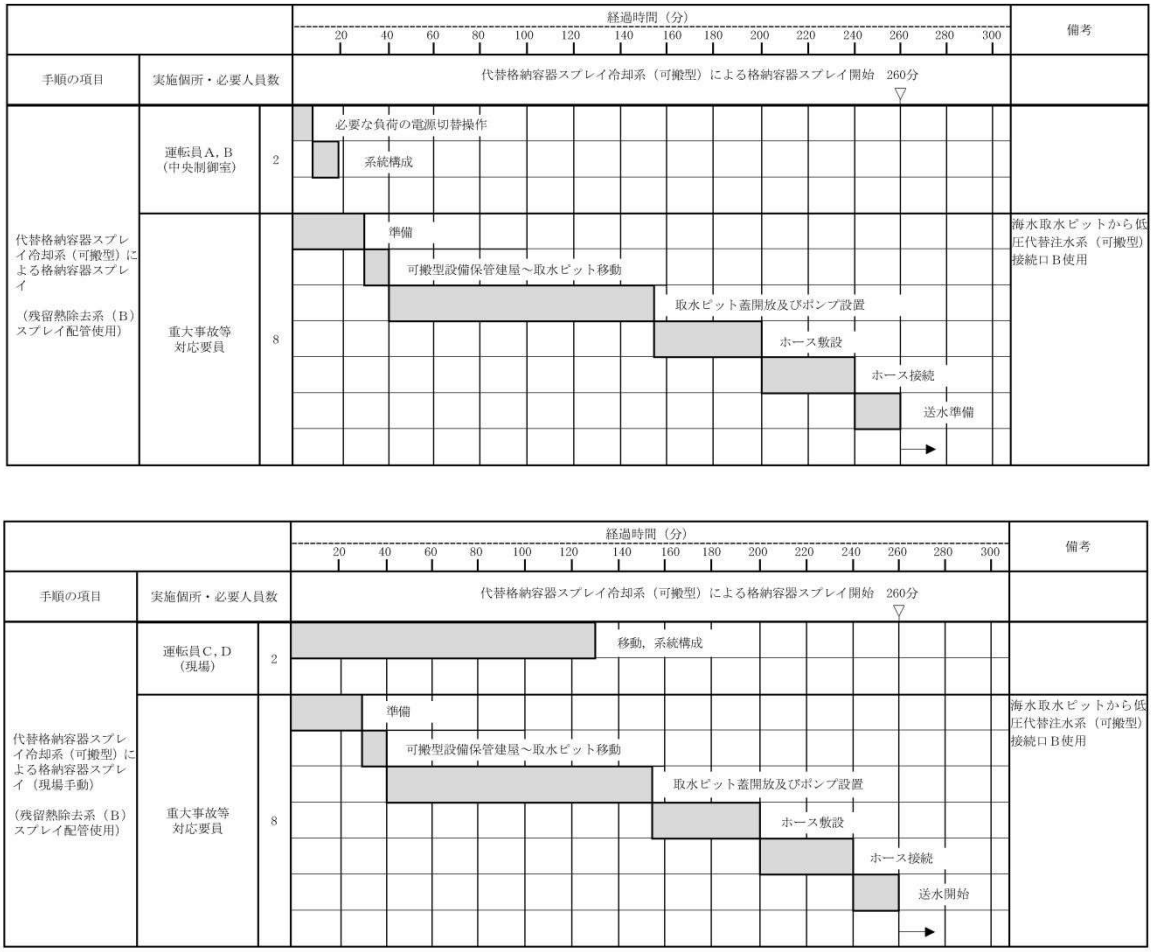
代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を運転する場合は，可搬型代替注水大型ポンプを，水源である代替淡水貯槽近傍に配置するとともにホース接続を実施し，系統構成として，残留熱除去系（A）D／Wスプレイ弁（又は残留熱除去系（B）D／Wスプレイ弁），代替格納容器スプレイ注水弁，代替格納容器スプレイ注水流量調整弁の開操作を実施した後，原子炉建屋東側又は西側接続口の弁を開とし，可搬型代替注水大型ポンプ付属の操作スイッチによりポンプを起動することで格納容器スプレイを行う。代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の操作に必要なポンプ，弁及びホースを第3.6-13表に示す。

