

東海第二発電所

重大事故等対処設備について

平成 29 年 8 月
日本原子力発電株式会社

目 次

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

3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 【52 条】

3.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備 【53 条】

3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 【54 条】

3.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備 【55 条】

3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備 【56 条】

3.14 電源設備 【57 条】

3.15 計装設備 【58 条】

3.16 原子炉制御室 【59 条】

3.17 監視測定設備 【60 条】

3.18 緊急時対策所 【61 条】

3.19 通信連絡を行うために必要な設備 【62 条】

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

3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備【46 条】

基準適合への対応状況

5. 原子炉冷却系統施設

5.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

5.8.1 概 要

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

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

5.8.2 設計方針

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備として、以下の重大事故等対処設備（過渡時自動減圧機能）を設ける。

a. 過渡時自動減圧機能

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

過渡時自動減圧機能は、原子炉水位異常低下（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転している場合に、逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち 2 個を作動させる減圧自動化ロジックを設けることにより、原子炉を減圧できる設計とする。具体的な設備は、以下のとおりとする。

・過渡時自動減圧機能

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

(2) サポート系故障時に用いる設備

a. 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復

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

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

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・緊急用直流 125V 蓄電池（10.2 代替電源設備）

b. 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備が機能喪失した場合を想定した逃がし安全弁の機能回復のための設備として、以下の重大事故等対処設備（可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復）を設ける。

所内常設直流電源設備及び常設代替直流電源設備が喪失した場合を想定した逃がし安全弁の機能回復のための可搬型重大事故防止設備及び可搬型重大事故緩和設備（可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復）として、可搬型代替直流電源設備の可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を使用する。

逃がし安全弁（自動減圧機能）は、可搬型代替低圧電源車より可搬型

整流器を介して給電することで、機能を回復できる設計とする。

可搬型代替低圧電源車の燃料は、可搬型設備用軽油タンクより、タンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型代替低圧電源車（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型整流器（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型設備用軽油タンク（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリ（10.2 代替電源設備）

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

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、所内常設直流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備の全てが機能喪失した場合を想定した逃がし安全弁の機能回復のための設備として、以下の重大事故等対処設備（逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復）を設ける。

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

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、逃がし安全弁（自動減圧機能）のうち2個の自動減圧機能用電磁弁へ給電することで、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池

d. 高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、不活性ガス系の機能喪失を想定した逃がし安全弁の機能回復のための可搬型重大事故防止設備及び可搬型重大事故緩和設備（高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復）として、高圧窒素ガスポンベを使用する。

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

また、高圧窒素ガス供給系（非常用）は、格納容器の圧力が設計圧力の2倍となった場合においても確実に作動できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・高圧窒素ガスポンベ

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

a. 逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉の減圧

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

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）

(4) インターフェイスシステムLOCA発生時に用いる設備

a. 逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉の減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、インター

フェイスシステム L O C A 発生時に原子炉冷却材の格納容器外への漏えい量を抑制するための常設重大事故防止設備（逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉の減圧）として、逃がし安全弁（自動減圧機能）を使用する。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）

b. 原子炉冷却材の漏えい量抑制

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、インターフェイスシステム L O C A 発生時に原子炉冷却材の格納容器外への漏えい量を抑制するための常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉の減圧）として、残留熱除去系 A 系注入弁，残留熱除去系 B 系注入弁，残留熱除去系 C 系注入弁，高圧炉心スプレイ系注入弁，低圧炉心スプレイ系注入弁，原子炉隔離時冷却系注入弁を使用する。

注入弁は，中央制御室からの遠隔操作ができない場合であっても，現場で人力により手動操作できる設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・ 残留熱除去系 A 系注入弁
- ・ 残留熱除去系 B 系注入弁
- ・ 残留熱除去系 C 系注入弁
- ・ 高圧炉心スプレイ系注入弁
- ・ 低圧炉心スプレイ系注入弁
- ・ 原子炉隔離時冷却系注入弁

逃がし安全弁（自動減圧機能）及び非常用ディーゼル発電機は，設計基準事故対処設備であるとともに，重大事故等時においても使用するため，「1.1.7

重大事故等対処設備に関する基本方針」に示す設計方針を適用する。ただし、多様性、位置的分散等を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち多様性、位置的分散等の設計方針は適用しない。

非常用ディーゼル発電機，常設代替高圧電源装置，緊急用直流 125V 蓄電池，可搬型代替低圧電源車，可搬型整流器，可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリについては「10.2 代替電源設備」に示す。原子炉圧力容器については、「5.1 原子炉圧力容器及び一次冷却材設備 5.1.2 重大事故等時」に示す。

5.8.2.1 多様性，位置的分散

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

過渡時自動減圧機能の論理回路は，自動減圧機能の論理回路とは分離するとともに，論理回路を 2 回路（A 系，B 系）で構成することで，多重化を図る。また，過渡時自動減圧機能及び自動減圧機能の論理回路の電源は，論理回路毎に A 系を電源区分Ⅰ，B 系を電源区分Ⅱとし，電源区分毎に別の制御盤に収納し位置的分散を図る設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び高圧窒素ガスポンベを使用する逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復において，逃がし安全弁（自動減圧機能）は，自動減圧機能用電磁弁の電源を可搬型代替低圧電源車又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池から供給し，駆動用窒素ガスを高圧窒素ガス供給系（非常用）の高圧窒素ガスポンベから供給することで，自動減圧機能用アキュムレータ及び所内常設直流電源設備を用いた弁操作に対し，多様性を持つ設計とする。

高圧窒素ガス供給系（非常用）の高圧窒素ガスポンベは，自動減圧機能用

アキュムレータが設置された格納容器内と異なる区画である原子炉建屋原子炉棟内に設置及び保管することで、位置的分散を図る設計とする。

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

電源設備の多様性、位置的分散については、「10.2 代替電源設備」に示す。

5.8.2.2 悪影響防止

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

逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉の減圧に使用する逃がし安全弁（自動減圧機能）は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

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

原子炉水位異常低下（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力高の検出器からの入力信号並びに論理回路からの作動電磁弁制御信号は自動減圧機能と共有するが、自動減圧機能と隔離装置を用いて信号を分離することで、自動減圧機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

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

逃がし安全弁用蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復に

使用する逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、逃がし安全弁用蓄電池は、設置場所においてベルトによって固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

高圧窒素ガスポンベによる逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復に使用する高圧窒素ガスポンベは、常用の不活性ガス系からの窒素供給圧力が低下した場合に自動的に高圧窒素ガスポンベ供給弁が開となり、通常時の系統から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

インターフェイスシステム L O C A 発生時に、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉の減圧として使用する逃がし安全弁（自動減圧機能）及び原子炉冷却材の漏えい量抑制として使用する残留熱除去系 A 系注入弁，残留熱除去系 B 系注入弁，残留熱除去系 C 系注入弁，高圧炉心スプレイ系注入弁，低圧炉心スプレイ系注入弁，原子炉隔離時冷却系注入弁は，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.8.2.3 容 量 等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

