資料１－２－３

東海第二発電所

重大事故等対処設備について

平成 29 年 4 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

2.1.3　耐津波設計の基本方針

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

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

3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

3.4 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

3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

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

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

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

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

3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

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

3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

3.14 電源設備

3.15 計装設備

3.16 原子炉制御室

3.17 監視測定設備

3.18 緊急時対策所

3.19 通信連絡を行うために必要な設備

別添資料-1　耐津波設計

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

3.3　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用電源切替盤にて，常設直流電源系統から可搬型代替直流電源設備からの供給に切り替えることで，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，残留熱除去系Ｂ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)　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。

(8)　原子炉隔離時冷却系又は高圧代注水系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。

(9)　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。

(10) 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主蒸気逃がし安全弁（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，手動操作により主蒸気逃がし安全弁（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。

なお，代替逃がし安全弁駆動装置は，高圧窒素ガス供給系（非常用）との独立性，位置的分散を考慮した系統構成とする。

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。

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，逃がし安全弁（自動減圧機能）を自動減圧機能用アキュムレータにより作動させ，原子炉冷却材圧力バウンタリを減圧する。自動減圧機能用アキュムレータは，不活性ガス系及び高圧窒素ガス供給系（非常用）により窒素供給されており，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。

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発生時においては，中央制御室からの遠隔操作による自動減圧用アキュムレータを用いて逃がし安全弁（7個）の強制開操作が可能な設計とする。

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。

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。

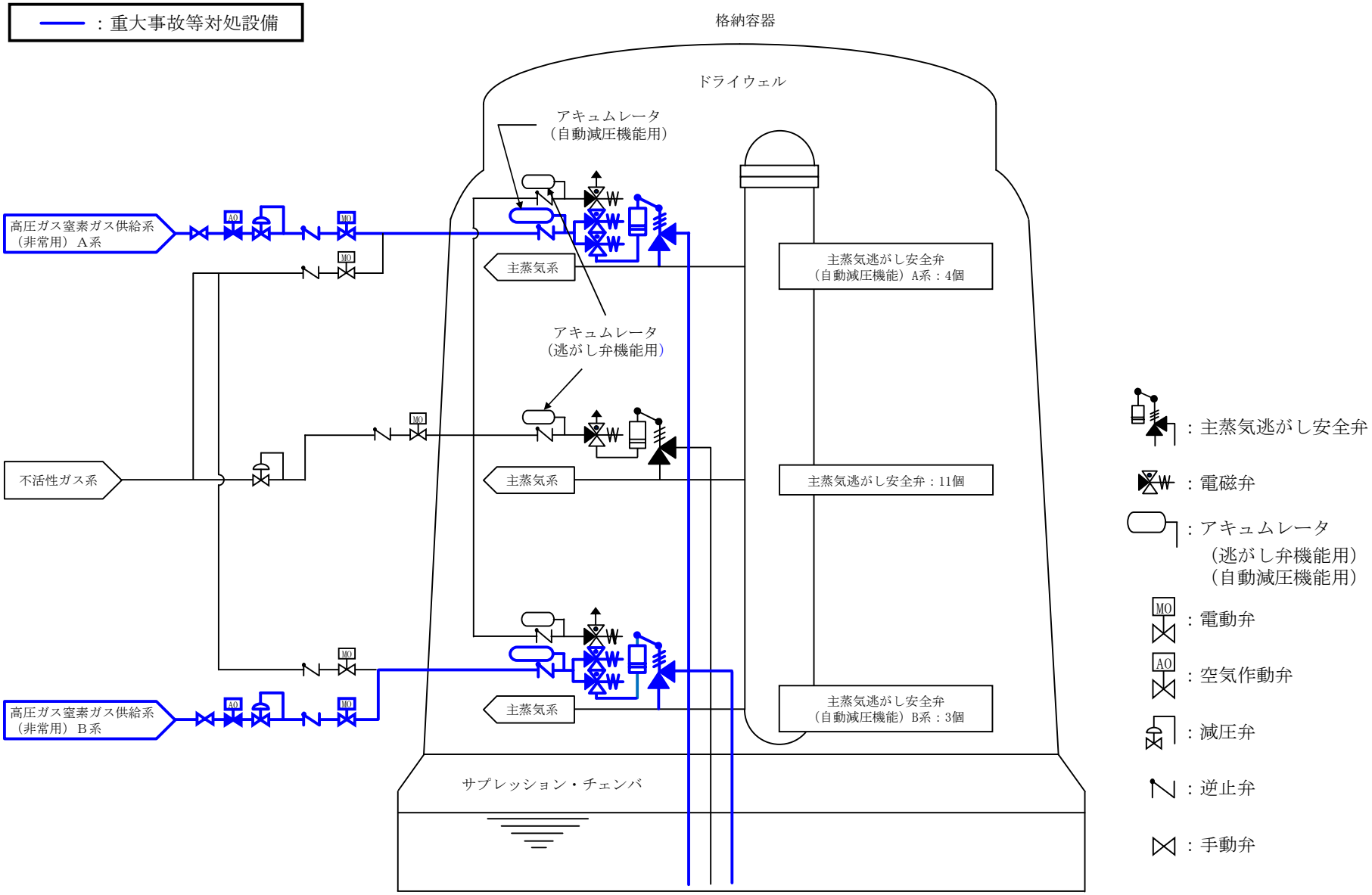
(3) 自動減圧機能

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

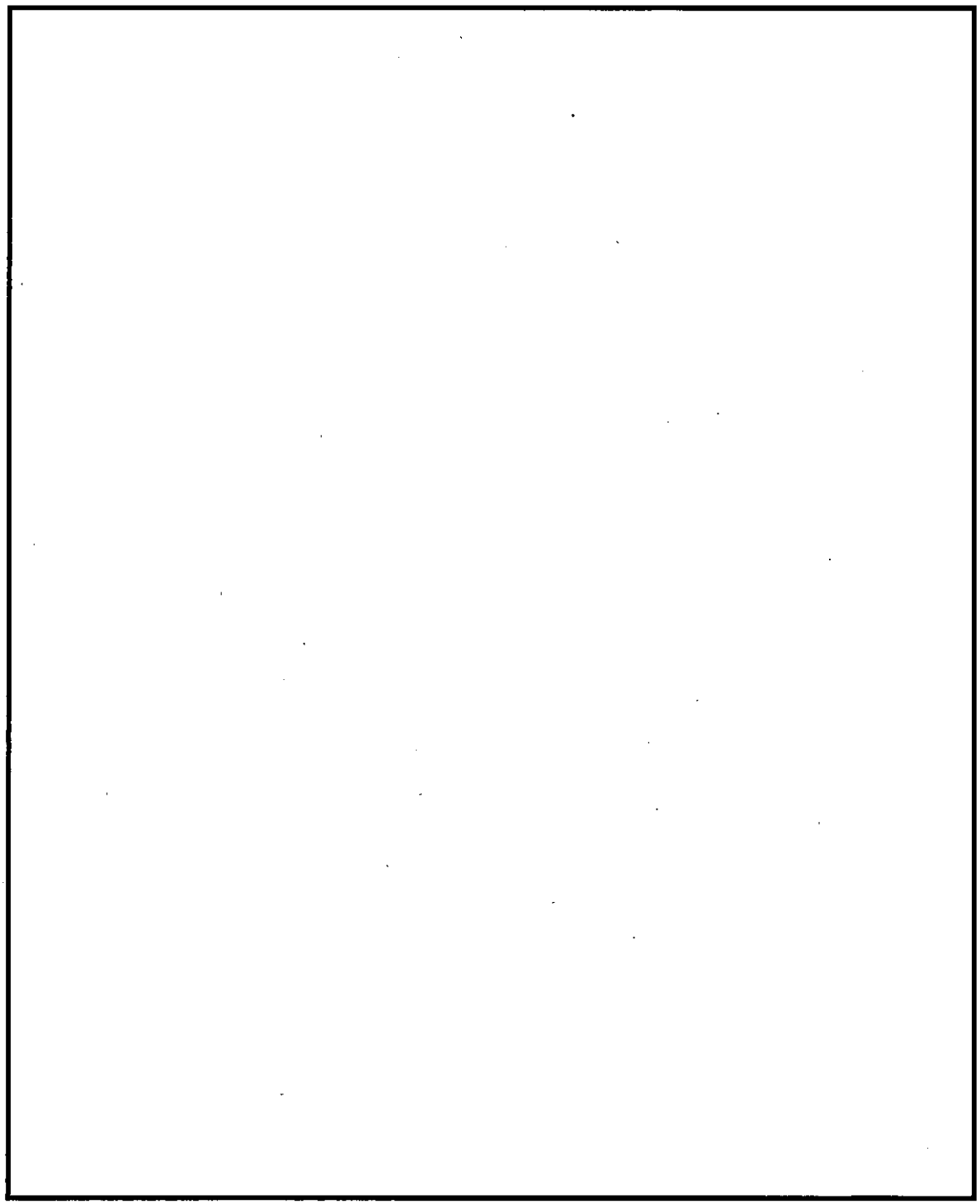
レイ系，低圧注水系の早期の注水を促す。

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。



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
附属設備	自動減圧機能用アキュムレータ【常設】
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	所内常設直流電源設備 直流125V蓄電池２Ａ【常設】 直流125V蓄電池２Ｂ【常設】 直流125V充電器２Ａ【常設】 直流125V充電器２Ｂ【常設】 常設代替直流電源設備 緊急用直流125V蓄電池【常設】 緊急用直流125V充電器【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 可搬型整流器【可搬】
計装設備＊3	原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【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

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。

逃がし安全弁及びアキュムレータ（自動減圧機能用）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及び荷重条件を考慮し，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　想定される環境条件

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	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で，機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
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	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。

(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

一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。

以下の表3.3-3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機能・性能検査，分解検査，外観検査及びが可能とし，機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

機能・性能検査として，安全弁機能検査及び自動減圧系機能検査を行うことが可能な設計とする。

安全弁機能検査として，窒素ガスにより検査対象弁の入口側を加圧し，その吹出し圧力が許容値以内にあることを確認するとともに，窒素ガスにより，弁の入口側を加圧し，規定圧力で保持後，弁座からの漏えい量を確認することが可能な設計とする。

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。

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。

また，分解点検にあわせて，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の確認，並びに中央制御室からの遠隔操作により弁の開閉を行い，「全開」から「全閉」，「全閉」から「全開」への動作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こととする。

(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	機能・性能検査	安全弁機能による作動確認 自動減圧機能による作動確認
	漏えい検査	弁本体及び弁座からの漏えいの確認
	分解検査	安全弁部品の表面状態を，検査又は目視により確認

(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。

逃がし安全弁は，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。

(46-4-3)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

（ⅰ） 要求事項

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

（ⅱ） 適合性

基本方針については，「2.3.3　環境条件等」に示す。

逃がし安全弁は，格納容器内に設置されている設備であるが，中央制御室から操作可能な設計とする。

(46-3-3,6)

第3.3-5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	格納容器内	中央制御室

3.3.2.1.2　設置許可基準規則第43条第2項への適合状況

(1)　容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

（ⅰ）　要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）　適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

逃がし安全弁は，十分な吹出能力を有する容量とし，計基準事対象施設の容量等の仕様が，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。

逃がし安全弁は，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3.3-6表に示す。

（46-3-4,6，46-4-3）

第3.3-6表　多様性又は多重性，位置的分散

項目	逃がし安全弁* （設計基準事故対処設備としての安全機能を兼ねる）						
	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備					
	逃がし弁機能	自動減圧機能					
駆動用窒素供給源	逃がし弁機能用アキュムレータ	自動減圧機能用アキュムレータ					
	格納容器内	格納容器内					
駆動用電源	所内常設直流電源設備(蓄電池)	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)	可搬型代替直流電源設備(蓄電池)	逃がし安全弁用可搬型蓄電池
	原子炉建屋付属棟	原子炉建屋付属棟	屋外	屋外	原子炉建屋付属棟	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	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	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	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（自動減圧機能）B，C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（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。

第3.3-7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

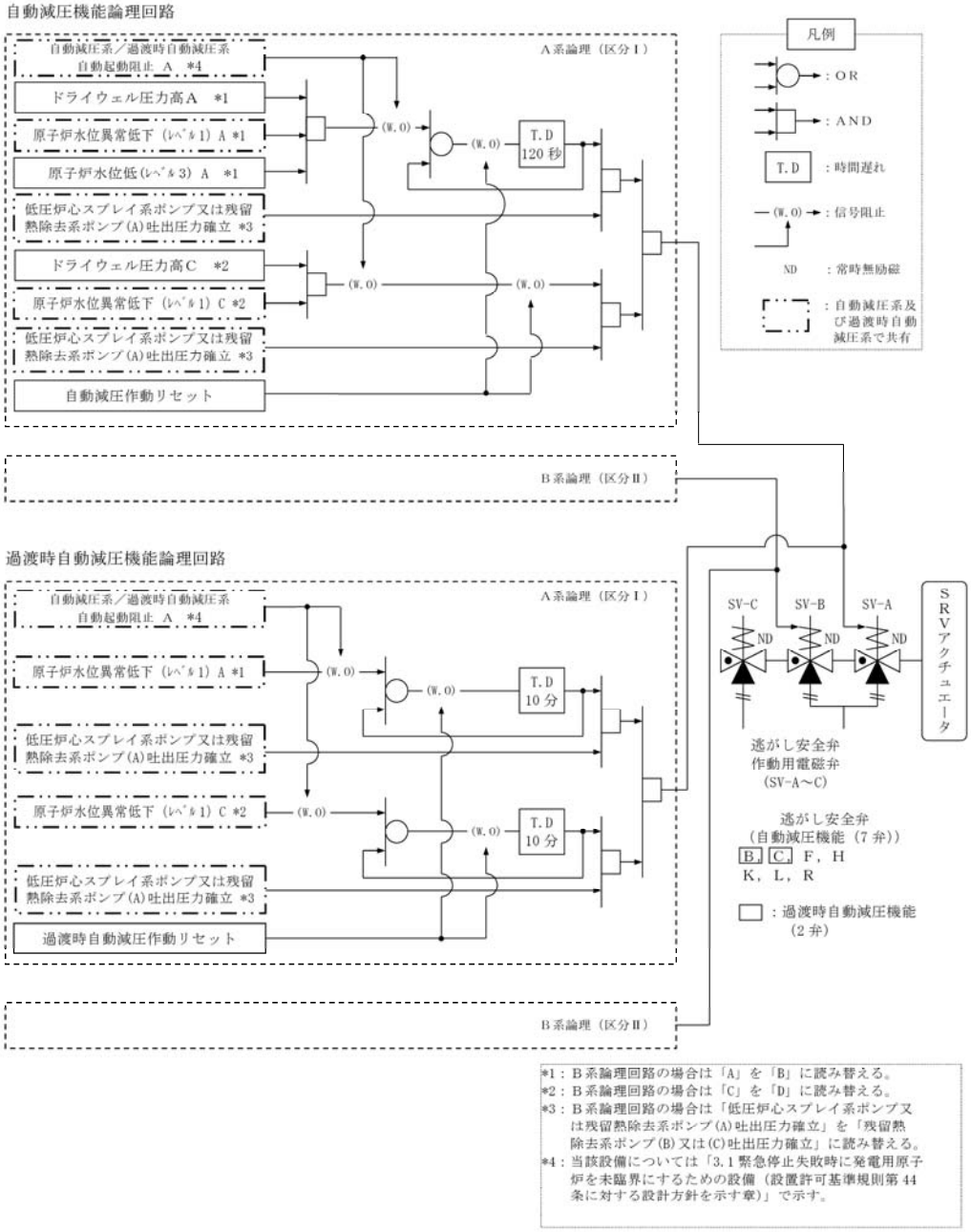
設備区分	設備名
主要設備	過渡時自動減圧機能【常設】
附属設備	－
水源	－
流路	－
注水先	－
電源設備*1	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備*2	原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【常設】 原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（SA広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（SA燃料域）【常設】

設備区分	設備名
計装設備*2	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】

＊1：単線結線図を補足説明資料46-2-2，3，4に示す
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57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条への適合状況

3.3.2.2.3.1　設置許可基準規則第43条第1項への適合状況

(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

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，原子炉建屋附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時の中央制御室，原子炉建屋附属棟及び原子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3.3-8表に示す設計とする。

(46-3-2，3)

第3.3-8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，原子炉建屋附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下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.3　耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	中央制御室，原子炉建屋附属棟及び原子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，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(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，

信頼性向上を図る設計とする。

(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。

過渡時自動減圧機能は，逃がし安全弁の作動信号を発信する設備であり，運転中に試験又は検査を実施する場合には，誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があるため，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機能確認により論理回路動作確認が可能な設計とする。

また，性能の確認が可能なように，模擬入力による校正及び設定値確認ができる設計とする。

(46-5-6～9)

第3.3-9表　過渡時自動減圧機能の試験及び検査

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

(4)　切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

（ⅰ）　要求事項

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

（ⅱ）　適合性

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

過渡時自動減圧機能は，本来の用途以外には使用しない設計とする。

(5)　悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

（ⅰ）　要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ⅱ）　適合性

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

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

過渡時自動減圧機能の論理回路は，自動減圧系の論理回路とは分離することで，悪影響を与えない設計とする。

検出器（原子炉水位異常低下（レベル1），低圧炉心スプレイ系ポ

ンプ吐出圧力確立，又は残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立）信号については共有しているが，自動減圧系と隔離装置を用いて電気的に分離し，自動減圧系への悪影響を与えない設計とする。また，論理回路からの作動用電磁弁制御信号についても共用しているが，自動減圧系と隔離装置を用いて電気的に分離し，自動減圧系への悪影響を与えない設計とする。