このうち原子炉建屋東側又は西側接続口の弁については，接続口が設置されている原子炉建屋東側又は西側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操作スイッチを操作するにあたり，重大事故等対応要員のアクセス性，操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，操作スイッチは，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し，重大事故等対応要員の操作・監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。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，簡便な接続金物並びに一般的な工具により，確実に接続が可能な設計とする。可搬型代替注水大型ポンプの移動，設置，起動操作及び系統への接続に必要な弁操作については，格納容器へのスプレイが必要となるまでの間に，第3.6-4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。



第3.6-4図　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の係る審査基準」への適合状況についての1.6で示すタイムチャート

（49-7-1～2，49-4-1，2）

第3.6-13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）	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口近傍
代替格納容器スプレイ注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
代替格納容器スプレイ注水流量調整弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
残留熱除去系（B）D／Wスプレイ弁又は残留熱除去系（A）D／Wスプレイ弁	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，「2.3.6　操作性及び検査性について」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは，第3.6-14表に示すように，原子炉運転中又は停止中に，機能・性能検査，弁動作確認，車両検査が可能な設計とする。

機能・性能確認として，淡水貯水池を水源とし，可搬型代替注水大型ポンプ，仮設圧力計・流量計，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・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。ポンプ及び弁については，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。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，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 3.6-14 表　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の試験・検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁・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

(49-5-1,2)

(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，「2.3.6　操作性及び試験・検査性について」示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは，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。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは，通常時は接続先の系統と分離された状態で保管することで，他の設備

に悪影響を及ぼさない運用とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により格納容器スプレイを行う場合は，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。

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ことを確認することで，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。また，可搬型代替注水大型ポンプは，固縛等により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。

代替格納容器スプレイ系（可搬型）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3.6-15表に示す。このうち，屋外で操作する可搬型代替注水大型ポンプ，原子炉建屋東側又は西側接続口の弁，ホースは屋外に設置する設計とするが，作業は放射線量が高くなるおそれが少ないタイミングで実施可能であることから操作が可能である。また，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とること，線量を測定し線量が低い位置で作業を行うことにより，これらの設備の設置及び常設設備との接続が可能である。

第3.6-15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
接続口付属の弁 （原子炉建屋東側）	屋外接続口近傍	屋外接続口近傍
接続口付属の弁 （原子炉建屋西側）	屋外接続口近傍	屋外接続口近傍
原子炉注水弁	原子炉建屋原子炉棟	中央制御室
原子炉圧力容器注水流量調整弁	原子炉建屋原子炉棟	中央制御室
残留熱除去系（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイ弁又は残留熱除去系（Ａ）Ｄ／Ｗスプレイ弁	原子炉建屋原子炉棟	中央制御室
ホース	屋外	屋外

3.6.2.2.4.2　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。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは，設計基準事故対処設備が有する格納容器内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必要なスプレイ流量を有する設計とする。

スプレイ流量としては，炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち高圧・低圧注水機能喪失，全交流動力電源喪失（長期ＴＢ），崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が喪失した場合）及びＬＯＣＡ時注水機能喪失並びに格納容器破損防止に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）において，有効性が確認されている格納容器へのスプレイ流量が最大300m^3／hであることから，ポンプ1個あたり約1,320m^3／h以上をスプレイ可能な設計とし，1個使用する設計とする。

揚程（吐出圧力）としては，格納容器にスプレイする場合の圧損（水源（代替淡水貯槽）とスプレイ先（格納容器）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1.40MPa［gage］の吐出圧力を確保可能な設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の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。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。

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。

（49-6-6～9）

(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っては，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，「2.3.6　操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（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と原子炉建屋西側接続口の口径を統一し，確実に接続できる設計とする。

(49-7-1,2)

(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っては，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。

代替格納容器スプレイ冷却系（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位置に設置することとし，原子炉建屋東側に1箇所，原子炉建屋西側に1箇所設置し，合計2箇所を設置することで，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。

屋外で操作する可搬型代替注水大型ポンプ，原子炉建屋東側又は西側接続口の弁，ホースは屋外に設置する設計とするが，作業は放射線量が高くなるおそれが少ないタイミングで実施可能であることから操作が可能である。また，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，これらの設備の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。

(49-7-1,2)

(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。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは，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及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，残留熱除去系ポンプ及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプと位置的分散を図り，発電所敷地内の可搬型設備保管場所に保管する設計とする。