過渡時自動減圧機能は、炉心の著しい損傷を防止するために作動する回路であることから、燃料有効長頂部より高い設定として、原子炉水位異常低下（レベル 1）の信号を使用する設計とする。また、逃がし安全弁（自動減圧機能）が作動すると原子炉冷却材が放出され、その補給に残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプによる注水が必要であることから、原子炉

水位異常低下（レベル１）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系運転の場合に作動する設計とする。

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

高圧窒素ガスポンベは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備であるアキュムレータが有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することができる窒素ガス供給量を有する設計とする。

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

炉心損傷時における高圧熔融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱を防止するために使用する逃がし安全弁（自動減圧機能）は、設計基準事故時の原子炉の減圧機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の弁放出流量が、想定される重大事故等の収束に必要な弁放出流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

インターフェイスシステム L O C A 発生時に原子炉冷却材の格納容器外への漏えい量を抑制するために使用する逃がし安全弁（自動減圧機能）は、設計基準事故時の原子炉の減圧機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の弁放出流量が、想定される重大事故等の収束に必要な弁放出流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

5.8.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

過渡時自動減圧機能は、中央制御室、原子炉建屋付属棟及び原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における当該建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

原子炉の減圧用の弁である逃がし安全弁（自動減圧機能）は、想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように格納容器内に設置し、常用の不活性ガス系からの窒素供給圧力が低下した場合に使用する高圧窒素ガスポンベの容量の設定も含めて、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動操作は中央制御室で可能な設計とする。また、逃がし安全弁（自動減圧機能）は、インターフェイスシステム L O C A 発生時に破損箇所の隔離に失敗する事故時に使用する設備であるため、インターフェイスシステム L O C A 発生時の環境影響を受けない格納容器内に設置し、破損箇所の隔離に失敗する事故時の影響を考慮した設計とする。

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

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

インターフェイスシステム L O C A 発生時に原子炉冷却材の格納容器外への漏えい量を抑制するために使用する隔離弁は、原子炉建屋原子炉棟内に設

置される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮した設計とする。

5.8.2.5 操作性の確保

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

逃がし安全弁（自動減圧機能）の操作は、想定される重大事故等が発生した場合において、中央制御室内の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上、中央制御室における操作盤上でのスイッチ操作により操作可能な設計とする。

過渡時自動減圧機能は原子炉水位異常低下（レベル 1）の検出器を多重化し、残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力確立の条件成立時 2 out of 2 論理にて自動的に信号を発信し現場における操作が不要な設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、中央制御室において逃がし安全弁用可搬型蓄電池を自動減圧機能用電磁弁の電気回路に接続することにより、通常時における電源供給から速やかに切り替えることのできる設計とする。また、車輪の設置により運搬が出来る設計とするとともに、設置場所にてベルトにより固定ができる設計とする。接続は一般的に用いられる工具を用いて確実に接続ができる設計とする。

高圧窒素ガスボンベ及び高圧窒素ガスボンベによる逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復を行う系統は、常用の不活性ガス系からの窒素供給圧力が低下した場合に自動的に高圧ガスボンベ供給弁が開となり、高圧窒素ガスボンベの窒素ガスを自動減圧機能用アキュムレータに供給する設計とする。

また、高圧窒素ガスポンベは、人力又はポンベ運搬台車による移動ができるとともに、必要により設置場所である原子炉建屋原子炉棟内にて、ボンベラックによる固縛等により転倒防止対策が可能な設計とする。接続は一般的に用いられる工具を用いて確実に接続ができる設計とする。

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

インターフェイスシステム L O C A 時に用いる残留熱除去系 A 系注入弁，残留熱除去系 B 系注入弁，残留熱除去系 C 系注入弁，高圧炉心スプレイ系注入弁，低圧炉心スプレイ系注入弁，原子炉隔離時冷却系注入弁は中央制御室からの遠隔操作ができない場合であっても，現場で人力により手動操作できる設計とする。

5.8.3 主要設備及び仕様

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

5.8.4 試験検査

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

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

逃がし安全弁（自動減圧機能）による減圧に使用する逃がし安全弁（自動

円圧機能)は、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により分解検査、機能・性能検査、弁作動確認及び外観検査が可能な設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁(自動減圧機能)の機能回復に使用する逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、外観検査として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことについて表面の状態の確認が行えるとともに、機能・性能試験として、電圧の確認を行うことが可能な設計とする。

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

第 5.8-1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要仕様

(1) 逃がし安全弁

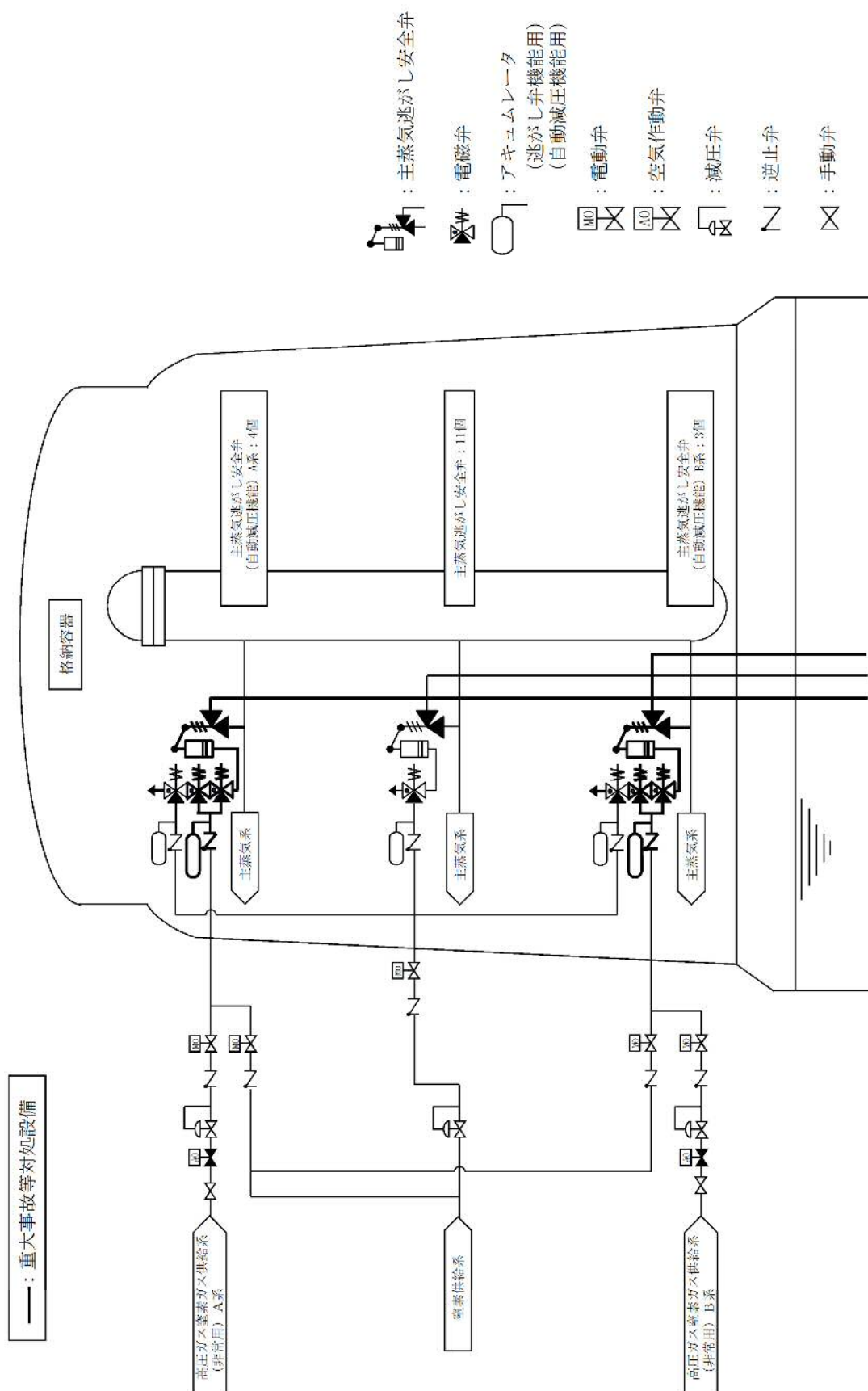
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- 主要仕様については、「5.2 非常用炉心冷却系」に示す。