過渡時自動減圧機能の論理回路の電源は，遮断器又はヒューズによる電気的な分離をすることで，自動減圧系に悪影響を与えない設計とする。

（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，現場における作業が不要な設計とする。

3.3.2.2.3.2　設置許可基準規則第43条第2項への適合状況

(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(自動減圧機能)2個を作動させる過渡時自動減圧系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。

過渡時自動減圧機能は，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，自動減圧系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，過渡時自動減圧系機能及び自動減圧系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，過渡時自動減圧系機能の論理回路の電源は，遮断器又はヒューズによる電気的な分離をすることで自動減圧系に悪影響を与えない設計とする。

(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3.3-10表に示す。

第3.3-10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

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 　可搬型整流器【可搬】 代替所内電気設備 　緊急用電源切替盤【常設】 可搬型蓄電池 　逃がし安全弁用可搬型蓄電池【可搬】
附属設備	可搬型代替直流電源設備 　可搬型整流器用変圧器【常設】 代替所内電気設備 　可搬型代替低圧電源車接続盤【常設】 　可搬型代替直流電源設備用電源切替盤【常設】
水源	－
流路	－
注水先	－
電源設備*1	可搬型代替低圧電源車～可搬型代替低圧電源車接続盤【可搬】 可搬型変圧器～可搬型代替低圧電源車接続盤【可搬】 可搬型代替低圧電源車接続盤～可搬型代替直流電源設備用電源切替盤【常設】 可搬型代替直流電源設備用電源切替盤～緊急用電源切替盤【常設】
計装設備	－

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

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2）
使用燃料　：　軽油
発 電 機　：
個　　数　：　4（予備2）
種　　類　：　三相交流発電機
容　　量　：　約500kVA／台
力　　率　：　0.8
電　　圧　：　440V
周 波 数　：　50Hz
取付箇所　：　屋外
保管場所　：　西側保管場所，南側保管場所

(3)　可搬型整流器

個　　数　：　16（予備2）
出　　力　：　15kW／台
取付箇所　：　屋外
保管場所　：　西側保管場所，南側保管場所

(4)　緊急用電源切替盤

個　　数　：　1式

取付箇所　：　中央制御室

なお，上記(2)(3)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

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及び緊急用電源切替盤は，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時の中央制御室の環境条及び荷重を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，第3.3-11表に示す設計とする。

第3.3-11表　想定する環境条件

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である中央制御室で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。

地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.3　耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・竜巻・積雪・火山の影響	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，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(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。

(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。

緊急用電源切替盤は，中央制御室にて手動による操作が可能な設計とする。緊急用電源切替盤は誤操作防止のためにスイッチに名称が明記され，操作者の操作・監視性を考慮しており，確実に操作できる設計とする。

第 3.3-12 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
緊急用電源切替盤	切⇒入	中央制御室	切替装置操作

(46-3-4，46-4-5)

(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。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，第3.3-13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，電圧の確認を行うことが可能な設計とする。

第3.3-13表　逃がし安全弁用可搬型蓄電池の試験及び検査

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)

緊急用電源切替盤は，第3.3-14表に示すように停止中に外観検査，機能・性能試験が可能な設計とする。

性能の確認として，電気回路の絶縁抵抗に異常がないことを確認する。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3.3-14表　緊急用電源切替盤の試験及び検査

原子炉の状態	項目	内容
停止中	外観検査	外観の確認
	機能・性能試験	緊急用電源切替盤の性能（絶縁抵抗）確認

(46-5-12)

(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。

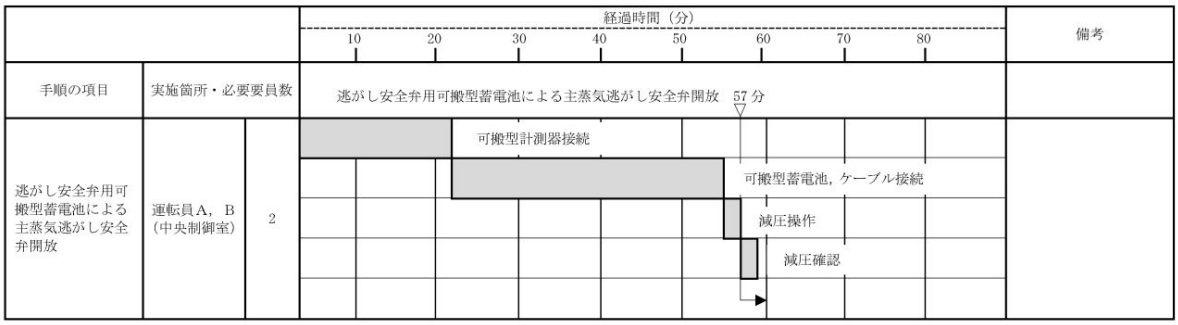
（ⅱ）　適合性

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及び緊急用電源切替盤は，本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。

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，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及び緊急用電源切替盤は，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及び緊急用切替盤は，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
緊急用電源切替盤	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項への適合状況

(1)　容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

（ⅰ）　要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

（ⅱ）　適合性

基本方針については，「2.3.2　容量等」に示す。

緊急用電源切替盤を切替えることで，可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器）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。

緊急用電源切替盤は，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。

緊急用電源切替盤を切り替えることで，可搬型代替直流電源設備（可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器）からの電源供給による逃がし安全弁の駆動は，直流125V蓄電池２Ａ及び直流125V蓄電池２Ｂ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項への適合状況

(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設備の直流125V蓄電池２Ａ，直流125V蓄電池２Ｂ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，直流125V蓄電池２Ａ及び直流125V蓄電池２Ｂ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
	直流125V蓄電池２Ａ【常設】 直流125V蓄電池２Ｂ【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	直流125V蓄電池２Ａ【常設】 直流125V蓄電池２Ｂ【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）
	直流125V蓄電池２Ａ【常設】 原子炉建屋附属棟中1階 直流125V蓄電池２Ｂ【常設】 原子炉建屋附属棟1階	原子炉建屋附属棟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

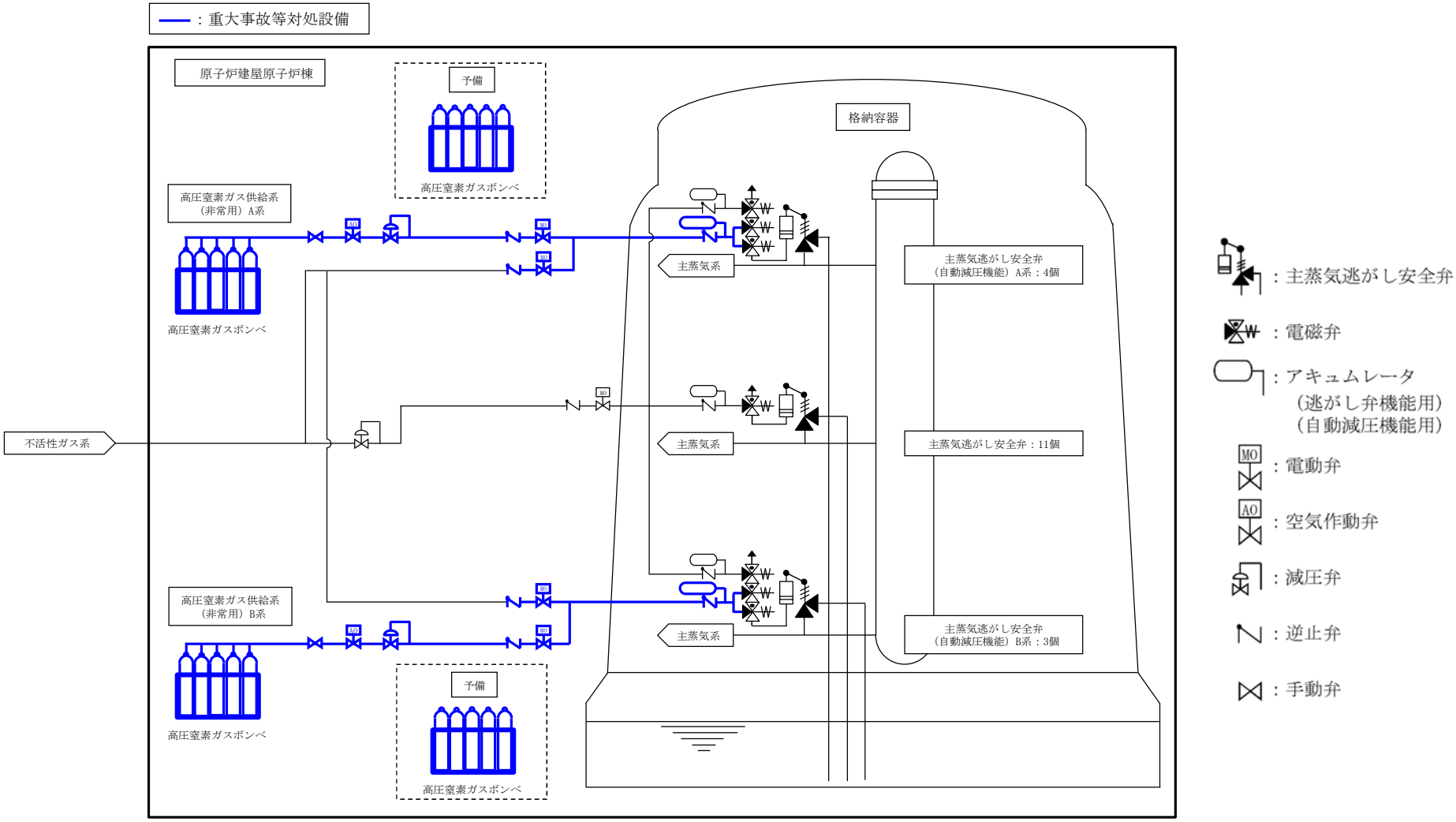
逃がし安全弁（自動減圧機能）7個の駆動に必要な，自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合に備え，高圧窒素ガス供給系（非常用）を設ける。

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3.3-16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3.3-16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】
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1項への適合状況

(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

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3.3-17表に示す設計とする。

(46-3-5)

第3.3-17表　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で，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	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。

(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。

（46-3-5，46-4-3）

第3.3-18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3.3-19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3.3-19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	漏えいの確認 供給圧力の確認 高圧ガスボンベ供給弁の動作確認
運転中	外観検査	高圧窒素ガスボンベ外観の確認 規定圧力の確認

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）の系統圧力の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開動作することを確認できる設計とする。

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。

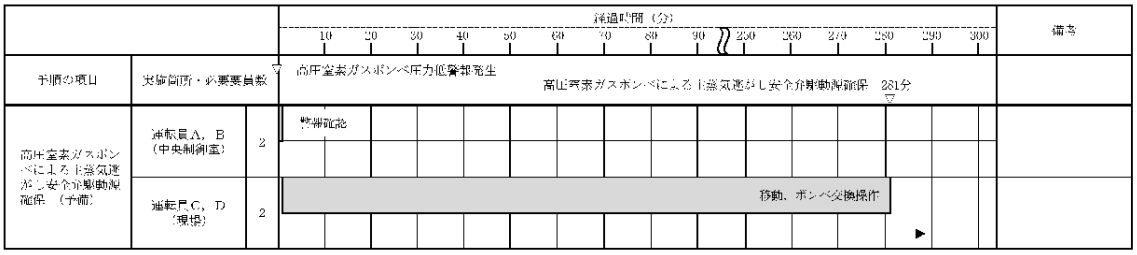
（ⅱ）　適合性

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1.3-6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 1.3-6 図　逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）高圧窒素ガスボンベによる逃がし安全弁駆動源確保　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ることで，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)

3.3.2.4.4　設置許可基準規則第43条第3項への適合状況

(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。

（46-3-5，6，46-4-3，46-8-2）

第3.3-20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，残留熱除去系A系及びB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。

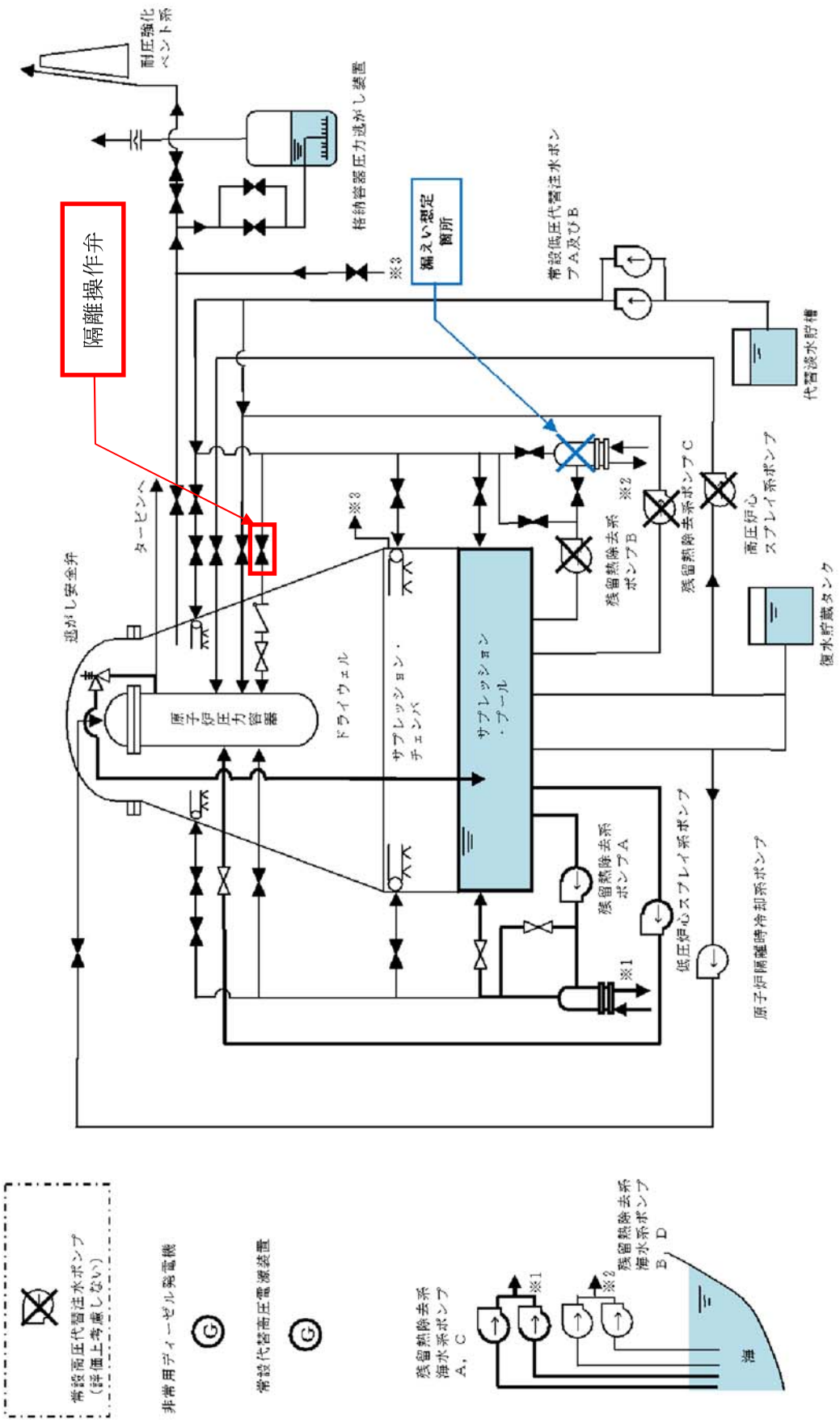
本設備は，原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統であり，プラント運転中に接続箇所の電動弁開閉試験を実施する残留熱除去系の原子炉圧力容器注入ラインに，それぞれ1台の構成とする。

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1.3-7図に，重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を第3.3-21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 1.3-7 図　インターフェイスシステムＬＯＣＡ隔離弁　系統概要図

第3.3-21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	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】
付属設備	－
電源設備	－
計装設備	－

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)　残留熱除去系系A系注入弁

最高使用圧力　：　87.9kg／cm^2

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)　残留熱除去系系B系注入弁

最高使用圧力　：　87.9kg／cm^2

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条への適合状況

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及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，第3.3-22表に示す設計である。

第3.3-22表　想定する環境条件

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で，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	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。

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】

【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発電用原子炉（以下「原子炉」という。）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（以下「格納容器」という。）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，を設置及び保管する。

(1) 低圧代替注水系（可搬型）の設置（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）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保管場所及び南側保管場所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・プールとは異なる水源（代替淡水貯槽）より原子炉圧力容器へ注水する設計とする。

(2) 低圧代替注水系（常設）の設置（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）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，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，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） 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，エンジン駆動）及び冷却源（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をそれぞれ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については，

可搬型設備保管場所に保管し，使用時は，屋外から原子炉建屋の異なる面の隣接しない位置にある接続口に接続可能な設計とし，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発生時において使用可能である場合は，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）

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（低圧注水系）にて，残留熱除去系熱交換器を経由して原子炉圧力容器へ注水する。

(5) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）

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，原子炉を冷却する機能を有する。

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（原子炉

停止時冷却系）にて，熱交換器を経由して原子炉圧力容器へ注水する。

(6) 低圧炉心スプレイ系

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。

(7) 残留熱除去系海水系

残留熱除去系海水系は，残留熱除去系熱交換器に海水を供給し，残留熱除去系の水と熱交換させることにより，原子炉設備の非常用機器で発生する熱を冷却除去する機能を有する。