(6)　アクセスルートの確保（許可基準規則第43条第3項六）

（ⅰ）　要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，工場等内の道路及び通路が確保できるよう，適切な措置を講じたものであること。

（ⅱ）　適合性

基本方針については，「2.3.6　操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは，通常時は西側及び南側保管場所に保管しており，想定される重大事故等が発生した場合における，保管場所から接続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。

(49-9-1～4)

(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。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，設計基準事故対処設備の残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）と重大事故防止設備の代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に対し，多様性及び位置的分散を図る設計としている。これらの詳細については，3.6.2.2.3 項に記載のとおりである。

3.6.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.6.3.1 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）

3.6.3.1.1 設備概要

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は，独立した2系統で構成し，低圧注水系等と連携して，1系統で再循環配管破断による冷却材流出のエネルギ，崩壊熱及び燃料の過熱にともなう燃料被覆管（ジルカロイ）と水との反応による発生熱を除去し，原子炉格納容器内圧力及び温度が異常上昇することを緩和する。

冷却材喪失事故時には，残留熱除去系は低圧注水系として自動起動た後，遠隔手動操作により電動弁を切り替えることで，格納容器スプレイ冷却系として機能する設計としている。

本系統は，電動ポンプ2個，熱交換器2基，配管・弁，スプレイヘッダ等からなり，冷却材喪失事故後に，サプレッション・プール水をドライウェル内及びサプレッション・チェンバ内にスプレイする機能を有する。

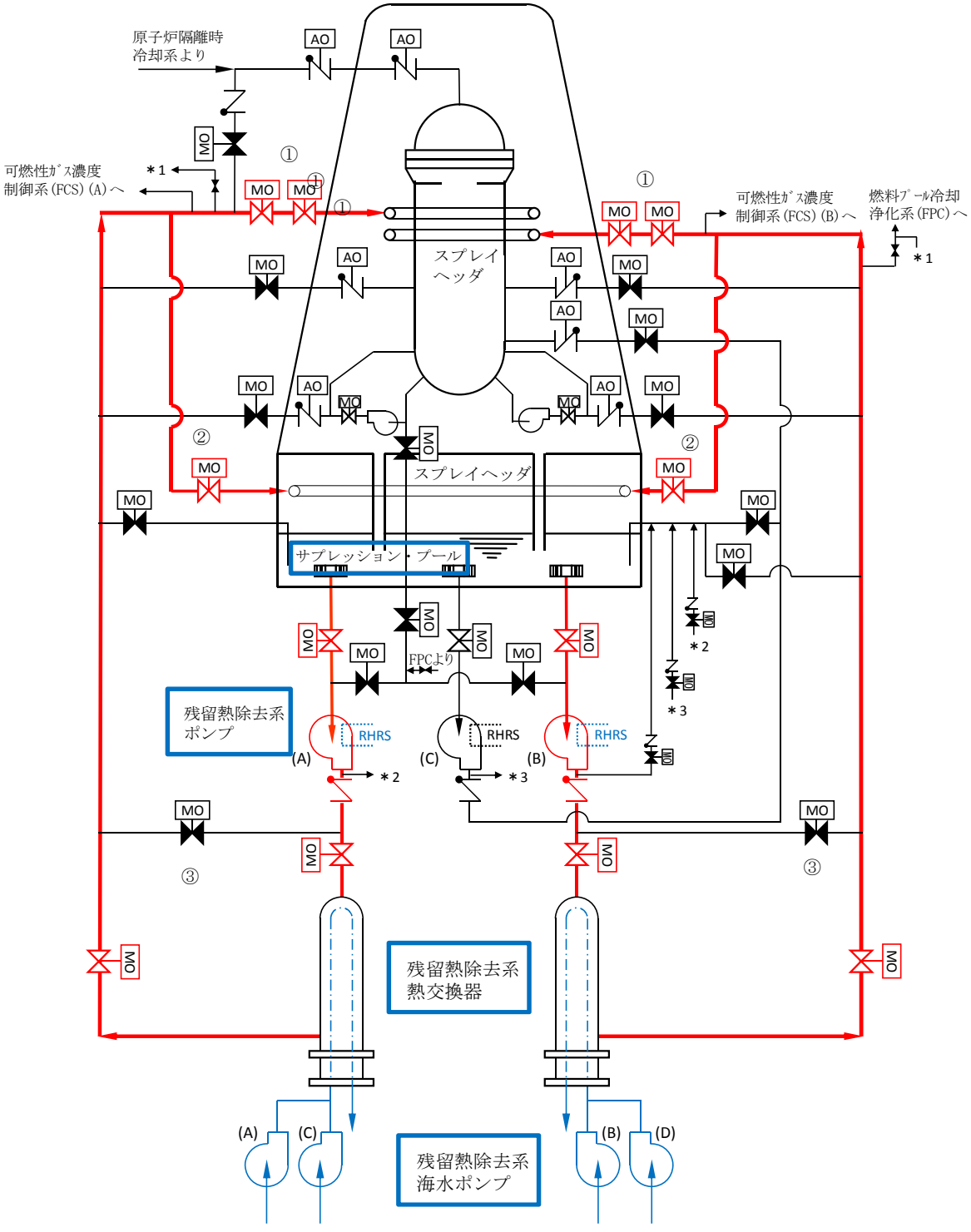
ドライウェル内にスプレイされた水は，ベント管を通って，サプレッション・チェンバ内に戻り，サプレッション・チェンバ内にスプレイされた水とともに残留熱除去系の熱交換器で冷却された後，再びスプレイされる。