(2) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池

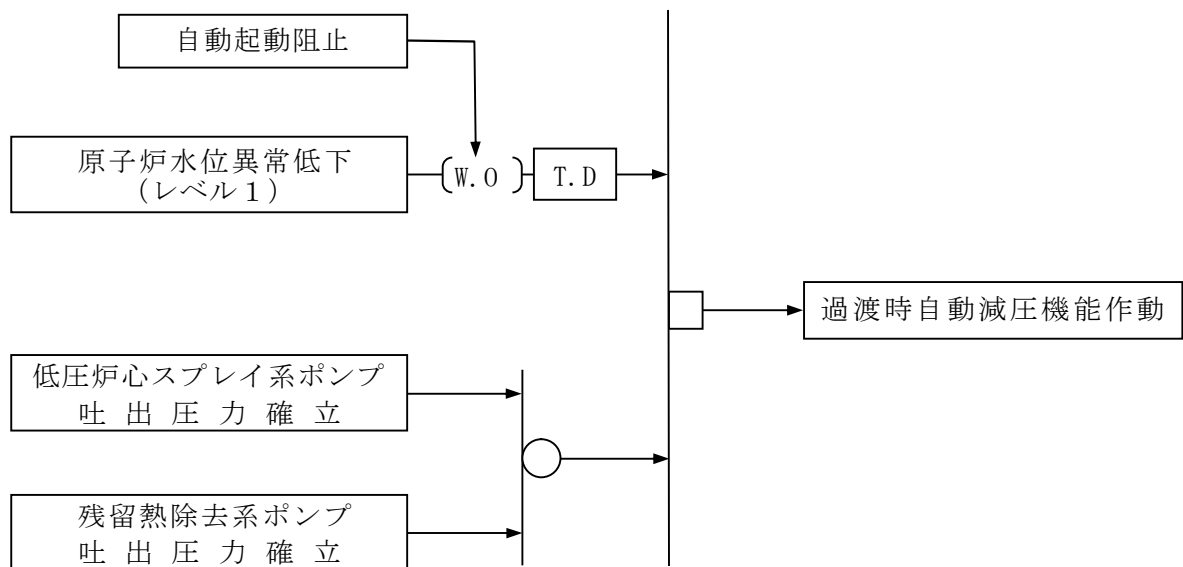
・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	
型 式	リチウムイオン電池
個 数	2 (予備 1)
容 量	2,400Wh
電 圧	125V
使 用 箇 所	中央制御室
保 管 場 所	中央制御室

(3) 高圧窒素ガスボンベ

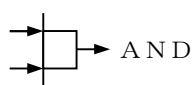
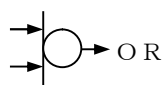
・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	
個 数	10 (予備 10)
容 量	約 47L/個
充 填 圧 力	約 15MPa [gage]



第 5.8-1 図 逃がし安全弁に関する系統概要図



凡 例



(W.O) 信号阻止

T.D 時間遅れ

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

3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備【46条】

< 添付資料 目次 >

3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

3.3.1 設置許可基準規則第46条への適合方針

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

3.3.2 重大事故等対処設備

3.3.2.1 逃がし安全弁

3.3.2.1.1 設備概要

- (1) 逃がし弁機能
- (2) 安全弁機能

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

3.3.2.1.2 主要設備の仕様

- (1) 逃がし安全弁
- (2) 自動減圧機能用アキュムレータ

3.3.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.3.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

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

3.3.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

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

3.3.2.2 過渡時自動減圧機能

3.3.2.2.1 設備概要

3.3.2.2.2 主要設備の仕様

3.3.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.3.2.2.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

- (1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）
- (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

- (3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）
 - (4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）
 - (5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）
 - (6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）
- 3.3.2.2.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針
- (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）
 - (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）
 - (3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）
- 3.3.2.3 逃がし安全弁機能回復（可搬型代替直流電源供給）
- 3.3.2.3.1 設備概要
- 3.3.2.3.2 主要設備の仕様
- (1) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池
 - (2) 可搬型代替低圧電源車
 - (3) 可搬型整流器
 - (4) 可搬型設備用軽油タンク
 - (5) タンクローリ
- 3.3.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針
- 3.3.2.3.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針
- (1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）
 - (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）
 - (3) 試験・検査（設置許可基準規則第43条第1項三）
 - (4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）
 - (5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）
 - (6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）
- 3.3.2.3.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

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

3.3.2.3.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

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

3.3.2.4 逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）

3.3.2.4.1 設備概要

3.3.2.4.2 主要設備の仕様

- (1) 高圧窒素ガスボンベ

3.3.2.4.3 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

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

3.3.2.4.3.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

- (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

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

3.3.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.3.3.1 インターフェイスシステムLOCA隔離弁

3.3.3.1.1 設備概要

3.3.3.1.2 主要設備の仕様

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

3.3.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備【46条】

【設置許可基準規則】

(原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備)

第四十六条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

- 1 第46条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

(1) ロジックの追加

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

(2) 可搬型重大事故防止設備

- a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWRの場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWRの場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。
- b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。
- c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。

3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

3.3.1 設置許可基準規則第46条への適合方針

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

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

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

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

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

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

逃がし安全弁の駆動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合は、可搬型代替直流電源設備からの電源供給により、逃がし安全弁（自動減圧機能）7個の作動が可能な設計とする。

また、駆動回路に逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続することで、逃がし安全弁（自動減圧機能）2個の作動が可能な設計とする。

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

逃がし安全弁（自動減圧機能）の駆動に必要な自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合は、高圧窒素ガス供給系（非常用）の窒素ガスボンベにより、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 L O C A 隔離弁

インターフェイスシステム L O C A 隔離弁である，高圧炉心スプレイ系注入弁，原子炉隔離時冷却系注入弁，低圧炉心スプレイ系注入弁，残留熱除去系 A 系注入弁，残留熱除去系 B 系注入弁及び残留熱除去系 C 系注入弁は，インターフェイスシステム L O C A 時において，弁の手動操作により原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離する機能を有する。