本系統は，海を水源とし，残留熱除去系海水系ポンプにて残留熱除去系熱交換器に海水を供給する。

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。

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。

(8) 代替循環冷却系を用いた代替低圧注水の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）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において，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため，自主対策設備として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された代替循環冷却系ポンプを用い，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。

(9) 消火系を用いた代替低圧注水の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）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（A），（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段を整備している。

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（ろ過水タンク及び多目的タンク）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，消火系及び残留熱除去系（B）を通じて原子炉圧力容器へ注水する。

(10) 補給水系を用いた代替低圧注水の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）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（A），（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復水移送ポンプ，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段を整備している。

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，復水移送ポンプにて，補給水系配管，消火系配管及び残留熱除去系（Ｂ）配管を通じて原子炉圧力容器へ注水する。

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。

(11) 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を用い，Ｍ／Ｃ　２Ｃ又はＭ／Ｃ　２Ｄへ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，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。

(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。

(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。

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。

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には，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。

(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には，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。

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，電源設備である常設代替交流電源設備，水源である代替淡水貯槽，流路である低圧代替注水系配管・弁，残留熱除去系配管・弁及び注水先である原子炉圧力容器等から構成される。

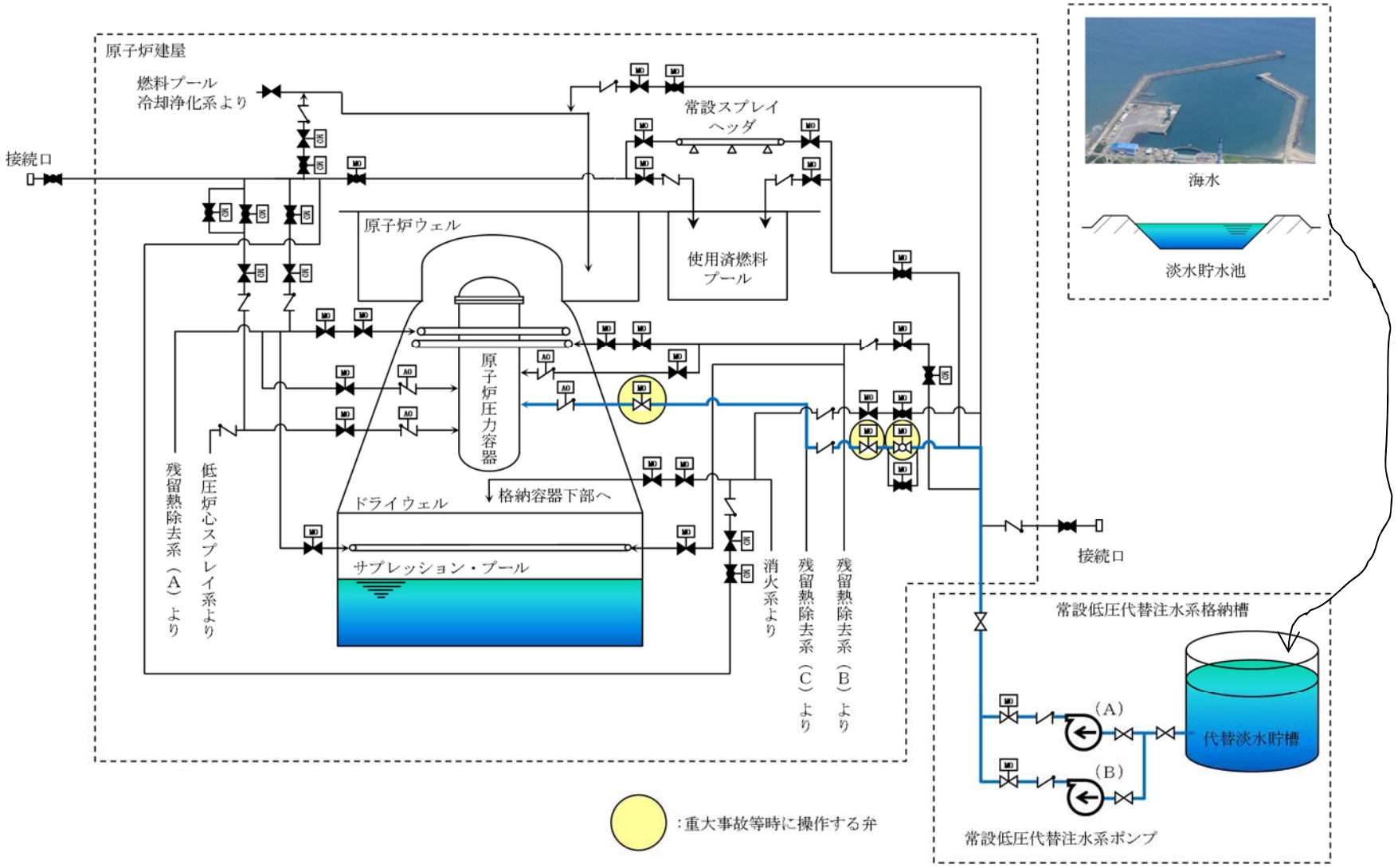
重大事故等発生時においては，2台の常設低圧代替注水系ポンプにより，代替淡水貯槽を水源とし，残留熱除去系配管を経由して原子炉圧力容器へ注水することにより炉心を冷却する機能を有する。

本系統に属する重大事故等対処設備を第3.4-1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については，常設代替交流電源設備から，代替所内電源設備である緊急用Ｍ／Ｃ，緊急用Ｐ／Ｃ母線を介して給電できる設計とする。

水源である代替淡水貯槽は，水位低下時においても，可搬型代替注水大型ポンプを用いて，複数の淡水源（淡水貯水池Ａ，Ｂ）より補給可能な設計とする。また，海水を使用する場合は，防潮堤の内側に設置するＳＡ用海水ピットを水源とし，可搬型代替注水大型ポンプにて代替淡水貯槽又は淡水貯水池Ａ，Ｂへ補給可能な設計とする。

本系統は，中央制御室でのスイッチ操作により系統構成を行った後，中央制御室のスイッチ操作により常設低圧代替注水系ポンプを起動し運転を行う。



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】
附属設備	－
水源*1 （水源に関する流路，電源設備を含む）	代替淡水貯槽【常設】
流路	低圧代替注水系配管・弁【常設】 残留熱除去系配管・弁【常設】
注水先	原子炉圧力容器【常設】
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］ 常設代替交流電源設備用燃料移送ポンプ【常設】 緊急用Ｍ／Ｃ【常設】 緊急用Ｐ／Ｃ【常設】 緊急用ＭＣＣ【常設】 緊急用電源切替盤【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：水源への補給に必要となる設備については，「3.13重大事故等の収束に必要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：単線結線図を補足資料47-2に示す。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。

＊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

るために把握することが必要な原子炉施設の状態。なお，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。

3.4.2.1.2　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

種　類　　：ターボ形

容　量　　：約200m^3／h／台

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

電動機出力　　：190kW／台

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及び位置的分散を図った設計とする。ポンプについては，残留熱除去系ポンプ（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ポンプと位置的分散された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使用する設計とする。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及び低圧炉心スプレイ系ポンプの冷却水（残留熱除去系海水系）と同時に機能喪失しない設計とする。電源については，常設代替交流電源設備を使用することで，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの電源（非常用ディーゼル発電機）と同時に機能喪失しない設計とする。水源については，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・プールと同時に機能喪失しない設計とする。電動弁については，駆動部に設けるハンドルにて手動操作も可能な設計とすることで，電動駆動に対し多様性を持たせた設計とする。

残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系に対する低圧代替注水系（常設）の独立性については，第3.4-3表で示すとおり，地震，津波，火災及び溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

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，可能な限り分離配置する設計とする。

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
冷却水	残留熱除去系海水系		不要（自己冷却）
駆動電源	非常用ディーゼル発電機		常設代替交流電源設備
	原子炉建屋附属棟地下１階		屋外

第 3.4-3 表　設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備		重大事故防止設備
		低圧炉心スプレイ系	残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）	低圧代替注水系（常設）
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系は耐震Ｓクラス設計とし，重大事故防止設備である低圧代替注水系（常設）は基準地震動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）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常設低圧代替注水系は，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。

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に設置し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，常設低圧代替注水系格納槽の環境条件及び荷重条件を考慮し，以下の第3.4-4表に示す設計とする。

(47-3-1)

第 3.4-4 表　想定する環境条件及び荷重条件

考慮する外的事象	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である常設低圧代替注水系格納槽で想定される温度，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，設備への影響がない設計とする。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮したうえで機器が損傷しないことを確認する。（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	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。

(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）を運転する場合は，緊急用電源切替盤にて，電源を常設代替交流電源設備からの受電に切替え，常設代替注水ポンプを起動し，その後，低圧代替注水系（常設）の系統構成として，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。

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。

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）については，中央制御室からの遠隔操作（スイッチ操作等）で開閉することが可能な設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプについては，中央制御室にからの遠隔操作（スイッチ操作）で起動する設計とする。なお，ポンプの起動・停止・運転状態及び弁の動作状況については，中央制御室の表示灯・モニタ等で視認可能であり，定期的な試験及び検査等にて確認可能な設計とする。

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，それぞれの操作対象については，機器の識別が可能な銘板の取り付け又は表示等により，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	操作場所	操作方法
常設低圧代替注水系ポンプ（A）	起動停止	中央制御室	スイッチ操作
常設低圧代替注水系ポンプ（B）	起動停止	中央制御室	スイッチ操作
緊急用電源切替盤	受電元の切替	中央制御室	切替操作
原子炉注水弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
原子炉圧力容器注水流量調整弁	弁閉→調整	中央制御室	スイッチ操作
残留熱除去系注入弁（C）	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，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，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が可能な設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプは，分解検査として，原子炉停止中にケーシングカバーを取り外して，ポンプ部品（主軸，軸受，羽根車等）の状態を確認する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，浸透探傷試験により，性能に影響を及ぼす指示模様の有無を確認する。また，目視により，性能に影響を及ぼす恐れのあるき裂，打こん，変形及び摩耗の有無を確認する。

また，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，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

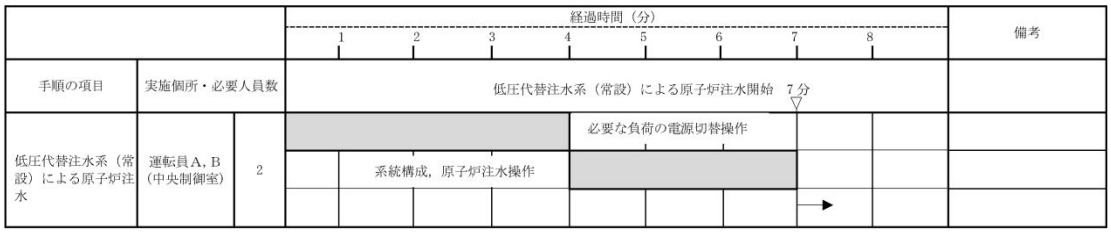
本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（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。切り替え操作としては，電源切替操作及び弁開操作を実施し，常設低圧代替注水系ポンプ起動操作を行う。

常設低圧代替注水系ポンプの起動及び系統の切り替えに必要な弁については，中央制御室から遠隔操作する設計とすることで，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とおり速やかに切り替えることが可能である。



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，通常時は低圧代替注水系隔離弁を閉止することで隔離する系統構成としており，残留熱除去系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。隔離弁については第3.4-7表に示す。また，低圧代替注水系は，原子炉への注水時に同時にペデスタル（ドライウェル部）に注水する場合も，他系統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	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	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。

(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）	屋外（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）	屋外（常設低圧代替注水系格納槽）	中央制御室
緊急用電源切替盤	中央制御室	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

3.4.2.1.5　設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合状況

(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）として使用する常設低圧代替注水系ポンプは，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，低圧代替注水系を用いる，高圧・低圧注水機能喪失，全交流動力電源喪失（ＴＢＤ，ＴＢＰ，ＴＢＵ），崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合，残留熱除去系が喪失した場合），ＬＯＣＡ時注水機能喪失及びインターフェイスシステムＬＯＣＡ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であり，ポンプ1台あたり189m^3／hが必要であることから，ポンプ1台当たり約200m^3／h以上を注水可能なポンプを2台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。

（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。

低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは，二以上の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。

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，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（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，可搬型代替注水大型ポンプ，水源である代替淡水貯槽，燃料設備である可搬型設備用軽油タンク，タンクローリ，流路である低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ，残留熱除去系配管・弁及び注水先である原子炉圧力容器等から構成される。

重大事故発生等においては，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3.4-9表に，本系統全体の概要図を第3.4-3図に示す。

本系統は，可搬型代替注水大型ポンプ1台により，代替淡水貯槽の水を低圧炉心スプレイ系配管又は残留熱除去系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。

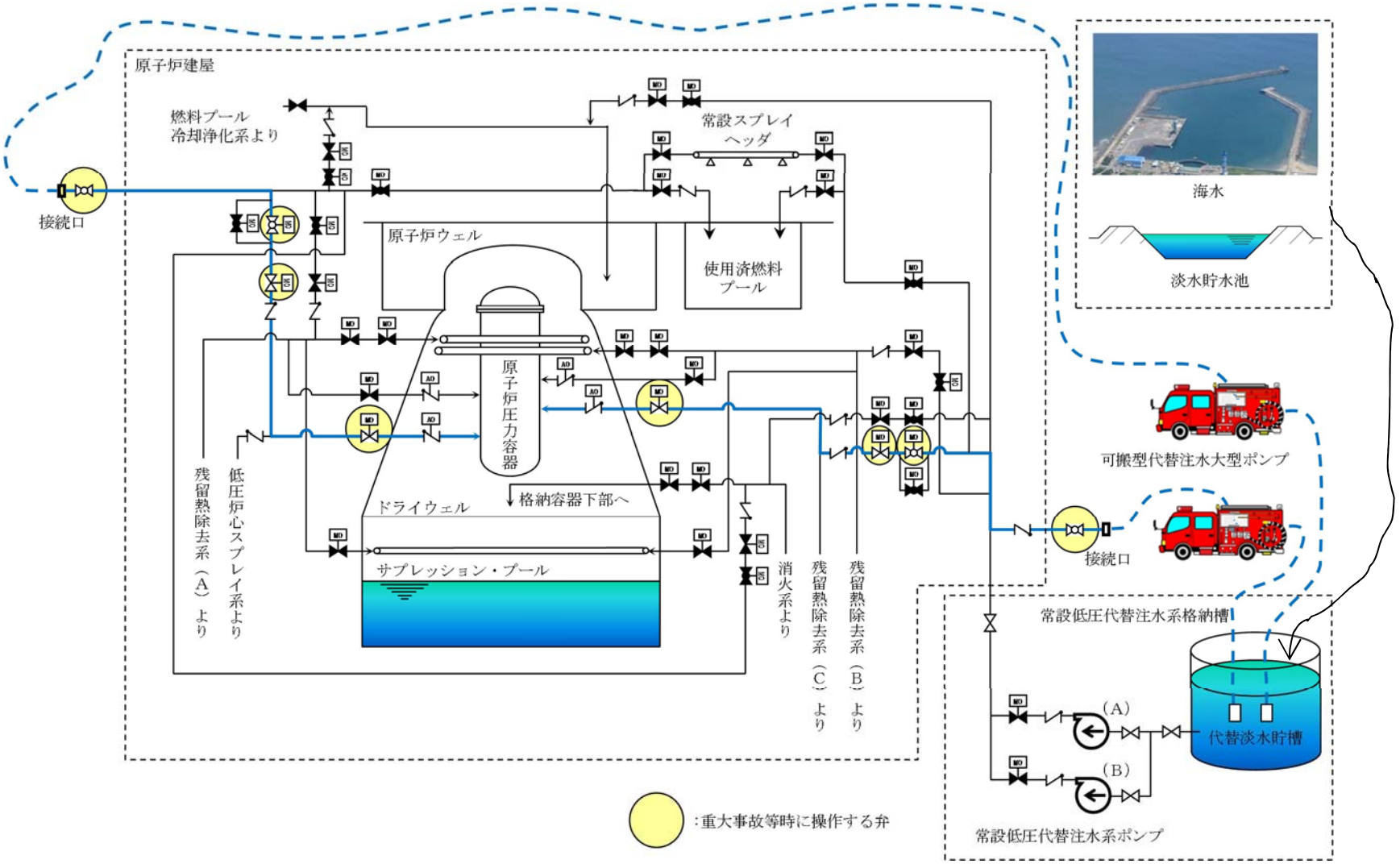
可搬型代替注水大型ポンプは，ディーゼルエンジンにて駆動できる設計とし，燃料は可搬型設備用軽油タンクよりタンクローリを用いて給油できる設計とする。

本系統の操作に当たっては，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，可搬型代替注水大型ポンプを起動し運転を行う。

また，海水を利用する際においては，防潮堤の内側に設置しているＳＡ用海水ピットより代替淡水貯槽又は淡水貯水池へ補給できる設計とする。

また，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，共通の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に，位置的分散を考慮して原子炉建屋の異なる面（原子炉建屋西側及び東側）の隣接しない位置に設置する。