本系統の系統概要図を第3.6-5図に，重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を第3.6-16表に示す。

本系統は設計基準事故対処設備であるが，想定される重大事故等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（設計基準拡張）と位置付ける。

また，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は，非常用交流電源

設備からの給電に加え，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Ｄ／Ｗスプレイ弁
②残留熱除去系Ｓ／Ｐスプレイ弁
③残留熱除去系熱交換器バイパス弁

：主要設備

：流路

第3.6-5図 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）系統概要図

第 3.6-16 表 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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		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】 サプレッション・プール【常設】＊2
関連設備	附属設備	－
	水源	－
	流路	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ【常設】
	注水先	格納容器【常設】
	電源設備＊3	非常用電源設備 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	残留熱除去系系統流量【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力【常設】 ドライウェル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 ドライウェル圧力【常設】 サプレッション・チェンバ圧力【常設】 サプレッション・プール水位【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。

＊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　計測設備（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。

3.6.3.1.2 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	：19.4×10^3kW（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溶融炉心を冷却するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

個　　数　　：1

容　　量　　：約3,400m^3

3.6.3.1.3　設置許可基準規則第 43 条への適合方針

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は，想定される重大事故等時に重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用するため，「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち，多様性及び位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

ただし，常設代替交流電源設備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(格納容器スプレイ冷却系)を復旧させる場合については，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は，設計基準事故対処設備である非常用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（格納容器スプレイ冷却系）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，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（格納容器スプレイ冷却系）は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない。

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流量及び容量が，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必要なスプレイ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（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器スプレイ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スプレイ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3.6-17表に示す設計である。

第3.6-17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考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響は受けない。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

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（格納容器スプレイ冷却系）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とする。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とする。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。