また，技術的能力審査基準への適合のため，復旧手段として，以下を整備する。

(6) 復旧手段の整備

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

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

(7) 逃がし安全弁（逃がし弁機能）の手動操作による減圧

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

(8) タービン・バイパス弁の手動操作による原子炉の減圧

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

(9) 原子炉隔離時冷却系の手動操作による原子炉の減圧

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

(10) 逃がし安全弁機能回復（可搬型窒素供給装置（小型））

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

(11) 代替逃がし安全弁駆動装置による減圧

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

代替主蒸気逃がし安全弁駆動装置による主蒸気逃がし安全弁の駆動は、電磁弁操作を必要とせず、排気ポートから直接主蒸気逃がし安全弁駆動用アクチュエータに高圧窒素ガスを供給することで、主蒸気逃がし安全弁を開操作することができる。代替逃がし安全弁駆動装置は、自動減圧機能用アキュムレータへの窒素ガス供給に時間を要するが、使用可能であれば原子炉圧力バウンダリを冷却する手段として有効である。

3.3.2 重大事故等対処設備

3.3.2.1 逃がし安全弁

3.3.2.1.1 設備概要

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

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

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

炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合は、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、逃がし安全弁（自動減圧機能）を手動開操作により原子炉を減圧することを対策とする。また、インターフェイスシステムLOCA発生時に、中央制御室からの遠隔操作による原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離ができない場合は、一時冷却材の漏えい抑制のため、逃がし安全弁（自動減圧機能）を手動開操作により原子炉を減圧することを対策とする。

逃がし安全弁に関する系統概要図を第3.3-1図に、設備概要図を第3.3-2図に、重大事故等対処設備一覧を第3.3-1表に示す。

(1) 逃がし弁機能

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

18個の逃がし安全弁は、全てこの機能を有している。

(2) 安全弁機能

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

18個の逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

(3) 自動減圧機能

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

18個の逃がし安全弁のうち、7個がこの機能を有している。

また、上記機能とは別に、中央制御室からの遠隔操作により、逃がし弁機能用アキュムレータ又は自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素をアクチュエータのピストンに供給して弁を強制的に開放し、原子炉圧力を制御することができる。

(4) 逃がし弁機能用アキュムレータ

逃がし弁機能用アキュムレータは、逃がし安全弁が逃がし弁機能によって強制的に開放するために必要な駆動用窒素を供給する。逃がし弁機能用アキュムレータは、通常運転時に不活性ガス系より窒素供給されている。