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】
付属設備	－
水源（水源に関する流路，電源設備を含む）※1	代替淡水貯水槽【常設】 ＳＡ用海水ピット【常設】
流路	低圧代替注水系配管・弁【常設】 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ【常設】 残留熱除去系配管・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	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】 緊急用Ｍ／Ｃ【常設】 緊急用Ｐ／Ｃ【常設】 緊急用ＭＣＣ【常設】 緊急用電源切替盤【常設】 可搬型代替交流電源設備　【可搬】 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 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

種類　　：うず巻形

容量　　：約1,440m^3／h／台

吐出圧力　　：約1.40MPa[gage]

最高使用圧力　：1.4MPa[gage]

最高使用温度　：60℃

原動機出力　　：847kW

個数　　：2(予備1)

使用箇所　　：屋外

保管場所　　：西側及び南側保管場所

3.4.2.2.3　低圧代替注水系（可搬型）の多様性，独立性及び位置的分散

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，使用済燃料貯蔵プールの冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故等対処設備の重大事故に至る恐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恐れがないよう，第3.4-10表で示すとおり，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）である常設低圧代替注水系ポンプと位置的分散を図り，水源及び駆動源についても多様性を備えた設計とする。

また，残留熱除去系，低圧炉心スプレイ系と低圧代替注水系（可搬型）の独立性については，第3.4-11表で示すとおり地震，津波，火災，溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

さらに，故障の影響を考慮し，低圧代替注水系（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 3.4-10 表　多様性及び位置的分散

<table>
<tr><td rowspan="2">項目</td><td colspan="2">設計基準事故対処設備</td><td colspan="2">重大事故防止設備</td></tr>
<tr><td>低圧炉心
スプレイ系</td><td>残留熱除去系
（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）</td><td>低圧代替注水系
（常設）</td><td>低圧代替注水系
（可搬型）</td></tr>
<tr><td rowspan="2">ポンプ</td><td>低圧炉心スプレイ系ポンプ</td><td>残留熱除去系ポンプ</td><td>常設低圧代替注水系ポンプ</td><td>可搬型代替注水大型ポンプ</td></tr>
<tr><td colspan="2">原子炉建屋原子炉棟
地下 2 階</td><td>常設低圧代替注水系格納槽</td><td>屋外</td></tr>
<tr><td>水源</td><td colspan="2">サプレッション・プール</td><td>代替淡水貯槽</td><td>代替淡水貯槽</td><td>ＳＡ用海水ピット</td></tr>
<tr><td>駆動用空気</td><td colspan="2">不要</td><td>不要</td><td colspan="2">不要</td></tr>
<tr><td>潤滑油</td><td colspan="2">不要（内包油）</td><td>不要</td><td colspan="2">不要</td></tr>
<tr><td>冷却水</td><td colspan="2">残留熱除去海水系</td><td>不要（自滑水）</td><td colspan="2">不要</td></tr>
<tr><td rowspan="2">駆動電源</td><td colspan="2">非常用ディーゼル
発電機</td><td>常設代替交流
電源設備</td><td colspan="2">不要
（車両附属のディーゼルエンジン）</td></tr>
<tr><td colspan="2">原子炉建屋附属棟地下 1 階</td><td>屋外</td><td colspan="2">屋外</td></tr>
</table>

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 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条への適合状況

3.4.2.2.4.1　設置許可基準規則第43条第1項への適合状況

(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。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは，西側保管場所及び南側保管場所に保管し，重大事故等発生時に原子炉建屋の接続口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，屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，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，設置個所にて操作可能である。風（台風）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　環境条件

考慮する外的事象	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である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対策及び凍結対策を行える設計とする。
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，設備への影響のない設計とする。
地震	設置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うえで機器が損傷しないことを確認し，治具や輪止めにより固定する。
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，機能を有効に発揮できる設計とする。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれないことを確認する。

(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。

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の配置及びホース接続を実施し，原子炉建屋西側又は東側接続口の弁，原子炉注水弁，原子炉圧力容器注水流量調整弁，低圧炉心スプレイ系注入弁又は残留熱除去系注入弁の開操作が完了した後，可搬型代替注水大型ポンプを起動し，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西側又は東側接続口付属の弁については，接続口が設置されている原子炉建屋西側（屋外）又は東側（屋外）から手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。

また，可搬型代替注水大型ポンプについては，可搬型代替注水大型ポンプ操作盤の操作スイッチによる操作で起動する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプ操作盤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，それぞれの操作対象については，機器の識別が可

能な銘板の取り付け又は表示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。

可搬型代替注水大型ポンプは，西側又は東側接続口まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な車両設計とするとともに，設置場所にて治具や輪止めにより固定する設計とする。

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，揚重設備（車両付）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	屋外設置位置
接続口付属の弁（原子炉建屋東側（屋外））	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
接続口付属の弁（原子炉建屋西側（屋外））	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
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→弁開	スイッチ操作	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	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
ホース	ホース接続	人力接続	屋外

(3)　試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

（ⅰ）　要求事項

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

（ⅱ）　適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び検査性について」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である。

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，原子炉運転中又は停止中に，ポンプ部品（羽根車・油圧ユニット等）の状態を確認する分解検査が可能な設計とし，使用状況に応じ取替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。分解検査時の部

品の確認においては，浸透探傷試験により，性能に影響を及ぼす指示模様の有無を確認する。また，目視により，性能に影響を及ぼす恐れのあるき裂，打こん，変形及び摩耗の有無を確認する。

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
	分解検査	ポンプ・油圧ユニットまたは弁を分解し，部品の表面状態を，試験及び目視により確認※1

※1　ポンプ・油圧ユニットは使用状況に応じた計画的取替を考慮する。

(47-5-3)

(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

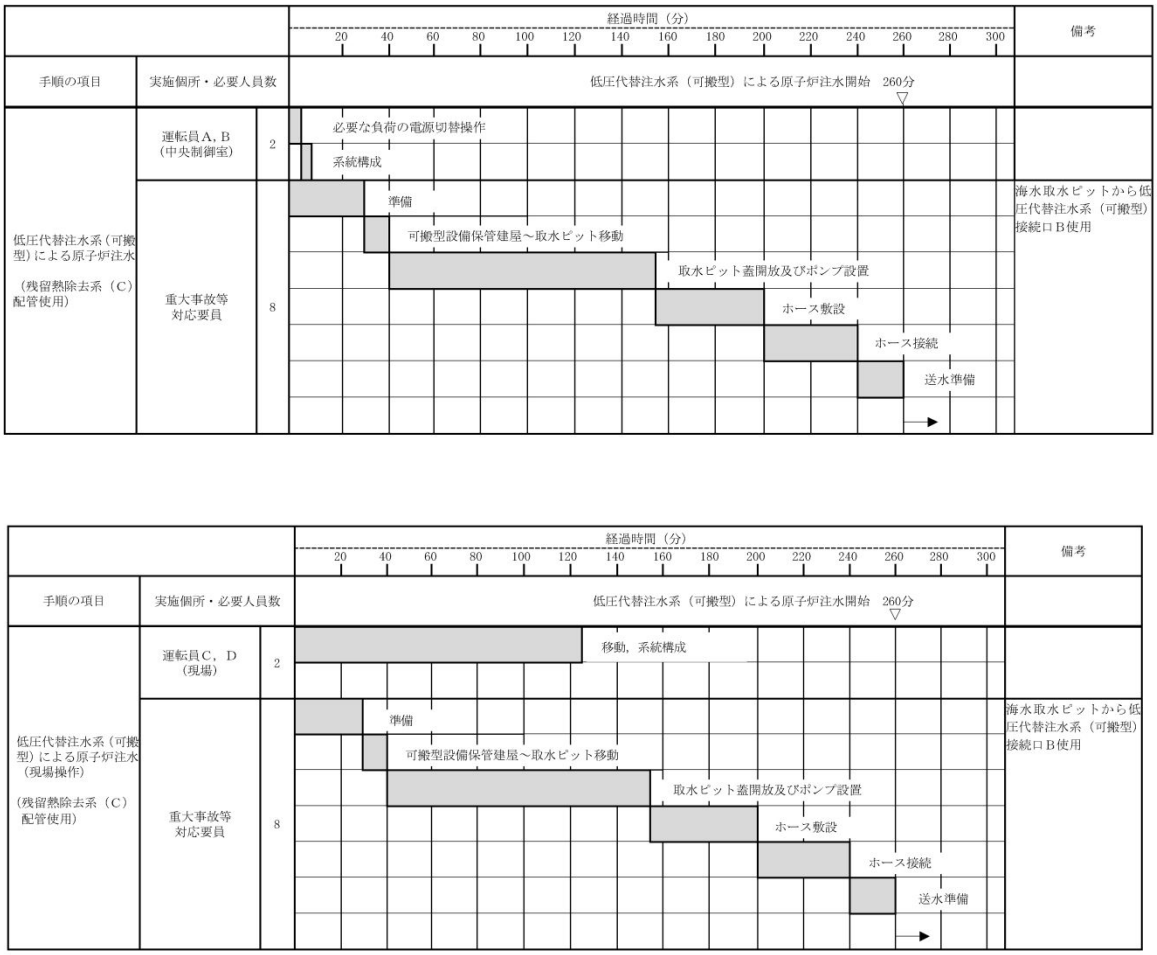
本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（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」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，本来の用途以外の用途には使用しない。

可搬型代替注水大型ポンプの移動，設置，起動操作及び系統の切替えに必要な弁操作については，第3.4-4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である。



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。

また，低圧代替注水系（可搬型）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象設備としての系統構成とすることで，ほかの設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは，設置場所において，治具や輪止めにより固定することで転倒を防止し，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，原子炉建屋西側又は東側接続口付属の弁（屋外），ホースは屋外に設置されている。作業は屋外の放射線量が高くなるおそれが少ない状況で実施可能であることから操作が可能であると考えるが，作業に当たっては，放射線量を確認し，適切な放射線防護対策で作業安全確保を確認した上で作業を実施する。仮に線量が高い場合は，線源からの離隔距離をとること，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 3.4-15 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	屋外設置位置	屋外設置位置
接続口付属の弁（原子炉建屋東側（屋外））	屋外接続口位置	屋外接続口位置
接続口付属の弁（原子炉建屋西側（屋外））	屋外接続口位置	屋外接続口位置
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
低圧炉心スプレイ系注入弁又は残留熱除去系注入弁	原子炉建屋原子炉棟	中央制御室
ホース	屋外	屋外

3.4.2.2.4.2　設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合状況

(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）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台あたり1,440m^3／h以上を注水可能な設計とし，1台使用する設計とする。

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1.40MPa［gage］の吐出圧力を確保可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは，重大事故等発生時において，原子炉冷却に必要な流量を確保できる容量を確保するために 1 セット 1 台使用す

る。保有数は2セットで2台と，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。

(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，簡便な接続方式である接続金物にすることに加え，接続口の口径を統一することで確実に接続ができる設計とする。

なお，可搬型代替注水大型ポンプの接続箇所は，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型），格納容器頂部注水系（可搬型），格納容器下部注水系（可搬型）及び代替燃料プール注水系（可搬型）にも使用することができるよう，上記の簡便な接続方式及び口径の統一を図った設計とする。

(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）である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，それぞれ互いに異なる複数の場所に設ける設計とする。

接続口は，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）である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における放射線を考慮しても作業への影響はないと想定しているが，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に配置することにより，これら設備の設置及び常設設備との接続が可能とする。　また，現場での接続作業に当たっては，簡便な接続金物により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）である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，低圧代替注水系（常設）である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保管場所及び南側保管場所に配置する設計とする。

(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）である可搬型代替注水大型ポンプは，通常時は西側保管場所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いても，保管場所から接続場所までの運搬経路について，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。

(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

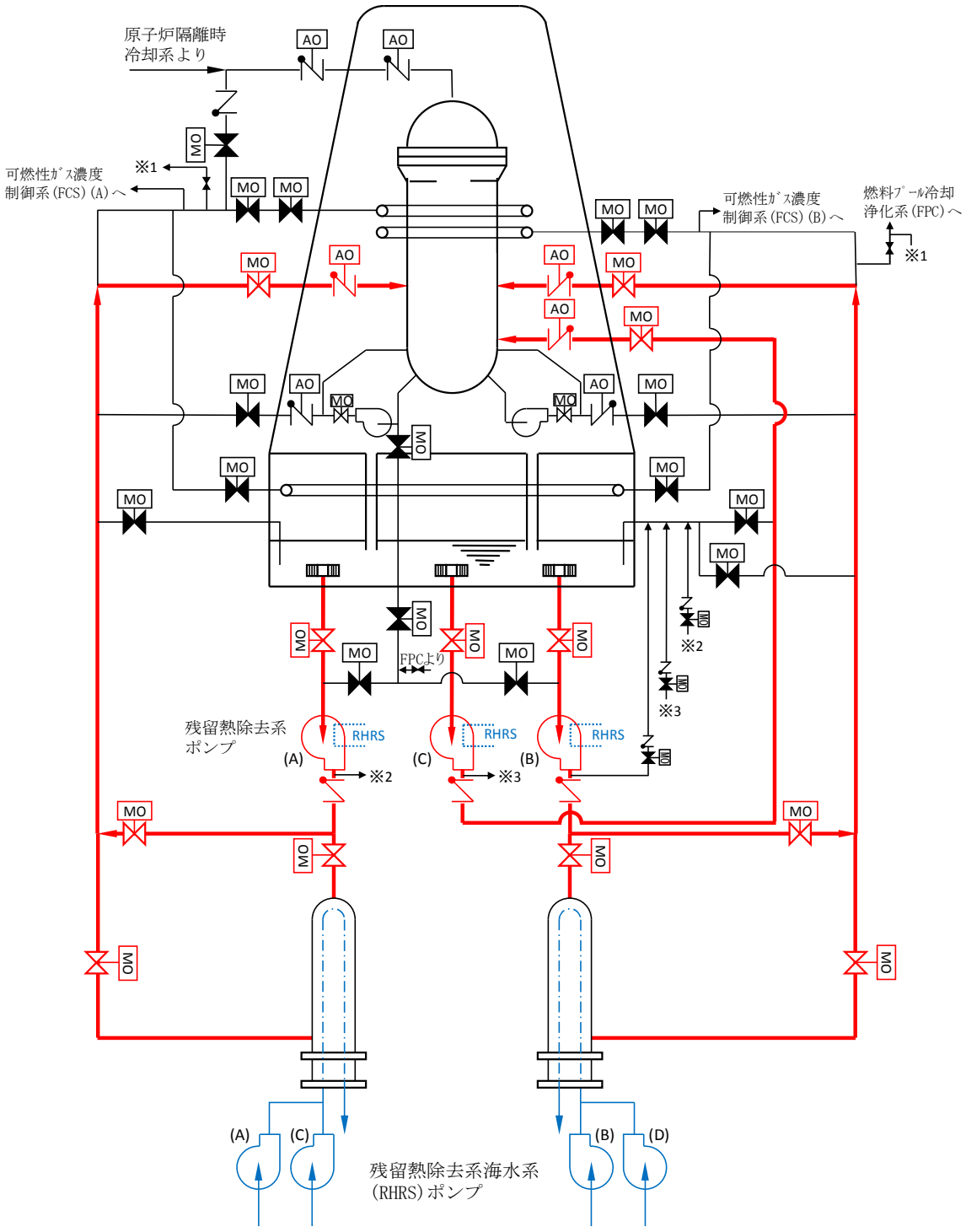
残留熱除去系（低圧注水系）は，非常用炉心冷却系の1つである。非常用炉心冷却系は，冷却材喪失事故時に燃料被覆管の重大な損傷を防止し，ジルコニウム-水反応を極力抑え，崩壊熱を長期にわたって除去する機能を持ち，残留熱除去系（低圧注水系），高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び自動減圧系で構成する。

本系統は，電動ポンプ3台，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台の残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）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。



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（低圧注水系）ポンプ【常設】
附属設備*1	残留熱除去系海水系ポンプ【常設】 残留熱除去系熱交換器（低圧注水系）【常設】
水源（水源に関する流路，電源設備を含む）*2	サプレッション・プール【常設】
流路	残留熱除去系（低圧注水系）配管・弁・ストレーナ【常設】
注水先	原子炉圧力容器【常設】
電源設備*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	原子炉水位（狭帯域）【常設】 原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（ＳＡ広帯域）【常設】 原子炉水位（ＳＡ燃料域）【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（ＳＡ）【常設】 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に把握することが必要な原子炉施設の状態。なお，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。

3.4.3.1.2　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（低圧注水系）ポンプ

容量　　：約1,690m^3／h（1台当たり）

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

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）については，想定される重大事故等発生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。常設代替交流電源設備の多様性，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（低圧注水系）ポンプ及び残留熱除去系（低圧注水系）熱交換器については，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。

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。

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（低圧注水系）ポンプ及び残留熱除去系（低圧注水系）熱交換器については，設計基準事故時に使用する場合の容量が，重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については，「2.3.2容量等」に示す。

残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ及び残留熱除去系（低圧注水系）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及び荷重条件を考慮し，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 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	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であることを確認する（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	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であることを確認する。

また，残留熱除去系（低圧注水系）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）については，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等発生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（低圧注水系）については，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（低圧注水系）及び残留熱除去系熱交換器（低圧注水系）は，停止中に分解検査及び外観検査を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。