3.6.3.2 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）

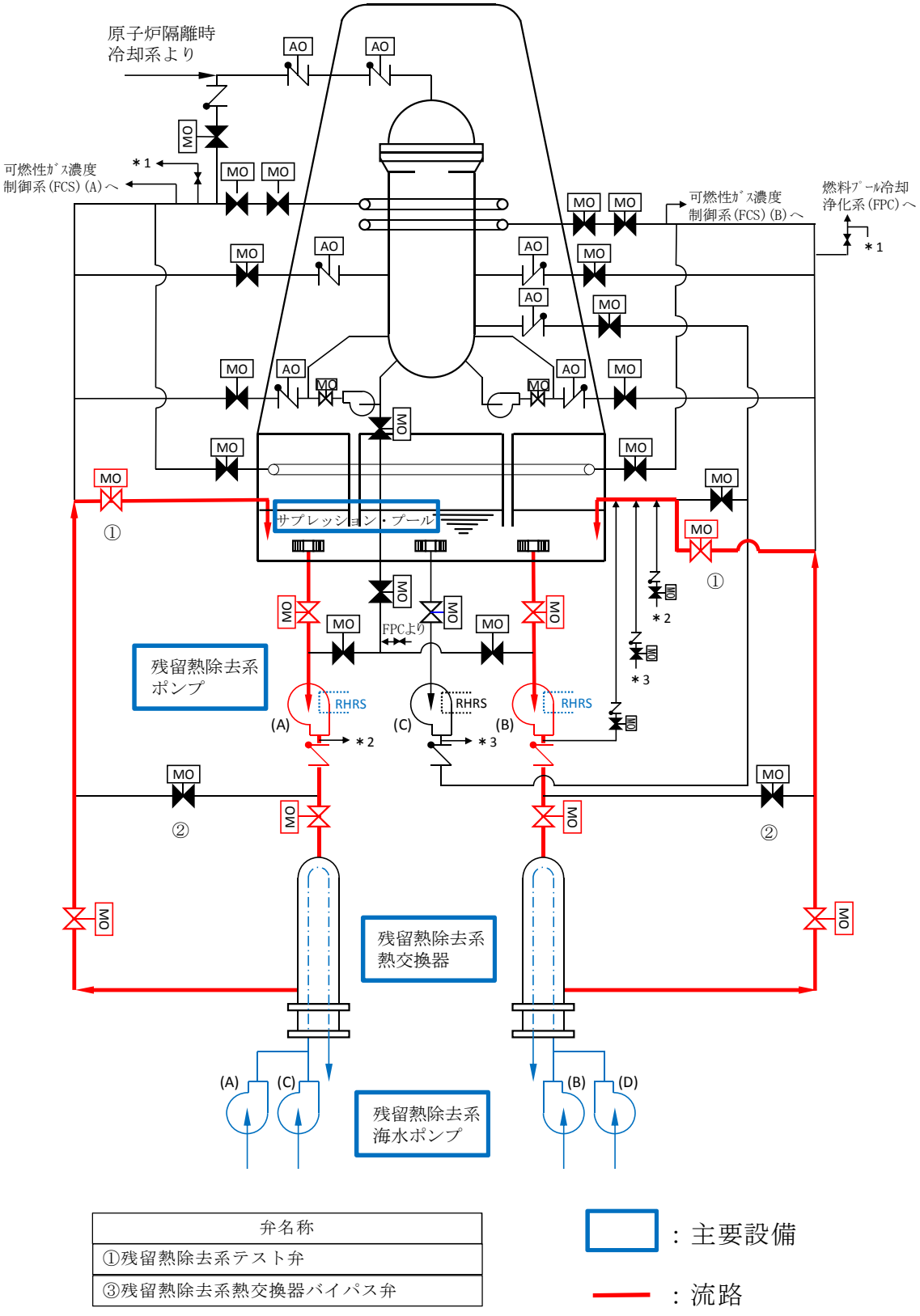
3.6.3.2.1 設備概要

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）は，2 ループから構成され，電動ポンプ 2 台，熱交換器 2 基，配管・弁等からなり，原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動タービン運転時の排気蒸気等によるサプレッション・プールの温度上昇を抑制する。

本系統の系統概要図を第 3.6-6 図に，重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を第 3.6-18 表に示す。

本系統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を考慮するため，重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

また，残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）は，非常用交流電源設備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。



第 3.6-6 図 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）

系統概要図

第 3.6-18 表 残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却系）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		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】 サプレッション・プール【常設】*2
関連設備	附属設備	－
	水源	－
	流路	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ【常設】
	注水先	サプレッション・プール【常設】
	電源設備*3	非常用電源設備 　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	残留熱除去系系統流量【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力【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】 サプレッション・プール水位【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。

＊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　計測設備（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。

3.6.3.2.2 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，「3.6.3.1.2 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　　：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

兼用する設備については，「3.6.3.1.2 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　：19.4×103kW（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，「3.6.3.1.2 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

(4) サプレッション・プール

兼用する設備については，「3.6.3.1.2 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

3.6.3.2.3 設置許可基準規則第43 条への適合方針

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）は，想定される重大事故等時に重大事故等対処設備（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，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(サプレッション・プール冷却系)を復旧させる場合については，残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）は，設計基準事故対処設備である非常用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（サプレッション・プール冷却系）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（サプレッション・プール冷却系）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（サプレッション・プール冷却系）は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない。

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プールの冷却に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，サプレション・プールを冷却するために必要な容量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様の設計である。

基本方針については，「2.3.2容量等」に示す。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器については，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3.6-19表 に示す設計である。

第3.6-19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機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響は受けない。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

また，残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）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（サプレッション・プール冷却系）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においても使用する設計である。また，残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）は，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については，原子炉の運転中に機能・性能検査を，また停止中に分解検査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。