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

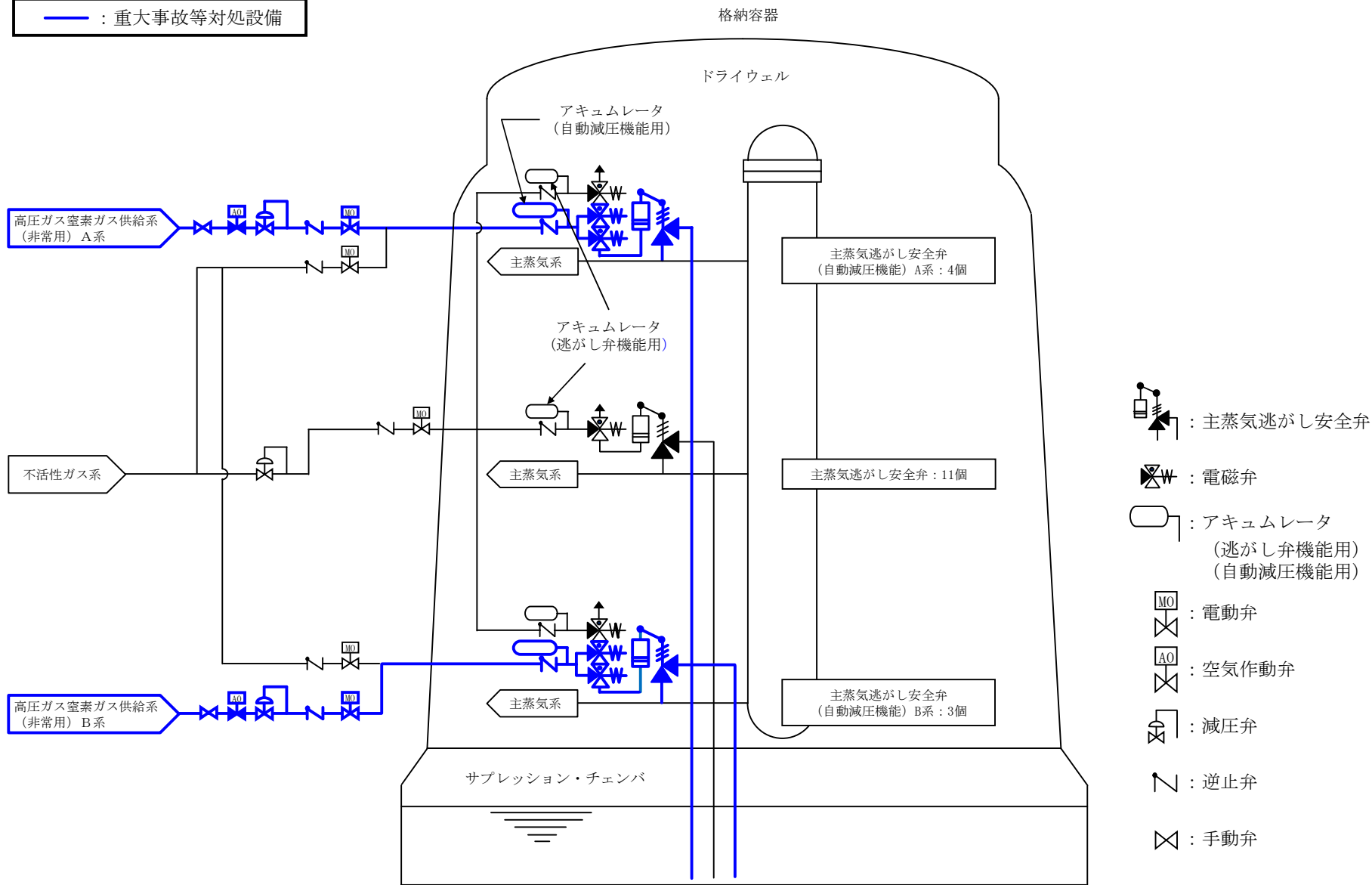
(5) 自動減圧機能用アキュムレータ

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

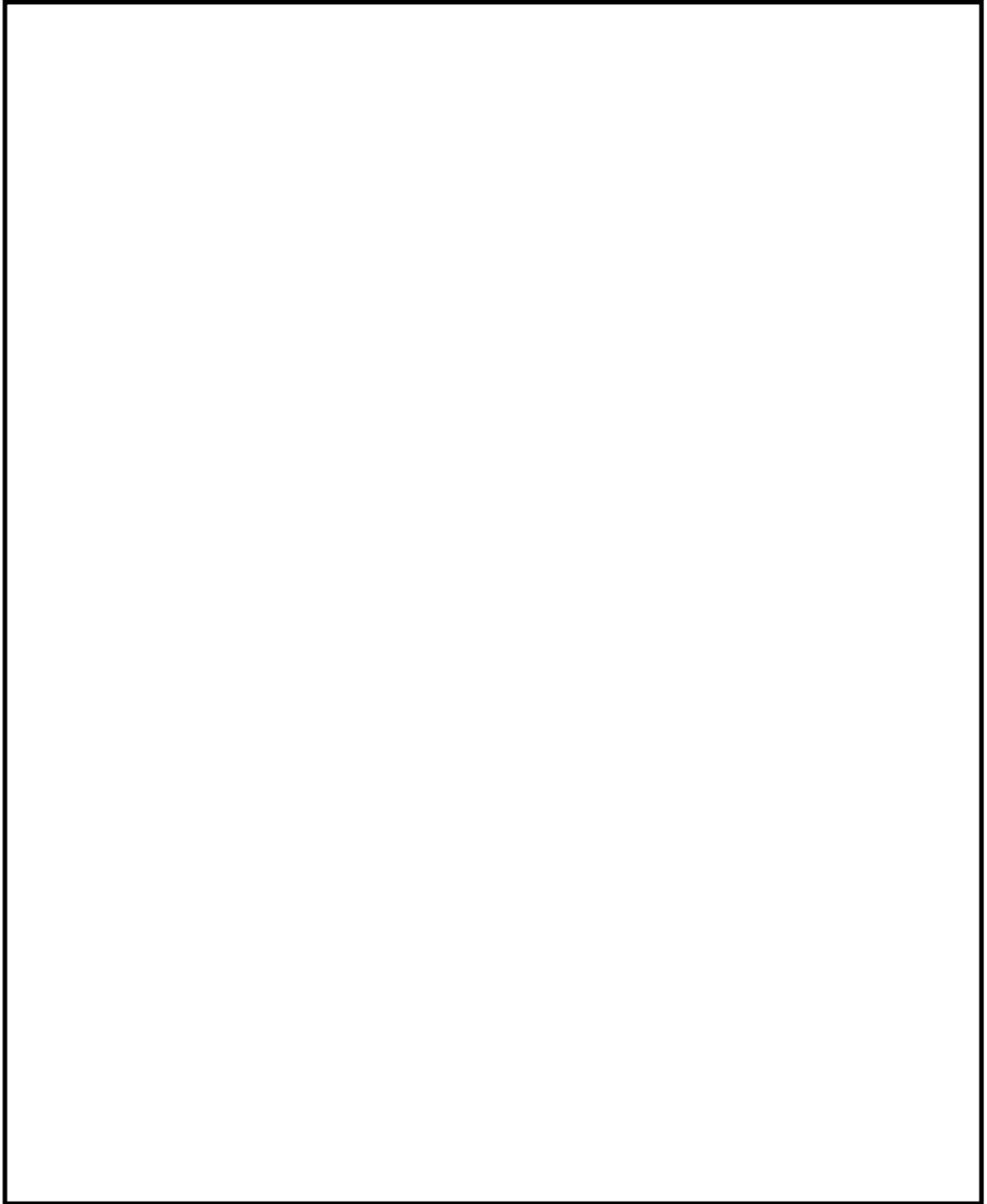
タ作動に必要となる圧力を上回る窒素圧力を蓄えることができる設計とする。

7個の自動減圧機能用アキュムレータは、すべてこの機能を有しており、各々のアキュムレータが各逃がし安全弁（自動減圧機能）に窒素供給が可能な設計とする。

— : 重大事故等対処設備



第 3.3-1 図 逃がし安全弁に関する系統概要図



第 3.3-2 図 逃がし安全弁設備概要図

第3.3-1表 逃がし安全弁に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分		設備名
主要設備		逃がし安全弁【常設】* ¹ 自動減圧機能用アキュムレータ【常設】
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	主蒸気系配管・クエンチャ【常設】
	注水先	—
	電源設備* ² (燃料補給設備含む)	所内常設直流電源設備 125V A系蓄電池【常設】 125V B系蓄電池【常設】 常設代替直流電源設備 緊急用直流125V蓄電池【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型整流器【可搬】 可搬設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
	計装設備* ³	原子炉圧力【常設】 原子炉圧力(SA)【常設】 原子炉水位(広帯域)【常設】 原子炉水位(SA広帯域)【常設】 原子炉水位(燃料域)【常設】 原子炉水位(SA燃料域)【常設】 サプレッション・プール水位【常設】 サプレッション・プール水温度【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)【常設】 原子炉圧力容器温度【常設】 高圧炉心スプレイ系系統流量【常設】 原子炉隔離時冷却系系統流量【常設】 高圧代替注水系系統流量【常設】

設備区分		設備名
関連設備	計装設備* ³	高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力【常設】 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力【常設】 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力【常設】

*1：逃がし安全弁各18個の内、逃がし安全弁（自動減圧機能）は、以下のとおり。

B22-F013B, C, F, H, K, L, R 計7個

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

*3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態計装設備については「3.15計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.3.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 逃がし安全弁

種 類 : バネ式 (アクチュエータ付)
個 数 : 18
取 付 箇 所 : 格納容器内

(安全弁機能)

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

(逃がし弁機能) *1

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

*1：設計基準対象施設としての機能

(2) 自動減圧機能用アキュムレータ

種 類 : 円筒型

個 数 : 7

容量 : 0.25m³

最高使用圧力 : 2.28MPa[gage]

最高使用温度 : 171℃

取付け箇所 : 格納容器内

3.3.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.3.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

逃がし安全弁（自動減圧機能）及び自動減圧機能用アキュムレータは，格納容器内に設置される設備であることから，その機能を期待される重大事故等時における格納容器内の環境条件を考慮し，第3.3-2表に示す設計とする。

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

(46-3-3, 6)

第3.3-2表 想定する環境条件

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

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

逃がし安全弁（自動減圧機能）の操作は，想定される重大事故等が発生した場合において，中央制御室内の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上，中央制御室における操作盤上でのスイッチ操作により操作

可能な設計とする。なお、逃がし安全弁（安全弁機能）は、シリンダー動作による強制開放を必要としない操作不要な設計とする。

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

また、自動減圧機能用アキュムレータは操作不要な設計とする。

以下の第3.3-3表に操作対象機器を示す。

(46-3-3)

第3.3-3表 操作対象機器リスト

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

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

分解検査として、浸透探傷検査により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことについて逃がし安全弁部品表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。

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

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

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

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

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

(46-5-2～6)

第3.3-4表 逃がし安全弁の試験及び検査

原子炉の状態	項目	内容
停止中	分解検査	逃がし安全弁の部品の表面状態を、検査又は目視により確認
	機能・性能検査	安全弁機能による吹出し圧力確認 安全弁機能による作動確認 弁座からの漏えい量確認 自動減圧機能による作動確認
	弁動作確認	遠隔操作による弁開閉状態の確認
	外観検査	逃がし安全弁の外観確認