3.4.3.2　残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）

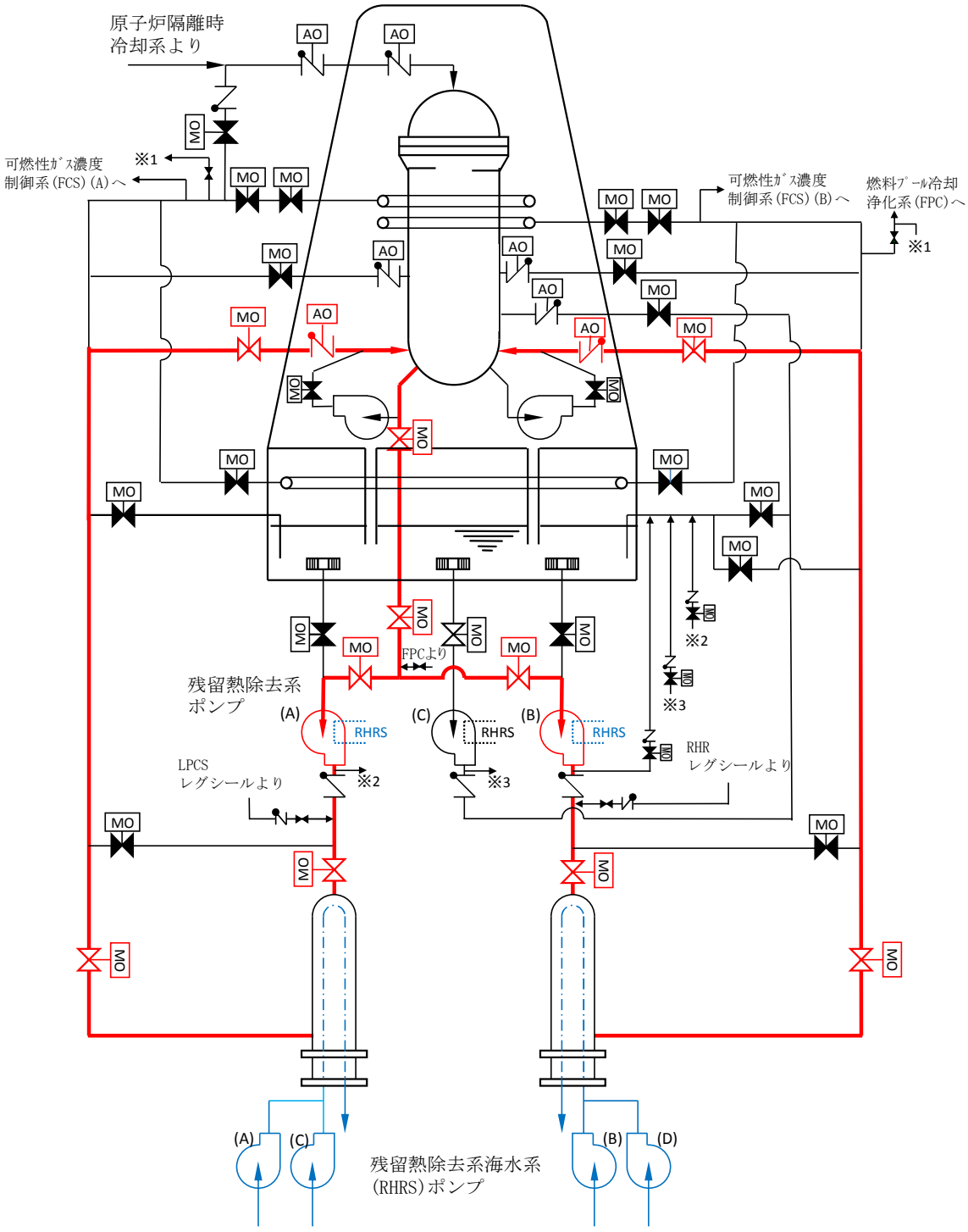
3.4.3.2.1　設備概要

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台，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発生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。



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（原子炉停止時冷却系）ポンプ【常設】 残留熱除去系熱交換器（原子炉停止時冷却系）【常設】
附属設備*1	残留熱除去系海水系ポンプ【常設】
水源（水源に関する流路，電源設備を含む）	原子炉圧力容器【常設】
流路	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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】
附属設備	－
電源設備*2	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*3	残留熱除去系系統流量 残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度 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に把握することが必要な原子炉施設の状態。なお，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。

3.4.3.2.2　主要設備の仕様

主要設備の機器使用を以下に示す。

(1)　残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ

容量　　：約1,690m^3／h（1台当たり）

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（原子炉停止時冷却系）

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

3.4.3.2.3 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，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(原子炉停止時冷却系)を復旧させる場合については，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）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。

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。

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（原子炉停止時冷却系）ポンプ及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）熱交換器については，設計基準事故時に使用する場合の容量が，重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については，「2.3.2容量等」に示す。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ及び残留熱除去系（原子

炉停止時冷却系）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及び荷重条件を考慮し，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　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	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であることを確認する（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	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であることを確認する。

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発生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（原子炉停止時冷却系）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（原子炉停止時冷却系）及び残留熱除去系熱交換器（原子炉停止時冷却系）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。

3.4.3.3　低圧炉心スプレイ系

3.4.3.3.1　設備概要

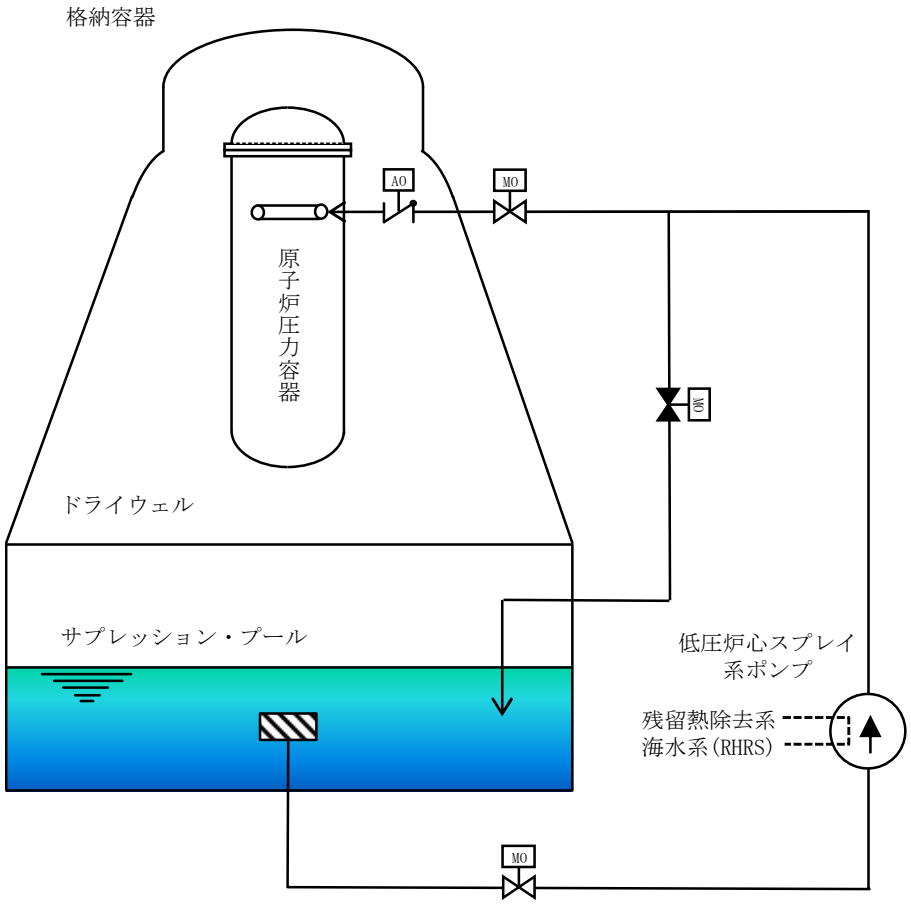
低圧炉心スプレイ系は，非常用炉心冷却系の1つである。非常用炉心冷却系は，冷却材喪失事故時に燃料被覆管の重大な損傷を防止し，ジルコニウム-水反応を極力抑え，崩壊熱を長期にわたって除去する機能を持ち，残留熱除去系（低圧注水系），高圧炉心スプレイ系及び自動減圧系で構成する。

低圧炉心スプレイ系は，電動ポンプ1台，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・チェンバのプール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。



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】
附属設備*1	残留熱除去系海水系【常設】
水源（水源に関する流路，電源設備を含む）*2	サプレッション・プール
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*3	非常用ディーゼル発電機【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】 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：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に把握することが必要な原子炉施設の状態。なお，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。

3.4.3.3.2　主要設備の仕様

主要設備の機器使用を以下に示す。

(1)　低圧炉心スプレイ系ポンプ

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

3.4.3.3.3　設置許可基準規則第43条への適合状況

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，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低圧炉心スプレイ系を復旧させる場合については，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。

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。

低圧炉心スプレイ系ポンプは，設計基準事故時に使用する場合の容量が，重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については，「2.3.2容量等」に示す。

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及び荷重条件を考慮し，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 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	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であることを確認する（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	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であることを確認する。

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である。

低圧炉心スプレイ系の系統構成及び運転に必要な機器の操作は，中央制御室で実施することから，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作可能である。

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

低圧炉心スプレイ系については，設計基準事故対処設備として使用する場合と同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，また，低圧炉心スプレイ系ポンプについては，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】

【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)　緊急用海水系の設置（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の設置（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)　耐圧強化ベント系の設置（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4系統を使用する。

ａ．原子炉停止時冷却系

ｂ．低圧注水系

ｃ．格納容器スプレイ冷却系

ｄ．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。

なお，低圧注水系については，「3.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第47条に対する設計方針を示す章）」で示す。

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。

(5)　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，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

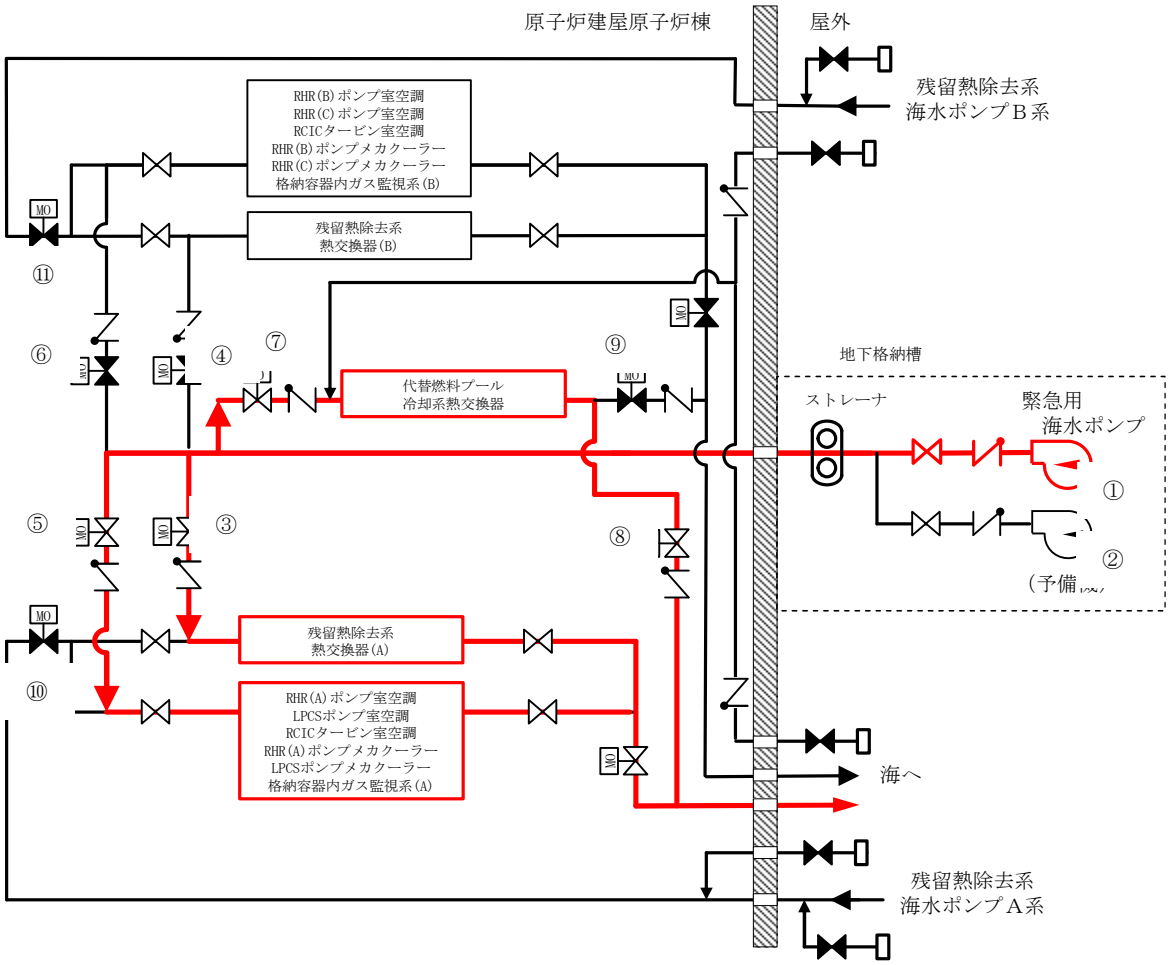
緊急用海水系は，残留熱除去系海水系が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に，この機能を代替し，原子炉圧力容器及び格納容器からの除熱を行う設計とする。

本系統は，常設の縦型ターボポンプにより残留熱除去系海水系配管を通じて残留熱除去系熱交換器に海水を供給し，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）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ものであり，緊急用海水ポンプ，配管，弁等で構成され，地下埋設の水密化された鉄筋コンクリート製格納槽に設置する設計とする。

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。

本設備は，中央制御室での操作により，ポンプの起動，弁の開閉を実施し，系統構成を行い運転する設計とする。

・ 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】
附属設備	緊急用海水ストレーナ【常設】
水源	－
流路	緊急用海水系配管・弁【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 残留熱除去系海水系配管・弁【常設】
注水先	－
電源設備*1	常設代替交流電源設備【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】 緊急用Ｍ／Ｃ【常設】 緊急用Ｐ／Ｃ【常設】 緊急用ＭＣＣ【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】 緊急用海水系流量（代替燃料プール冷却系熱交換器）【常設】

＊1:単線結線図を補足資料2に示す。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に把握することが必要な原子炉施設の状態。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。

3.5.2.1.2　主要設備の仕様

(1) 緊急用海水ポンプ

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　　：510kW

3.5.2.1.3　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表で示す通り多様性，位置的分散を図った設計とする。緊急用海水ポンプは，残留熱除去系海水系ポンプと位置的分散された地下格納槽に設置する設計とする。また，サポート系として，冷却水は自己冷却とすることで，サポート系起因により残留熱除去系海水系ポンプの冷却水と同時に機能喪失しない設計とし，電源については，常設代替交流電源設備を使用することで，残留熱除去系海水系ポンプの電源（非常用ディーゼル発電機）と同時に機能喪失しない設計とする。

残留熱除去系海水系と緊急用海水系の独立性については，第3.5-3表で示す通り，地震，津波，火災，溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

なお，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，設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備とで兼用しているが，静的機器の故障が系統機能喪失確率に与える影響は軽微であること及び動的機器である弁については，定期的な点検等による健全性の確認，異なる電源設備から電源を供給する設計及び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を考慮し，可能な限り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	不要(自己冷却)	不要(自己冷却)
駆動電源	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備

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，降水及び凍結により機能を損なわない設計とするとともに，使用時，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　想定する環境条件及び荷重条件

考慮する外的事象	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である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	地下格納槽に設置することにより，天候による影響は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ことにより，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響を受けない設計とする。
電磁的影響	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。

(2)　操作性(設置許可基準規則第43条第1項二)

（ⅰ）　要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

（ⅱ）　適合性

基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性について」に示す。

緊急用海水ポンプは，中央制御室にある緊急用海水ポンプのスイッチ

操作で起動する設計とする。

中央制御室の操作スイッチを操作するに当たり，運転員のアクセス性，操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，それぞれの操作対象については，機器の識別が可能な銘板の取り付け等により識別可能とし，運転員の操作・監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

その他操作が必要な電動弁である緊急用海水系ＲＨＲ熱交換器隔離弁，緊急用海水系ＲＨＲ系補機隔離弁，緊急用海水系代替ＦＰＣ系隔離弁及び残留熱除去系熱交換器海水出口流量調節弁については，中央制御室でのスイッチ操作により，遠隔で弁を開閉することが可能な設計とする（上記機器には，それぞれＡ系及びＢ系がある（以下，(4)切り替えの容易性，(5)悪影響の防止において同じ）。第3.5-5表に操作対象機器の操作場所を示す。

(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※

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
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※

※必要に応じ駆動部のハンドルで手動開閉も可能。

(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表に示すように停止中に，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

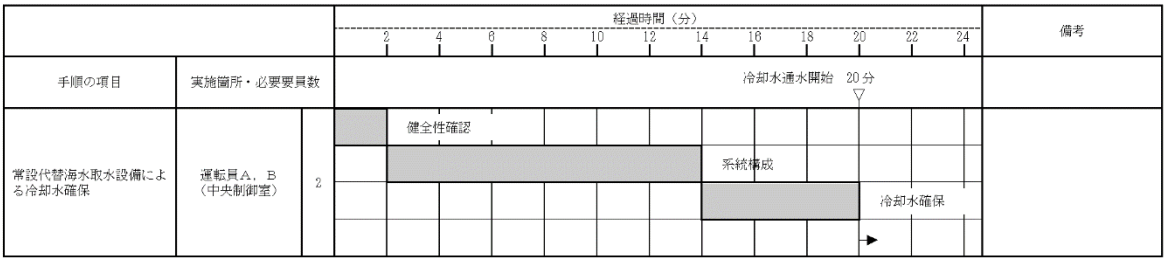
基本方針については，「2.3.4　操作性及び試験・検査性について」に示す。

緊急用海水ポンプは，本来の用途以外の用途には使用しない。

なお，残留熱除去系海水系から緊急用海水系へ切替えるために必要な操作については，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，緊急用海水系代替FPC系隔離弁を開操作し，残留熱除去系熱交換器海水出口流量調節弁を調整開操作することで速やかに切り替えられる設計とする。

これにより第3.5-2図で示すタイムチャートの通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，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，第3.5-7表で示す通り閉運用しておくことで，接続先の系統と分離された状態で保管することとする。

また系統運転時には残留熱除去系海水系と緊急用海水系を同時に使用しない運用とすること及び隔離弁近傍に逆止弁を設けることで，相互の機能に影響を及ぼさない構成とする。

(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

※必要に応じ駆動部のハンドルで手動開閉も可能。

(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。

緊急用海水系の系統構成に必要な機器の設置場所を第3.5-8表に示す。これらの操作は全て炉心損傷前の操作となり，想定される事故時における放射線量は高くない。

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※

※必要に応じ駆動部のハンドルで手動開閉も可能。

3.5.2.1.5　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，ポンプ1台当たり834m^3／h以上を供給可能な設計とする。

緊急用海水ポンプの揚程は，ポンプ1台運転で834m^3／h以上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。

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。

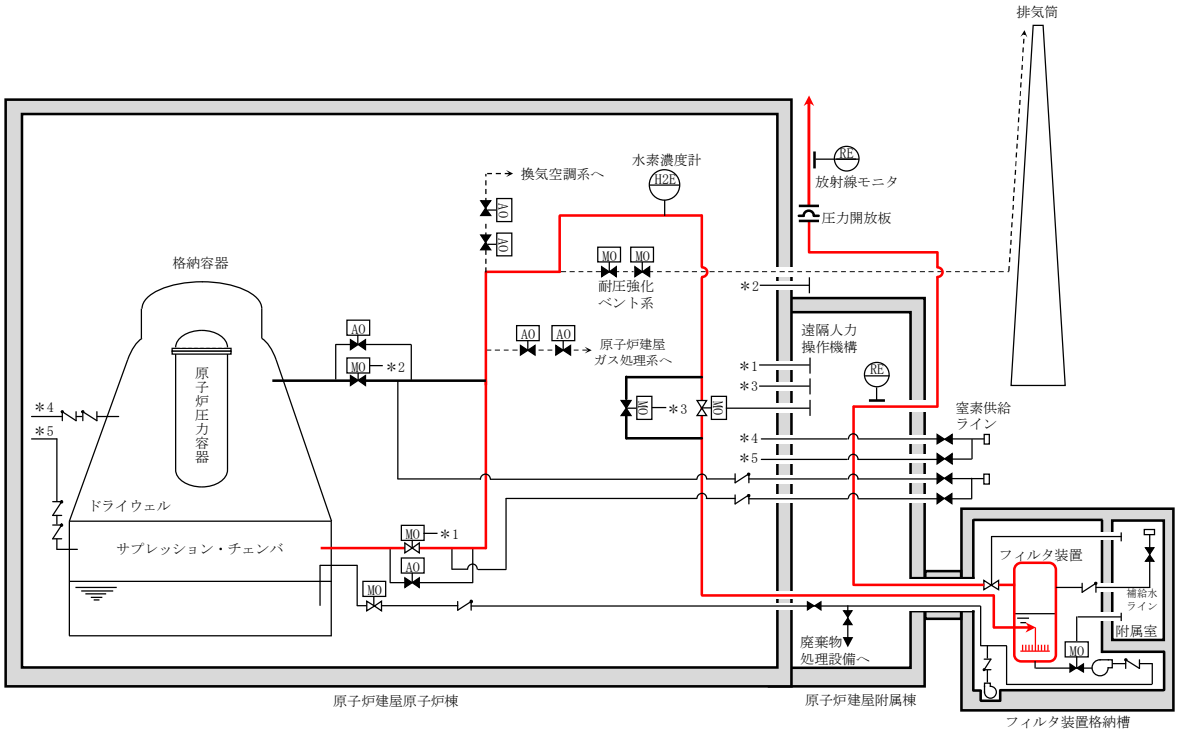
緊急用海水系は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系海水系に対し，多重性又は多様性，位置的分散を図る設計としている。これらの詳細については，3.5.2.1.3 項に記載のとおりである。

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(第48条（最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）においては，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，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り，フィルタ装置，耐圧強化ベント系配管・弁等で構成する。本系統全体の概要図を第3.5-3図に，本設備に属する重大事故等対処設備を第3.5-9表に示す。

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の設備一覧

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】
附属設備	遠隔人力操作機構【常設】 可搬型窒素供給装置【可搬】 移送ポンプ【常設】 フィルタ装置遮蔽【常設】 配管遮蔽【常設】 二次隔離弁操作室【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】 可搬型代替注水大型ポンプ【可搬】
水源	代替淡水貯槽【常設】 淡水貯水池【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	－

設備区分	設備名
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】 緊急用Ｍ／Ｃ【常設】 緊急用Ｐ／Ｃ【常設】 緊急用ＭＣＣ【常設】 緊急用電源切替盤【常設】 所内常設直流電源設備 緊急用直流125V充電器【常設】 緊急用直流125V配電盤【常設】 緊急用直流125V計装用分電盤【常設】 緊急用電源切替盤【常設】 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 可搬型整流器【可搬】 可搬型整流器用変圧器【常設】 可搬型代替低圧電源車接続盤【常設】 可搬型代替直流電源設備用電源切替盤【常設】 緊急用直流125V蓄電池【常設】
計装設備*2	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：単線結線図を補足資料50-2に示す。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。

3.5.2.2.2　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，溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

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，位置的分散が図られた設計とする。

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）	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	不要
水源	サプレッション・プール （格納容器）	不要	不要
駆動用空気	不要	不要	不要
潤滑油	不要(内包油)	不要	不要
冷却水	残留熱除去系海水系	不要	不要
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）	不要	不要

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。	

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。

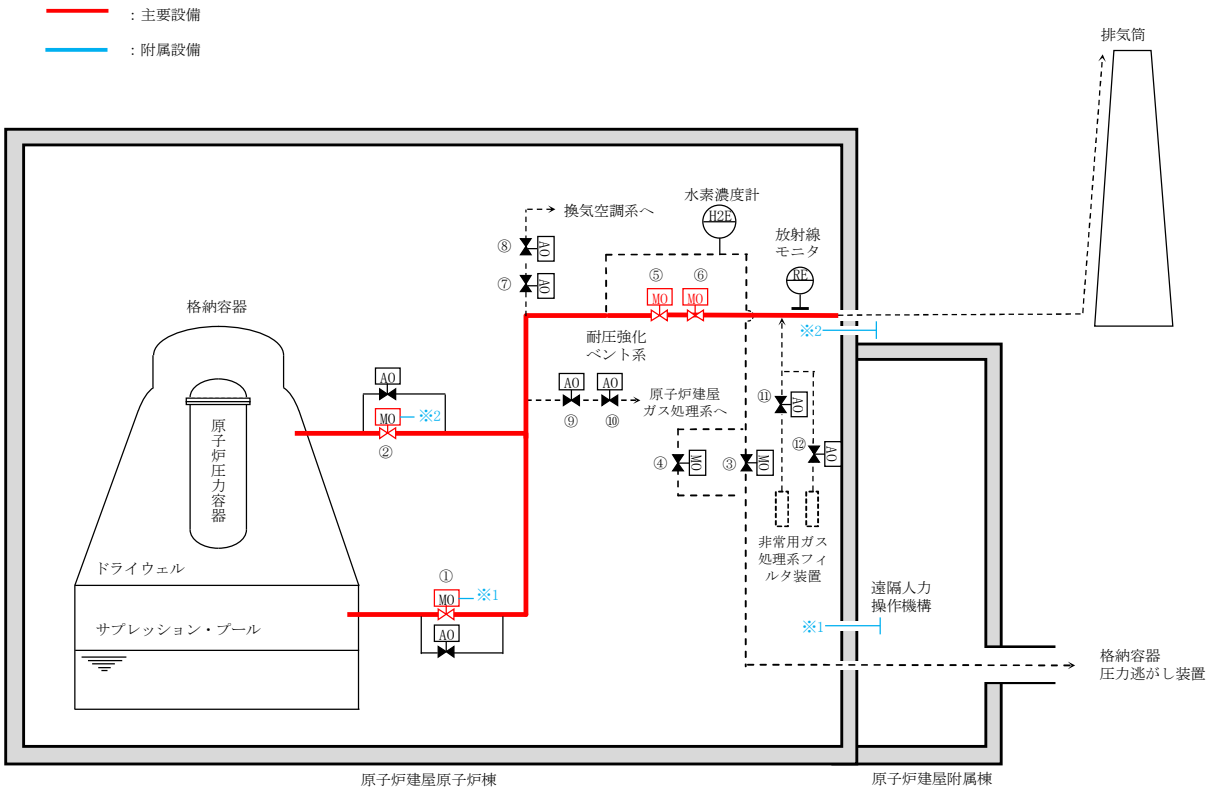
本設備を使用する際には，サプレッション・チェンバ内でのスクラビング効果が期待できるウェットウェルベントを第一優先とするが，サプレッション・チェンバ側のベントラインが水没した場合は，ドライウェル側からベントを行う。ドライウェルベントを行った際には，サプレッション・チェンバ内の圧力は真空破壊弁を経由してドライウェルへ排出する。

本設備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設備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。

本設備は，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。

本設備全体の概要図を第3.5-4図に，本設備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　耐圧強化ベント系の設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	－
附属設備	遠隔人力操作機構【常設】
水源	－
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	－

設備区分	設備名
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】 緊急用Ｍ／Ｃ【常設】 緊急用Ｐ／Ｃ【常設】 緊急用ＭＣＣ【常設】 緊急用電源切替盤【常設】 所内常設直流電源設備 緊急用直流125V充電器【常設】 緊急用直流125V配電盤【常設】 緊急用直流125V計装用分電盤【常設】 緊急用電源切替盤【常設】 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 可搬型整流器【可搬】 可搬型整流器用変圧器【常設】 可搬型代替低圧電源車接続盤【常設】 可搬型代替直流電源設備用電源切替盤【常設】 緊急用直流125V蓄電池【常設】
計装設備	ドライウェル雰囲気温度【常設】*2 サプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】*2 格納容器圧力(Ｄ／Ｗ)【常設】*2 格納容器圧力(Ｓ／Ｃ)【常設】*2 耐圧強化ベント系放射線モニタ【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。単線結線図を補足資料48-2-1に示す。

＊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に把握することが必要な原子炉施設の状態については，「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。

3.5.2.3.2　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並びに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条への適合状況

(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

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　想定する環境条件及び荷重条件

考慮する外的事象	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟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考慮した上で機器が損傷しないことを確認する。(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ことを確認する。

耐圧強化ベント系の操作は，中央制御室にて操作可能な設計とする。

(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，人力での操作により，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。

(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

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
		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については，原子炉停止中に弁開閉試験を実施することで機能・性能が確認可能な設計とする。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。

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	(弁) 分解検査	弁部品の分解検査（非破壊検査を含む）又は取替
	(弁) 機能・性能検査	漏えい確認
		開閉試験
	(遠隔人力操作機構) 機能・性能検査	遠隔操作ハンドルによる操作時の弁，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。

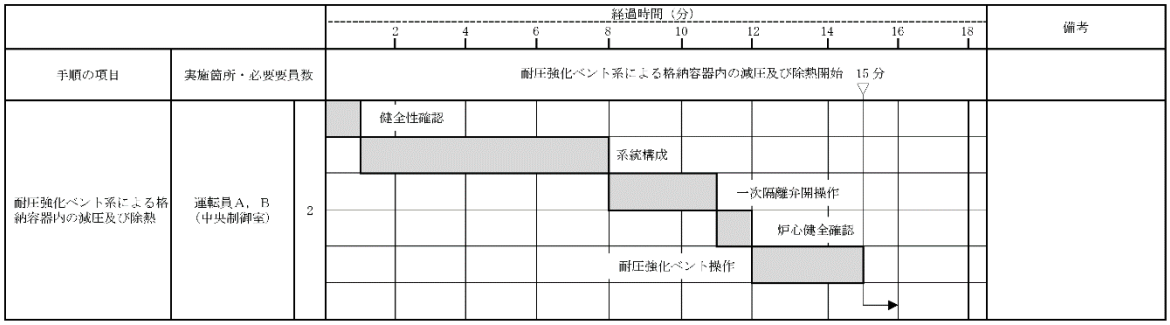
（ⅱ） 適合性

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，第3.5-5図で示すタイムチャートの通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。

一方で，重大事故等発生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。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)については，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閉状態の確認又は閉操作を行うことで悪影響の防止を図る設計とする。

(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	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
換気空調系	一次隔離弁	空気駆動	通常時閉 電源喪失時閉
原子炉建屋ガス処理系 (非常用ガス処理系フィルタ装置出口側)	第一隔離弁 (フィルタ装置出口隔離弁Ａ／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※	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

機器名称設	設置場所	操作場所
		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

3.5.2.3.5　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。

(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。

耐圧強化ベント系は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3)　設計基準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，残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)と共通要因によって同時に機能が失われることはない。

(第3.5-10表)

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原子炉格納容器内（以下「格納容器内」という。）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，原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の破損を防止するため，格納容器内の圧力及び温度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。

(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））

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)ポンプの機能喪失又はサプレッション・プール水を水源として使用できない場合に，地下埋設されている常設低圧代替注水系格納槽内に設置され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)とは異なる代替淡水貯槽を水源として，ドライウェル内にスプレイすることで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ことができる設計とする。

(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））

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)ポンプの機能喪失又はサプレッション・プール水を水源として使用できない場合においても，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，津波の影響を受けない可搬型重大事故等対処設備の西側保管場所及び南側保管場所に保管した可搬型代替注水大型ポンプを用い，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て，ドライウェル内にスプレイすることで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ことができる設計とする。

(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））

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)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，代替循環冷却系ポンプにて，サプレッション・プールを水源として，原子炉圧力容器に注水することにより，原子炉又は残存溶融炉心を冷却する。

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及び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又はディーゼルエンジン駆動)，冷却源(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，常設設備である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し，常設代替交流電源設備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った設計とする。可搬設備である可搬型代替注水大型ポンプについては，西側保管場所及び南側保管場所に保管し，使用時には，屋外から原子炉建屋の異なる

面の隣接しない位置に設置する接続口に接続可能とすることで，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。

(4) 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発生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。

(5) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）

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経由して冷却し，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（格納容器スプレイ冷却系）ポンプにて，残留熱除去系の熱交換器を経由して冷却し，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。

(6) 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）

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（サプレッション・プール冷却系）ポンプにて，残留熱除去系の熱交換器を経由して冷却し，サプレッション・プールに戻す。

(7) 残留熱除去系海水系

残留熱除去系海水系は，残留熱除去系熱交換器に海水を供給し，残留熱除去系の水と熱交換させることにより，原子炉設備の非常用機器で発生する熱を冷却除去する機能を有する。本系統は，想定される重大事故等発生時においても，非常用機器，残留熱除去機器等の冷却を行うための機能を考慮する。

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。

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)　消火系を用いた代替格納容器スプレイ冷却の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)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，炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため，自主対策設備として消火系を用いた格納容器スプレイ手順を整備する。

本系統は，耐震Ｓクラス設計ではないが，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。

(9)　補給水系を用いた代替格納容器スプレイ冷却の実施

設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)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，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため，自主対策設備として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，耐震Ｓクラス設計ではないが，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(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。

(10) ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器除熱

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。

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を用いて残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプの電源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）復旧の手順については，「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 1.6.2.1（2）a.（a）残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ電源復旧後の格納容器除熱及び(b)残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプ電源復旧後のサプレッション・プール除熱

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 1.6.2.2（2）a.（a）残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）電源復旧後の格納容器除熱及び(b) 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプ電源復旧後のサプレッション・プール除熱

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　主要設備

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，格納容器内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，電源設備である常設代替交流電源設備，水源である代替淡水貯槽，流路である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・スプレイヘッダ及び注入先である格納容器等から構成される。

重大事故等発生時においては，代替淡水貯槽を水源として，常設低圧代替注水系ポンプ常設低圧代替注水系ポンプ2台のうち1台により，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。

本系統の駆動電源は，常設代替交流電源設備から，代替所内電源設備である緊急用Ｍ／Ｃ，緊急用Ｐ／Ｃ母線電圧を介して給電できる設計とする。

水源である代替淡水貯槽は，水位低下時においても，可搬型代替注水大型ポンプを用いて，複数の代替淡水源（淡水貯水池Ａ，Ｂ）より補給可能な設計とする。また，海水を使用する場合は防潮堤の内側に設置しているＳＡ用海水ピットより，可搬型代替注水大型ポンプを用いて，代替淡水貯槽又は淡

水貯水池Ａ，Ｂに補給可能な設計とする。

本系統の操作に当たっては，中央制御室での弁操作により系統構成を行った後，中央制御室の操作スイッチにより常設低圧代替注水系ポンプを起動し，格納容器へのスプレイを行う。