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

自動減圧機能用アキュムレータは、機能・性能検査として、高圧窒素ガスボンベから窒素ガスを供給することで、アキュムレータからの漏えい確認を行うことが可能な設計とする。

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

第3.3-5表 自動減圧機能用アキュムレータの試験及び検査

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

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

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

逃がし安全弁（自動減圧機能）及び自動減圧機能用アキュムレータは、本来の用途以外の用途として使用するための切り替えが不要であり、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用可能な設計とする。

(46-4-3)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

（i） 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

（ii） 適合性

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

逃がし安全弁（自動減圧機能）及び自動減圧機能用アキュムレータは，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故対処設備として使用することにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(46-4-3)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

（i） 要求事項

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

（ii） 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

逃がし安全弁（自動減圧機能）は、第3.3-6表に示すように格納容器内に設置されている設備であるが、中央制御室からの遠隔操作を可能とすることで、操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ない設計とする。

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

(46-3-3, 6)

第3.3-6表 操作対象機器設置場所

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

3.3.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

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

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

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

逃がし安全弁（自動減圧機能）は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

逃がし安全弁（自動減圧機能）及び自動減圧機能用アキュムレータは，地震，津波，その他の外部事象による損傷の防止が図られた格納容器内に設置することにより，外部からの共通要因により同時に安全機能が損なわれるおそれがない設計とする。

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

逃がし安全弁の多様性又は多重性，位置的分散について，第3.3-7表に示す。

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

第3.3-7表 多様性又は多重性，位置的分散

項目	重大事故等対処設備 (設計基準事故対処設備としての安全機能を兼ねる)				
	逃がし安全弁（自動減圧機能）※				
駆動用窒素供給源	自動減圧機能用アキュムレータ				
	格納容器内				
駆動用電源	所内常設直流電源設備(蓄電池)	常設代替直流電源設備(発電機)	可搬型代替直流電源設備(電源車)	常設代替直流電源設備(蓄電池)	逃がし安全弁用可搬型蓄電池
	原子炉建屋附属棟	屋外	屋外	原子炉建屋附属棟	中央制御室
操作系	インターロック又は手動操作	手動操作	手動操作	手動操作	手動操作
	中央制御室	中央制御室	中央制御室	中央制御室	中央制御室

※：逃がし安全弁（自動減圧機能）は，以下のとおり。

B22-F013B, C, F, H, K, L, R 計7個

3.3.2.2 過渡時自動減圧機能

3.3.2.2.1 設備概要

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

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

過渡時自動減圧機能に関する重大事故等対処設備一覧を第3.3-8表に示す。

第3.3-8表 過渡時自動減圧機能に関する重大事故等対処設備一覧

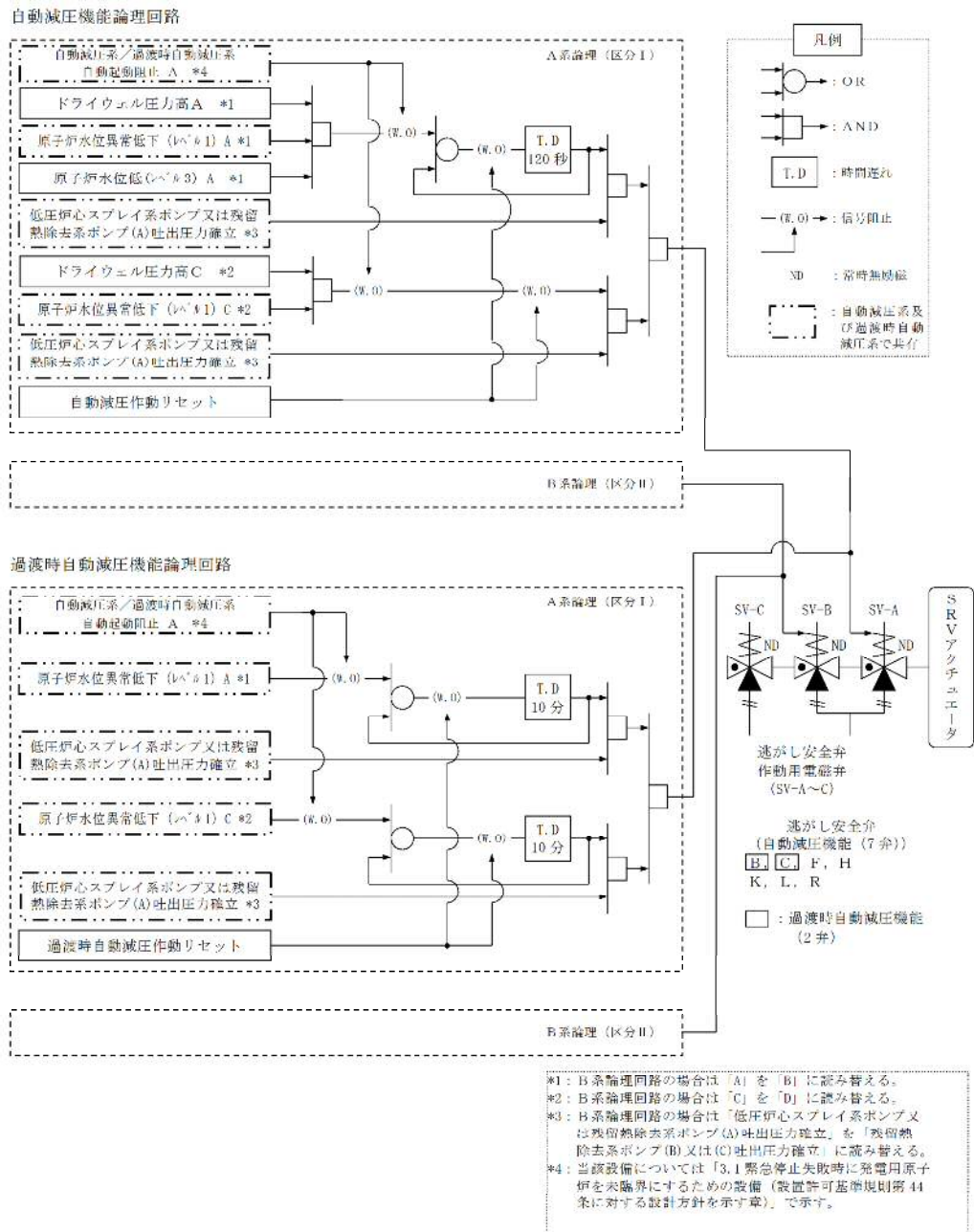
設備区分		設備名
主要設備		過渡時自動減圧機能【常設】
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	—
	注水先	—
	電源設備* ¹ (燃料補給設備含む)	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機【常設】 燃料移送ポンプ【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 燃料デイトank【常設】 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】
	計装設備* ²	原子炉圧力【常設】 原子炉圧力(SA)【常設】 原子炉水位(広帯域)【常設】 原子炉水位(SA広帯域)【常設】 原子炉水位(燃料域)【常設】 原子炉水位(SA燃料域)【常設】 サブプレッション・プール水位【常設】 サブプレッション・プール水温度【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)【常設】 原子炉圧力容器温度【常設】 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力【常設】 常設高圧代替代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力【常設】 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力【常設】