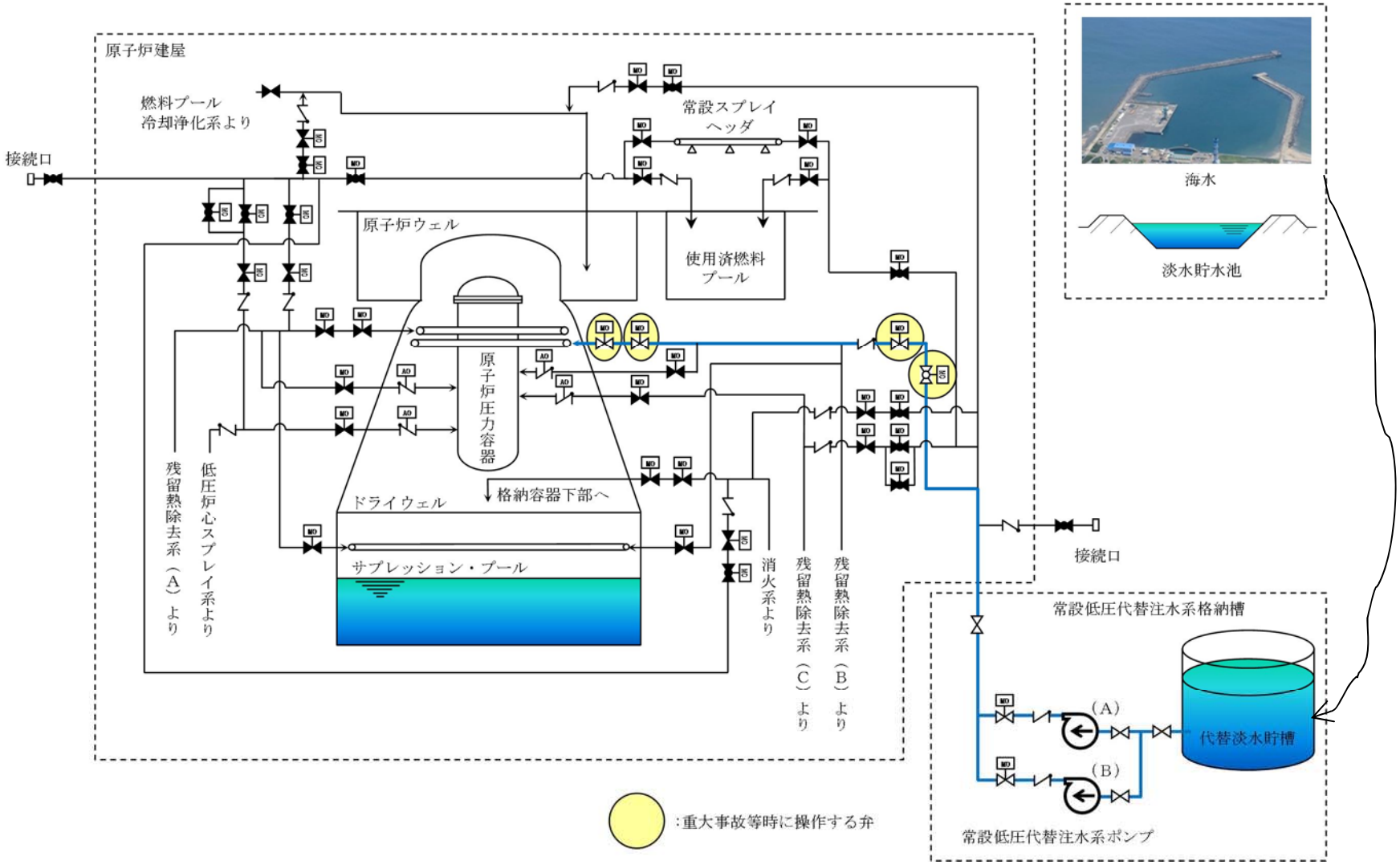
第3.6-1表　代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に関する重大事故等対処設備一覧

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】
附属設備	－
水源（水源に関する流路，電源設備を含む）＊1	代替淡水貯槽【常設】
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	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】 緊急用Ｍ／Ｃ【常設】 緊急用Ｐ／Ｃ【常設】 緊急用ＭＣＣ【常設】 緊急用電源切替盤【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：単線結線図を補足資料49-2に示す。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に把握することが必要な原子炉施設の状態。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。



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

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

種　類　　：ターボ形

容　量　　：約200m^3／h／台

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

電動機出力　　：190kW／台

3.6.2.1.3　代替格納容器スプレイ冷却系の多様性，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無いよう，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。ポンプについては，残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)ポンプと位置的分散された常設低圧代替注水系格納槽に設置する常設低圧代替注水系ポンプを使用する設計とする。常設低圧代替注水系のサポート系として，冷却水は自己冷却とすることで，残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)ポンプの冷却水と同時に機能喪失しない設計とする。電源については，常設代替交流電源設備を使用することで，残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)ポンプの電源（非常用ディーゼル発電機）と同時に機能喪失しない設計とする。水源については，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（格納容器スプレイ冷却系）の水源であるサプレッション・プールと同時に機能喪失しない設計とする。電動弁については，駆動部に設けるハンドルにて手動操作も可能な設計とすることで，電動駆動に対し多様性を持たせた設計とする。

残留熱除去系と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の独立性については，第3.6-3表で示すとおり，地震，津波，火災，溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

なお，配管・弁の静的機器の故障（破断，漏えい等）は想定していないことから，残留熱除去系格納容器スプレイ弁及び残留熱除去系スプレイラインの配管については共用している（残留熱除去系ドライウェルスプレイ弁等の動的機能については，残留熱除去系とは異なる電源を供給する設計とする）。

第3.6-2表　代替格納容器スプレイ冷却系の多様性

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）
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
冷却水	残留熱除去系海水系	不要 （自己冷却）
駆動電源	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備
	原子炉建屋附属棟地下1階	屋外

第3.6-3表　残留熱除去系と代替格納容器スプレイ冷却系の独立性

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（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の環境条件及び荷重条件を考慮し，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　想定する環境条件及び荷重条件

考慮する外的事象	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である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，設備への影響がない設計とする。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2　耐震設計の基本方針」に示す）。
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	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。

(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）を運転する場合は，緊急用電源切替盤にて，電源を常設代替交流電源設備からの受電に切替え，その後常設低圧代替注水系ポンプを起動し，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の系統構成として，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，残留熱除去系（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイ弁を開操作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注水弁，代替格納容器スプレイ流量調整弁，残留熱除去系（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイ弁については，中央制御室の格納容器補助盤からの遠隔操作（スイッチ操作等）で弁を開閉することが可能な設計とする。

また，常設低圧代替注水系ポンプについては，中央制御室からの遠隔操作（スイッチ操作等）で起動する設計とする。なお，ポンプの起動・停止・運転状態及び弁の動作状況については，中央制御室の表示灯・モニタ等で視認可能であり，定期的な試験及び検査等にて確認可能な設計とする。操作対象機器を第 3.6-5 表に示す。

中央制御室の操作スイッチを操作するに当たり，運転員等のアクセス性，操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また，それぞれの操作対象については，機器の識別が可能な銘板の取り付け又は表示等により，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。

(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	操作場所	操作方法
常設低圧代替注水系ポンプ（A）	起動停止	中央制御室	スイッチ操作
常設低圧代替注水系ポンプ（B）	起動停止	中央制御室	スイッチ操作
緊急用切替盤	受電元の切替	中央制御室	切替操作
残留熱除去系（B）D／Wスプレイ弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
代替格納容器スプレイ注水弁	弁閉→弁開	中央制御室	スイッチ操作
代替格納容器スプレイ流量調整弁	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，「2.3.6 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，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である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，弁体等の部品の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。分解検査においては，浸透探傷試験により，性能に影響を及ぼす指示模様の有無を確認する。また，目視により，性能に影響を及ぼす恐れのあるき裂，打こん，変形及び摩耗の有無を確認する。

また，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，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

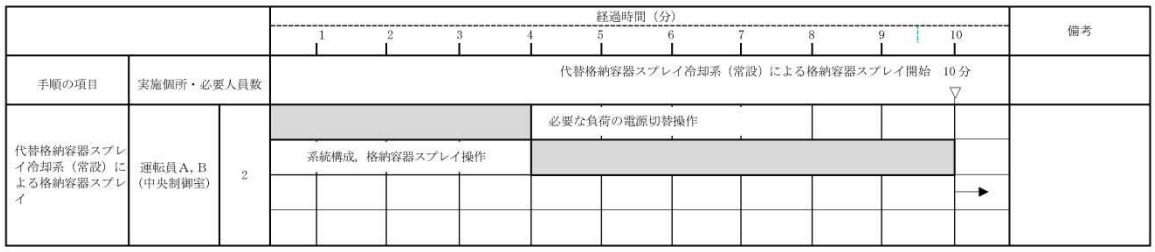
基本方針については，「2.3.6 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系と一部の配管を共用していることから，重大事故等発生時に対処するために系統構成を切り替える必要がある。切替操作としては，緊急用電源切替盤にて，電源を常設代替交流電源設備からの受電に切替え，その後常設低圧代替注水系ポンプを起動し，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の系統構成として，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，残留熱除去系（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイ弁を開操作する。

切替操作対象機器については第3.6-5表に示したとおりとなる。

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及び系統の切替に必要な弁である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，残留熱除去系（Ｂ）Ｄ／Ｗスプレイ弁は，中央制御室から遠隔操作する設計とすることで，第3.6-2図で示すタイムチャートとおり，格納容器スプレイが要求されるタイミングより十分速い段階で切り替えが完了できる設計とする。

(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

(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は，通常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することで他系統と隔離する系統構成としており，取合系統である残留熱除去系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。また，代替格納容器スプレイ冷却系は，格納容器スプレイ時に同時にペデスタル（ドライウェル部）に注水する場合も，他系統に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。

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	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	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。中央制御室で操作する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

3.6.2.1.5　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）として使用する常設低圧代替注水系ポンプは，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台当たり150m^3／h以上を注水可能な設計とし，2台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。

（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。

代替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，悪影響防止について」に示す。

代替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残留熱除去系に対し，多重性又は多様性，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，原子炉格納容器内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，燃料設備である可搬型設備用軽油タンク，タンクローリ，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・スプレイヘッダ及び注水先である原子炉格納容器等から構成される。

重大事故等発生時においては，代替淡水貯槽を水源とし，可搬型代替注水大型ポンプ1台により，代替淡水貯槽の淡水又は海水を，残留熱除去系配管を経由して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。

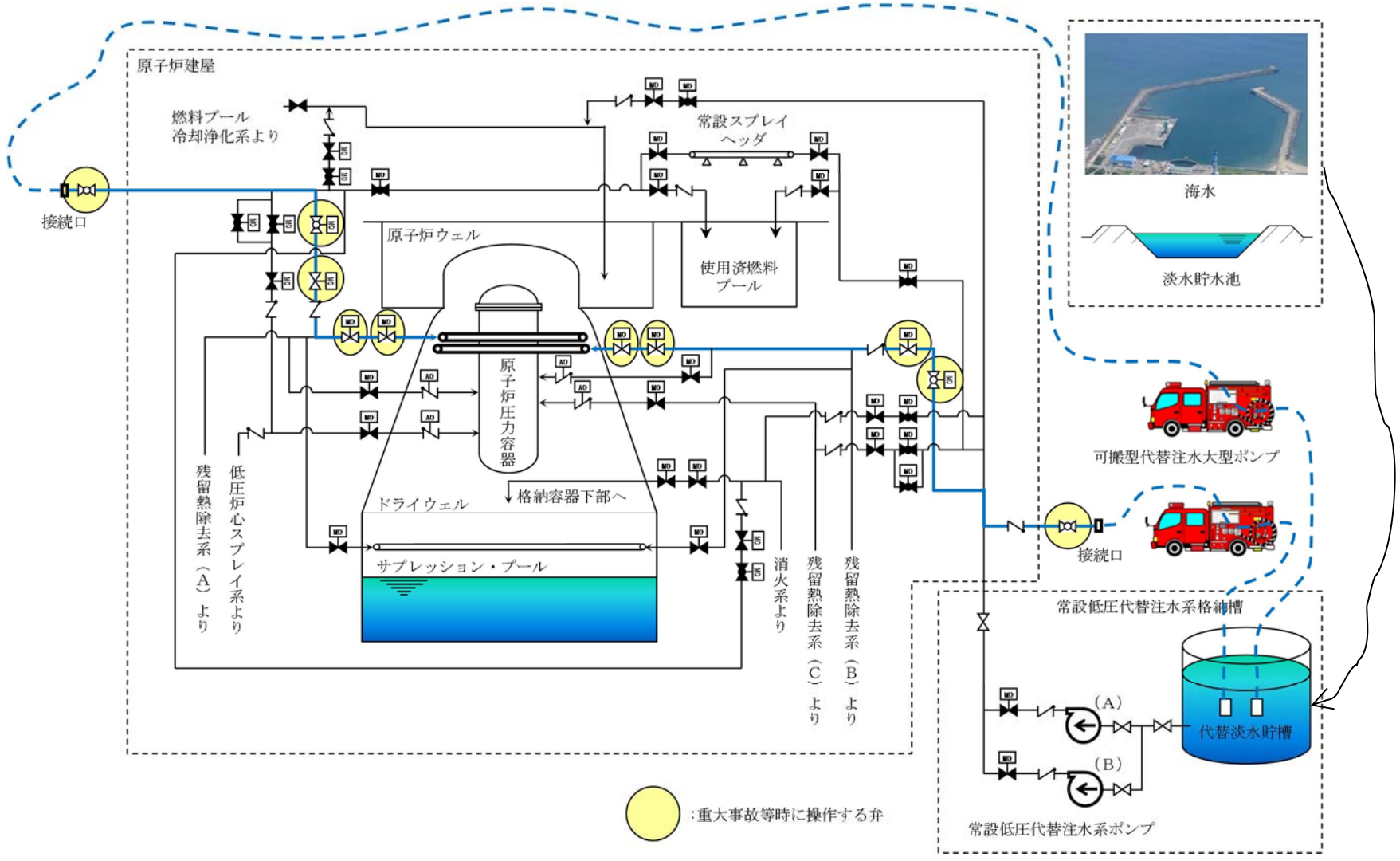
可搬型代替注水大型ポンプは，ディーゼルエンジンにて駆動できる設計とし，燃料は可搬型設備用軽油タンクよりタンクローリを用いて給油できる設計とする。

本系統の操作に当たっては，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，可搬型代替注水大型ポンプを起動し運転を行う。

また，海水を利用する場合は，防潮堤の内側に設置しているＳＡ用海水ピ

ットより代替淡水貯槽または淡水貯水池へ補給できる設計とする（「3.13重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」）。

また，可搬型代替注水大型ポンプを使用する際に接続する外部接続口は，共通の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に，位置的分散を考慮して，原子炉建屋の異なる面（原子炉建屋西側及び東側）の隣接しない位置に設置する。



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】
附属設備	－
水源（水源に関する流路，電源設備を含む）＊1	代替淡水貯水槽【常設】 ＳＡ用海水ピット【常設】
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	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】 緊急用Ｍ／Ｃ【常設】 緊急用Ｐ／Ｃ【常設】 緊急用ＭＣＣ【常設】 緊急用電源切替盤【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
計測制御設備＊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：水源への補給に必要となる設備については，「3.13重大事故等の収束に必要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：単線結線図を補足資料49-2に示す。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。

＊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に把握することが必要な原子炉施設の状態。なお，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。

3.6.2.2.2 主要設備の仕様

(1) 可搬型代替注水大型ポンプ

種類　　：うず巻形

容量　　：約1,440m^3／h／台

吐出圧力　：約1.40MPa[gage]

最高使用圧力：1.4MPa[gage]

最高使用温度：60℃

原動機出力　：847kW

個数　　：2(予備1)

使用箇所　：屋外

保管場所　：西側，南側保管場所

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，独立性及び位置的分散

可搬型代替注水大型ポンプは，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵プールの冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故等対処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，第3.6-10表に示すとおり，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（常設）と位置的分散を図り，水源及び駆動源についても多様性を備えた設計とする。

また，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）と格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の独立性については，第3.6-11表で示すとおり地震，津波，火災，溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

さらに，故障の影響を考慮し，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　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）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	屋外（可搬型設備保管場所）	
水源	サプレッション・プール	代替淡水貯槽	代替淡水貯槽	ＳＡ用海水ピット
駆動用空気	不要	不要	不要	
潤滑油	不要（内包油）	不要	不要	
冷却水	残留熱除去海水系	不要（自滑水）	不要	
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	不要（車両附属のディーゼルエンジン）	
	原子炉建屋附属棟地下１階	屋外	屋外	

第 3.6-11 表　代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）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

3.4.2.2.4.1　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。

可搬型代替注水大型ポンプは，西側保管場所及び南側保管場所に保管し，重大事故時に原子炉建屋の接続口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，屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，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，設置個所から操作可能である。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　環境条件

考慮する外的事象	対応
温度，圧力，湿度，放射線	保管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対策及び凍結対策を行える設計とする。
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）。原子炉格納容器へのスプレイは，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，設備への影響のない設計とする。
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うえで機器が損傷しないことを確認し，治具や輪留めにより固定する。
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，機能を有効に発揮できる設計とする。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能が損なわれないことを確認する。