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

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

3.3.2.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を、第3.3-3図に示す。



第 3.3-3 図 過渡時自動減圧機能説明図

3.3.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.3.2.2.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

設計方針については、「2.3.3 環境条件等」で示す。

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

(46-3-2, 3)

第3.3-9表 想定する環境条件

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

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

過渡時自動減圧機能は、原子炉水位異常低下（レベル1）の検出器を多重化し、残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力確立の条件成立時、2 out of 2論理にて自動的に信号を発信し、現場における操作が不要な設計とする。

(3) 試験・検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

過渡時自動減圧機能は、逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）の作動信号を発信する設備であり、運転中に試験又は検査を実施する場合には、誤操作等によりプラントに外乱を与える可能性があるため、第3.3-10表に示すように停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。機能・性能検査として模擬入力による論理回路動作確認が可能な設計とする。また、模擬入力による校正及び設定値確認、タイマーの確認が可能な設計とする。

(46-5-6～9)

第3.3-10表 過渡時自動減圧機能の試験・検査

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

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

過渡時自動減圧機能は、本来の用途以外には使用しない設計とする。

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

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

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

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

過渡時自動減圧機能の論理回路の電源は、異なる配線用遮断器から供給し、遮断器又はヒューズ“切”により、電氣的に分離をすることで、自動減圧機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

(46-11-2～7)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

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

3.3.2.2.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

過渡時自動減圧機能は、炉心の著しい損傷を防止するためのシステムであり、炉心が露出しないように燃料有効長頂部より高い設定とするとともに、原子炉水位異常低下（レベル1）信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。なお、逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動は格納容器へ原子炉の主蒸気を排出することになるため冷却材の放出となり、その補給に残留熱除去系又は低圧炉心スプレイ系による注水が必要であることから、原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転している場合に、当該機器動作のための減圧として逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）2個を作動させる過渡時自動減圧機能論理回路を設ける設計とする。尚、容量は有効性評価で確認している。

(46-6-2, 3)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

敷地内に二以上の原子炉施設はないことから、過渡時自動減圧機能は共用しない。

(3) 設計基準対象設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

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

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

(46-11-2～8)

3.3.2.3 逃がし安全弁機能回復（可搬型代替直流電源供給）

3.3.2.3.1 設備概要

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

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

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

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

第3.3-11表 逃がし安全弁機能回復（可搬型代替直流電源設備）に関する
重大事故等対処設備一覧

設備区分		設備名
主要設備		可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬型整流器【可搬】 可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 可搬型蓄電池 逃がし安全弁用可搬型蓄電池【可搬】
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	—
	注水先	—
	電源設備 ^{*1}	—
	計装設備	—

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

3.3.2.3.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池

型 式 : リチウムイオン電池
個 数 : 2 (予備1)
容 量 : 2,400Wh
電 圧 : 125V
取付箇所 : 中央制御室
保管場所 : 中央制御室

(2) 可搬型代替低圧電源車

エンジン

個 数 : 4 (予備1)

使用燃料 : 軽油

発 電 機 :

個 数 : 4 (予備1)

種 類 : 三相交流発電機

容 量 : 500kVA/台

力 率 : 0.8

電 圧 : 440V

周 波 数 : 50Hz

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

保管場所 : 西側保管場所及び南側保管場所

(3) 可搬型整流器

個 数 : 8 (予備1)

出 力 : 15kW/台

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

保管場所 : 西側保管場所及び南側保管場所

(4) 可搬型設備用軽油タンク

容 量 : 30kL/基

個 数 : 7 (予備1)

設置場所 : 西側保管場所 (地下) 及び南側保管場所 (地下)

(5) タンクローリ

容 量 : 4.0kL/台

個 数 : 2 (予備3)

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

保管場所 : 西側保管場所及び南側保管場所

なお、上記(2)～(5)の電源設備の詳細については「3.14電源設備 (設置許可
基準規則第57条に対する設計方針を示す章)」にて示す。

3.3.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.3.2.3.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

設計方針については，「2.3.3 環境条件等」で示す。

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

第3.3-12表 想定する環境条件

環境条件	対応
温度、圧力、湿度、放射線	保管場所である中央制御室で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため、天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	保管場所で想定される適切な地震荷重との組合せを踏まえ、機器が損傷しないことを確認し、ベルトにより固定する。また、設置場所における転倒防止を考慮し、輪留めによる車両の固定が可能な設計とする。
風（台風）・竜巻・積雪・火山の影響	中央制御室に設置するため、風（台風）、竜巻、積雪及び火山の影響を受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波による影響を考慮した設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

(46-3-4)

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

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

第 3.3-13 表 操作対象機器

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

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

(3) 試験・検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、外観検査として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことについて表面の状態の確認が行えるとともに、機能・性能試験として、電圧の確認を行うことが可能な設計とする。

第3.3-14表 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の試験・検査

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

(46-5-11)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

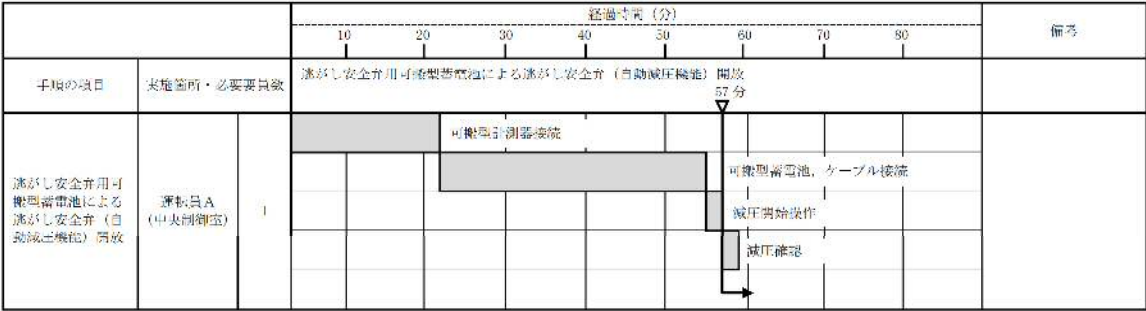
基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等について」に示す。

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

中央制御室において逃がし安全弁用可搬型蓄電池を自動減圧機能用電磁弁の電気回路に接続することにより、通常時における電源供給から速やかに切り替えることのできる設計とする。

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

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



第3.3-4図 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁開放タイムチャート*

＊：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての1.3（冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等）で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，通常時に接続先の系統と分離することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

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

(46-4-5)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

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

(46-3-4)

第3.3-15表 操作対象機器設置場所

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

3.3.2.3.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

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

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

敷地内に二以上の原子炉施設はないことから，可搬型代替低圧電源車，可搬型設備用軽油タンク，タンクローリ及び可搬型整流器は共用しない。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

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

(46-4-4)

3.3.2.3.3.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.2 容量等」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，24時間にわたり逃がし安全弁1個を連続開可能な容量を有するものを2セット（2個）用意する。保有数は2セット（2個），保守点検は電圧測定であり，保守点検中でも使用可能であるため，保守点検用は考慮せずに，故障時による待機除外時のバックアップ用として1セット（1個）を保管する設計とする。