(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，「2.3.6　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の配置及びホース接続を実施し，原子炉建屋西側又は東側接続口の弁，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が完了した後，可搬型代替注水大型ポンプを起動し，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スプレイ弁を開とすることで，格納容器スプレイ冷却を行う。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西側又は東側接続口付属の弁（屋外）については，接続口が設置されている原子炉建屋西側（屋外）又は東側（屋外）から手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。

また，可搬型代替注水大型ポンプについては，可搬型代替注水大型ポンプ操作盤の操作スイッチによる操作で起動する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプ操作盤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，それぞれの操作対象については，機器の識別が可能な銘板の取り付け又は表示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。

可搬型代替注水大型ポンプは，接続口まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な車両設計とするとともに，設置場所にて治具や輪止めにより固定する設計とする。

ホースの接続作業に当たっては，特殊な工具は必要とせず，簡便な接続金物方式並びに一般的な工具，揚重設備（車両付）により，確実に接続が可能な設計とする。

（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	屋外設置位置
接続口付属の弁（原子炉建屋東側（屋外））	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
接続口付属の弁（原子炉建屋西側（屋外））	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口位置
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）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，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である。

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，原子炉運転中又は停止中に，ポンプ部品（羽根車・油圧ユニット等）の状態を確認する分解検査が可能な設計とし，使用状況に応じ取替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。分解検査時の部

品の確認においては，浸透探傷試験により，性能に影響を及ぼす指示模様の有無を確認する。また，目視により，性能に影響を及ぼす恐れのあるき裂，打こん，変形及び摩耗の有無を確認する。

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
	分解検査	ポンプ・油圧ユニットまたは弁を分解し，部品の表面状態を，試験及び目視により確認※1

※1　ポンプ・油圧ユニットは使用状況に応じた計画的取替を考慮する。

（49-5-1,2）

(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

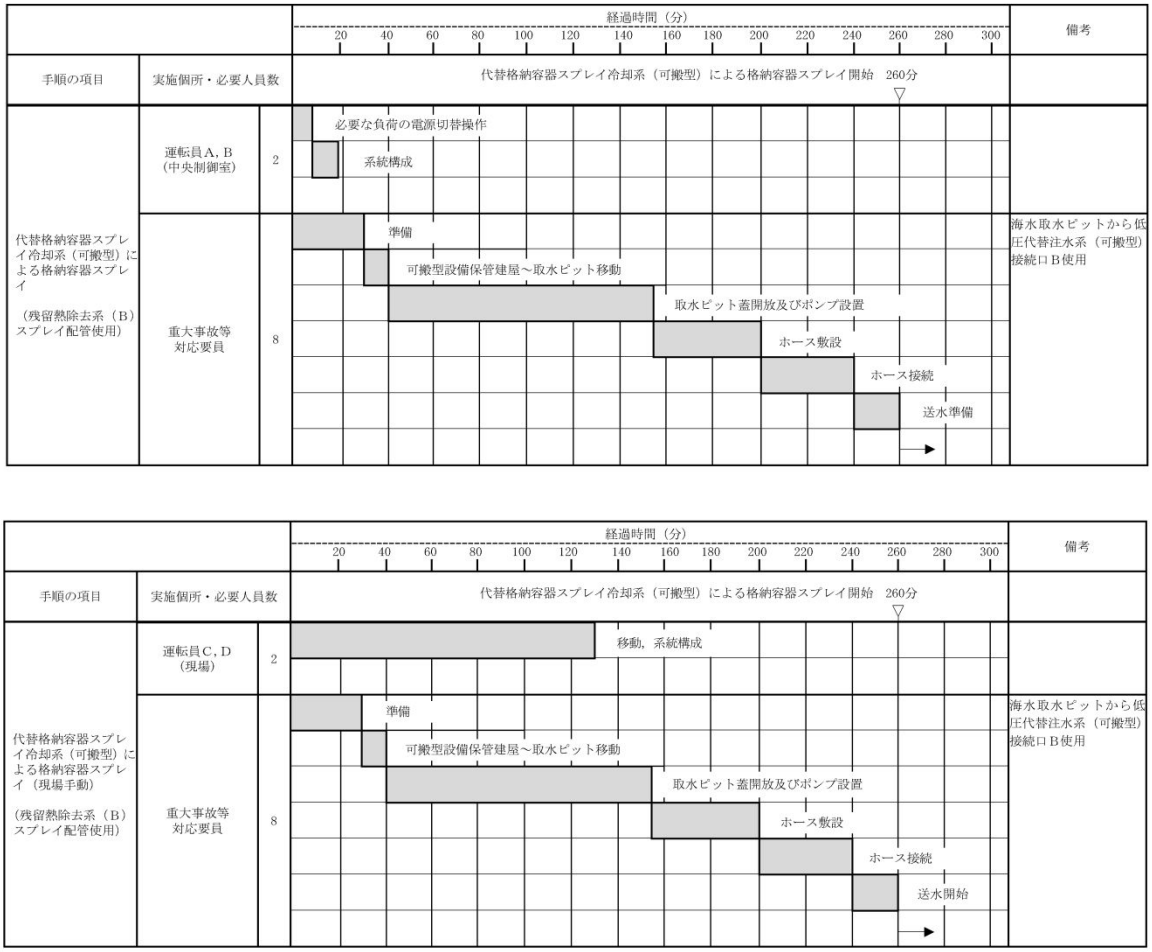
本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては，通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

（ⅱ）　適合性

基本方針については，「2.3.6　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，本来の用途以外の用途には使用しない。

可搬型代替注水大型ポンプの移動，設置，起動操作及び系統の切替えに必要な弁操作については，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である。



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

(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。

また，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）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。

可搬型代替注水大型ポンプは，設置場所において，治具や輪止めにより固定することで転倒を防止し，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，原子炉建屋西側又は東側接続口付属の弁（屋外），ホースは屋外に設置されている。作業は屋外の放射線量が高くなるおそれが少ない状況で実施可能であることから操作が可能であると考えるが，作業に当たっては，放射線量を確認し，適切な放射線防護対策で作業安全確保を確認した上で作業を実施する。仮に線量が高い場合は，線源からの離隔距離をとること，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	屋外設置位置	屋外設置位置
接続口付属の弁（原子炉建屋東側（屋外））	屋外接続口位置	屋外接続口位置
接続口付属の弁（原子炉建屋西側（屋外））	屋外接続口位置	屋外接続口位置
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 項への適合状況

(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台あたり約1,440m^3／h以上をスプレイ可能な設計とし，1台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。

可搬型代替注水大型ポンプは，重大事故等発生時において，格納容器へのスプレイに必要な流量を確保するために1セット1台使用する。保有数は2セットで2台と，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計3台を保管する。

(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，簡便な接続方式である接続金物にすることに加え，接続口の口径を統一することで確実に接続ができる設計とする。

なお，可搬型代替注水大型ポンプの接続箇所は，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型），格納容器頂部注水系（可搬型），格納容器下部注水系（可搬型）及び代替燃料プール注水系（可搬型）にも使用するこ

とができるよう，上記の簡便な接続方式及び口径の統一を図った設計とする。

(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）である可搬型代替注水大型ポンプの接続箇所である接続口は，重大事故等発生時の環境条件，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，接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設ける設計とする。

接続口は，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。

代替格納容器スプレイ冷却系である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における放射線を考慮しても作業への影響はないと想定しているが，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に配置することにより，これら設備の設置及び常設設備との接続を可能とする。　また，現場での接続作業に当たっては，簡便な接続金物により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。

(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）である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（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ及び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配置する設計とする。

(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）である可搬型代替注水大型ポンプは，通常時は可搬型設備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いても，保管場所から接続場所までの運搬経路について，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。

(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

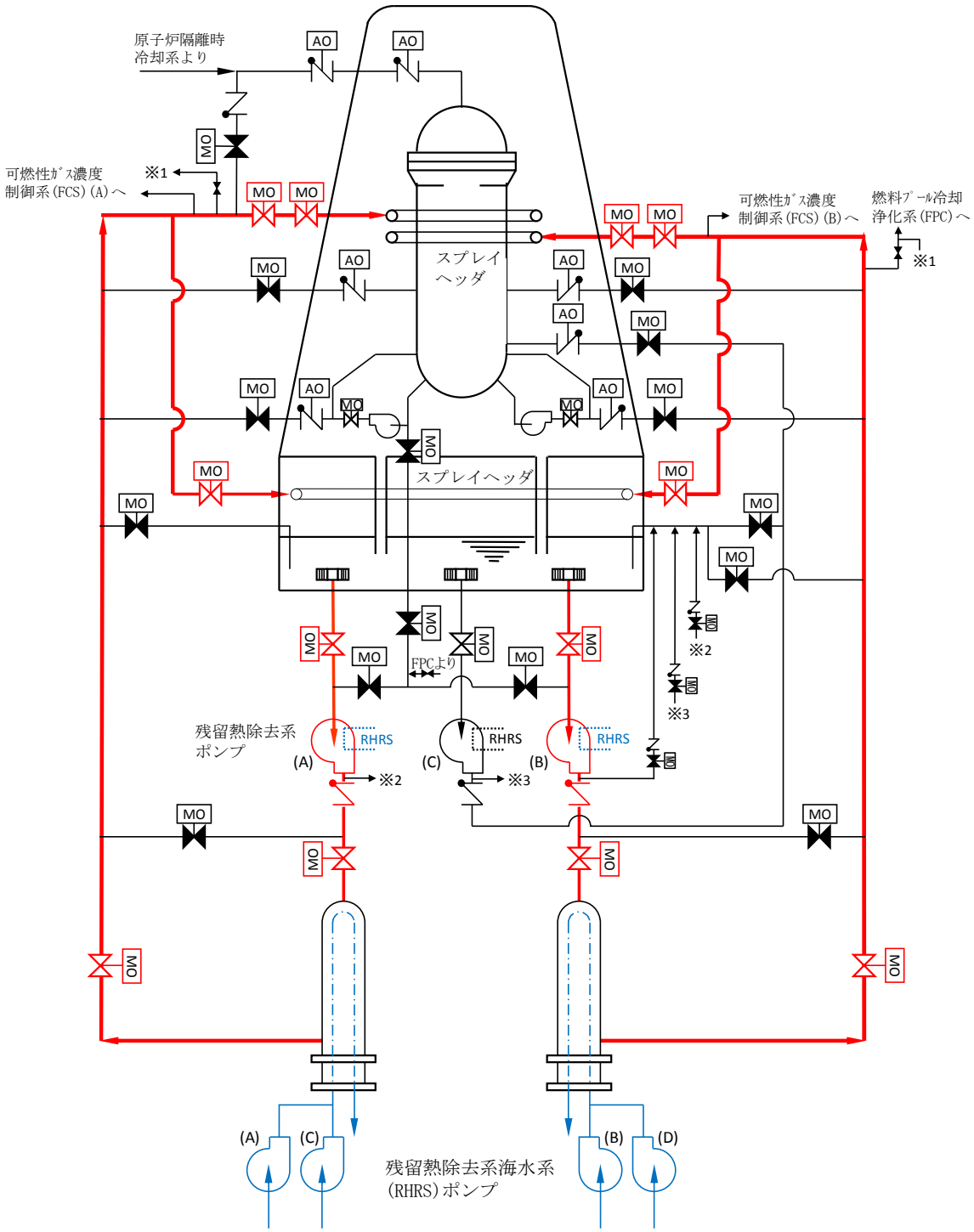
残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は，独立した2系統で構成し，低圧注水系等と連携して，1系統で再循環配管破断による冷却材流出のエネルギ，崩壊熱及び燃料の過熱にともなう燃料被覆管（ジルカロイ）と水との反応による発生熱を除去し，原子炉格納容器内圧力及び温度が異常上昇することを緩和する。

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台，熱交換器2基，スプレイヘッダ，配管・弁等からなり，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3.6-15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発生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。



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 3.6-15 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（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】
付属設備	残留熱除去系海水系ポンプ【常設】
水源（水源に関する流路，電源設備を含む）＊1	サプレッション・プール【常設】
流路	残留熱除去系（格納容器スプレイ）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※2	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※3	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：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に把握することが必要な原子炉施設の状態。なお，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（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ

容量　　：約1,690m^3／hr（1台当たり）

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

基数　　：2

伝熱容量　：約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

3.6.3.1.3　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）については，想定される重大事故等発生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。常設代替交流電源設備の多様性，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（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）熱交換器については，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。

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（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）熱交換器については，設計基準事故時に使用する場合の容量が，重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については，「2.3.2 容量等」に示す。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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及び荷重条件を考慮し，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3.6-16表　想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	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であることを確認する（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	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であることを確認する。

また，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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）については，設計基準事故対処設備として使用する場合と同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）については，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（サプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系熱交換器（サプレッション・プール冷却系）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。

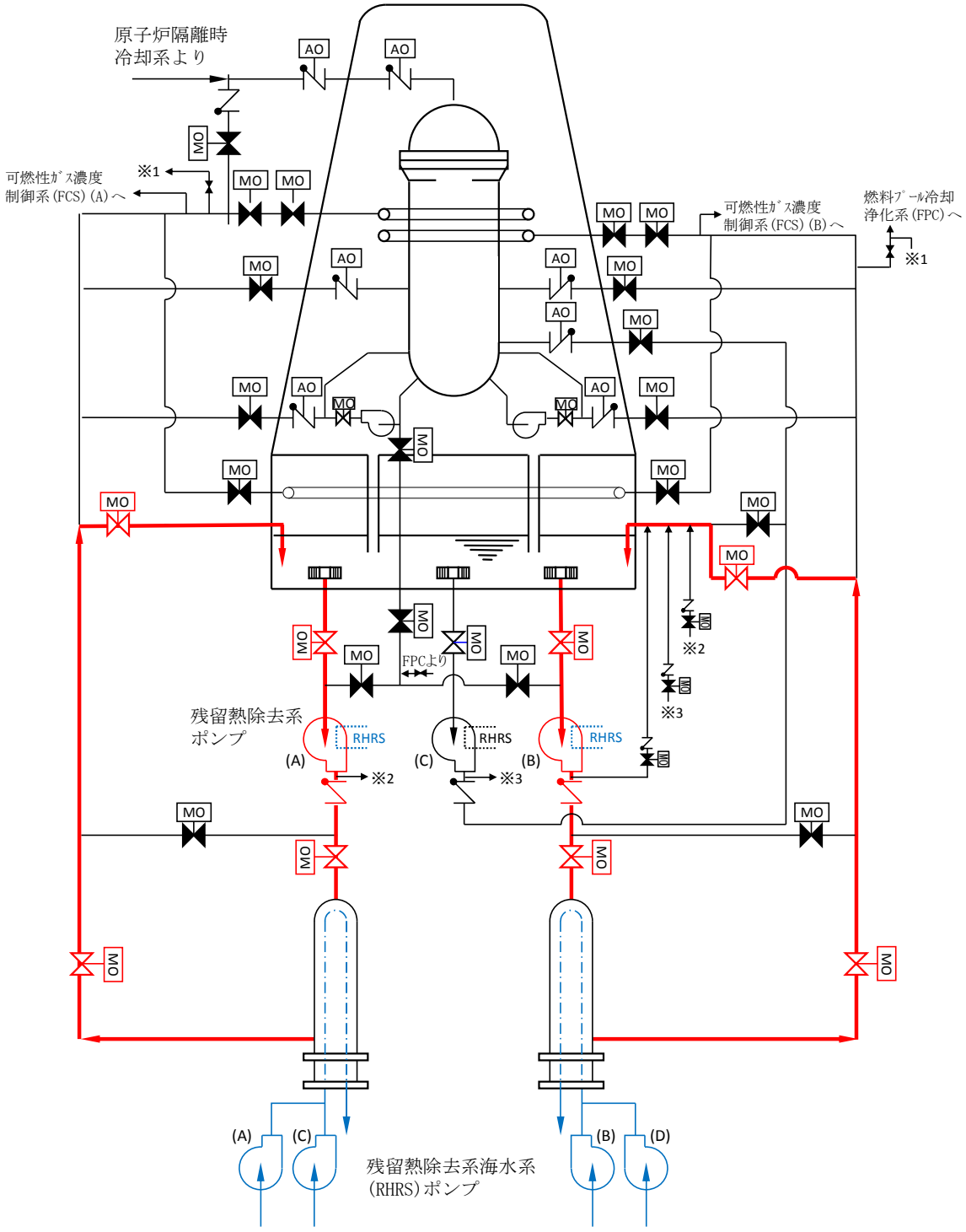
3.6.3.2 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）

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 3.6-17 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発生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。



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 3.6-17 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（サプレッション・プール冷却系）ポンプ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】
付属設備*1	残留熱除去系海水系ポンプ【常設】
水源（水源に関する流路，電源設備を含む）*2	サプレッション・プール【常設】
流路	残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）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：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に把握することが必要な原子炉施設の状態。なお，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

主要設備の仕様を以下に示す。

主要設備の機器使用を以下に示す。

(1) 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプ

容量　　：約1,690m^3／hr（1台当たり）

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

基数　　：2

伝熱容量　：約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

3.6.4.2.3 設置許可基準規則第43 条への適合状況

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）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。

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（サプレッション・プール冷却系）ポンプ及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）熱交換器については，設計基準事故時に使用する場合の容量が，重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については，「2.3.2容量等」に示す。

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプ及び残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）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及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，第 3.6-18 表 に示す設計である。

第3.6-18表　想定する環境条件及び荷重条件

考慮する外的事象	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟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であることを確認する（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	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であることを確認する。

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（サプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系熱交換器（サプレッション・プール冷却系）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。