(46-6-4)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続は、接続規格を統一することにより、一般的に使用される工具（ドライバー）を用いて容易かつ確実に接続操作可能な設計とする。

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

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

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

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続は、線源からの隔離距離により放射線量が高くなるおそれ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 S A 設備の 125V A 系蓄電池、125V B 系蓄電池と位置的分散を図り保管及び設置する設計とする。

(46-3-4)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第43条第3項六）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

(46-9-2～7)

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

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

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

また、逃がし安全弁用可搬型蓄電池は可搬設備であるが、125VA系蓄電池及び125VB系蓄電池は常設設備のため、多様性を有する設計とする。

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

第3.3-16表 多様性又は多重性，位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	125V A系蓄電池【常設】 125V B系蓄電池【常設】	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	125V A系蓄電池【常設】 125V B系蓄電池【常設】	逃がし安全弁用可搬型蓄電池【可搬】
	2個	2個 (予備1個)
	125V A系蓄電池【常設】 原子炉建屋付属棟中1階 125V B系蓄電池【常設】 原子炉建屋付属棟1階	原子炉建屋付属棟3階

3.3.2.4 逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）

3.3.2.4.1 設備概要

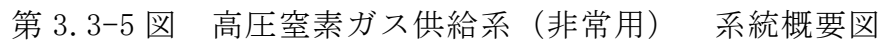
逃がし安全弁（自動減圧機能）7個の駆動に必要な，自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合に備え，高圧窒素ガス供給系（非常用）を設ける。

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

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

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

高圧窒素ガス供給系（非常用）の系統概要図を第3.3-5図に，重大事故等対処設備一覧を第3.3-17表に示す。



第3.3-17表 逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）に関する
重大事故等対処設備一覧

設備区分		設備名
主要設備		高圧窒素ガスポンベ【可搬】
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	高圧窒素ガス供給系（非常用）配管・弁【常設】 自動減圧機能用アキュムレータ【常設】
	注水先	—
	電源設備	—
	計装設備	—

3.3.2.4.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 高圧窒素ガスポンベ

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

3.3.2.4.3 設置許可基準規則第43条第への適合方針

3.3.2.4.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

設計方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧窒素ガスポンベは，原子炉建屋原子炉棟内に設置される設備であることから，その機能を期待される重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し，第3.3-18表に示す設計とする。

(46-3-5)

第3.3-18表 想定する環境条件

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

(46-3-5)

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

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

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

高圧窒素ガスポンベの交換を行う作業場所は、十分な作業空間を確保する。

高圧窒素ガスポンベの交換操作は、一般的に用いられる工具（スパナ等）及び専用工具（ポンベ開閉ハンドル（ポンベコック操作用））を用いて、確実に作業ができる設計とし、操作用工具は、作業場所である原子炉建屋原子炉棟の近傍、アクセスルートの近傍、又は中央制御室内に保管することとする。

また、高圧窒素ガスポンベの高圧窒素ガス供給系（非常用）への接続は、袋ナットによる専用の接続方式により、確実に接続が可能な設計とする。

高圧窒素ガスポンベは、人力又はポンベ運搬台車による移動ができるとともに、必要により設置場所である原子炉建屋原子炉棟内にてポンベラックによる固縛等により転倒対策が可能な設計とする。

第3.3-19表に操作対象機器を示す。

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

第3.3-19表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
高圧窒素ガスボンベ	予備品と交換	原子炉建屋原子炉棟	交換作業

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

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

第3.3-20表 高圧窒素ガス供給系（非常用）の試験・検査

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

高圧窒素ガス供給系（非常用）は、停止中に行う機能・性能検査として、高圧窒素ガスポンベから高圧窒素ガスを供給することで、高圧窒素ガス供給系（非常用）の供給圧力及び系統の漏えい確認を行うことが可能な設計とする。また、自動減圧機能用アキュムレータの圧力が低下した場合に、高圧ガスポンベ供給弁が自動的に開動作することを確認できる設計とする。なお、高圧窒素ガスポンベは、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことについて表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。

高圧窒素ガスポンベは、運転中に行う外観検査として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことについて表面状態の確認を行えるとともに、高圧窒素ガス供給系（非常用）の圧力指示計により規定圧力の確認を行うことが可能な設計とする。

(46-5-10)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

高圧窒素ガス供給系（非常用）は、本来の用途以外の用途として使用するための切り替えが不要であり、高圧窒素ガス供給系（非常用）の使用に当たり切り替えせずに使用できる設計とする。

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

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



第 3.3-6 図 高圧窒素ガス供給系（非常用）による逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保 タイムチャート*

*：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての1.3で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

高圧窒素ガス供給系（非常用）は，自動減圧機能用アキュムレータの圧力が低下した場合に，自動的に高圧ガスボンベ供給弁が開となり，通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成に切り替わることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(46-4-3)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

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

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

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

(46-3-5)

3.3.2.4.3.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

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

負荷に直接接続する可搬型設備である高圧窒素ガスポンベの個数は、必要となる容量を有する個数の1セットに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを1セット確保することで基準に適合させる。

(46-6-5～7)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接

続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

(46-4-3)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあっては、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。

高圧窒素ガスポンベは，原子炉建屋の外から水又は電気を供給する設備ではなく，原子炉建屋原子炉棟内で接続作業を行うことから対象外とする。

(46-3-5)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け，及び常設設備と接続することができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

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

(46-3-5)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項五）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

高圧窒素ガスボンベ及び予備の高圧窒素ガスボンベは，地震，津波，その他の外部事象による損傷の防止が図られた原子炉建屋原子炉棟内に保管する。また，設計基準事故対処設備である多重化された自動減圧機能用アキュムレータと格納容器内外で可能な限り位置的分散を図り，複数箇所に保管する。

(46-8-2)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第43条第3項六）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

高圧窒素ガスボンベの運搬経路は、地震、津波、その他の外部事象による損傷の防止が図られた原子炉建屋原子炉棟内に確保する。

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

(46-9-2～7)

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

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

高圧窒素ガスポンベは，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉建屋原子炉棟に設置し，設計基準事故対処設備である多重化されたアキュムレータと同時に機能を損なうおそれがないように，可能な限り設計基準事故対処設備であるアキュムレータと多様性又は多重性，位置的分散を図る設計とする。

高圧窒素ガスポンベの多様性又は多重性，位置的分散について，第3.3-21表に示す。

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

第3.3-21表 多様性又は多重性，位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	アキュムレータ	高圧窒素ガスポンベ
減圧用の弁	逃がし安全弁	逃がし安全弁 (自動減圧機能)
	18個	7個*
	格納容器内	
駆動用窒素供給源	自動減圧機能用 アキュムレータ	高圧窒素ガスポンベ
	7個	10個 (予備10個)
	逃がし弁機能用 アキュムレータ	—
	18個	—
	格納容器内	原子炉建屋原子炉棟内

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

3.3.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.3.3.1 インターフェイスシステム L O C A 隔離弁

3.3.3.1.1 設備概要

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

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

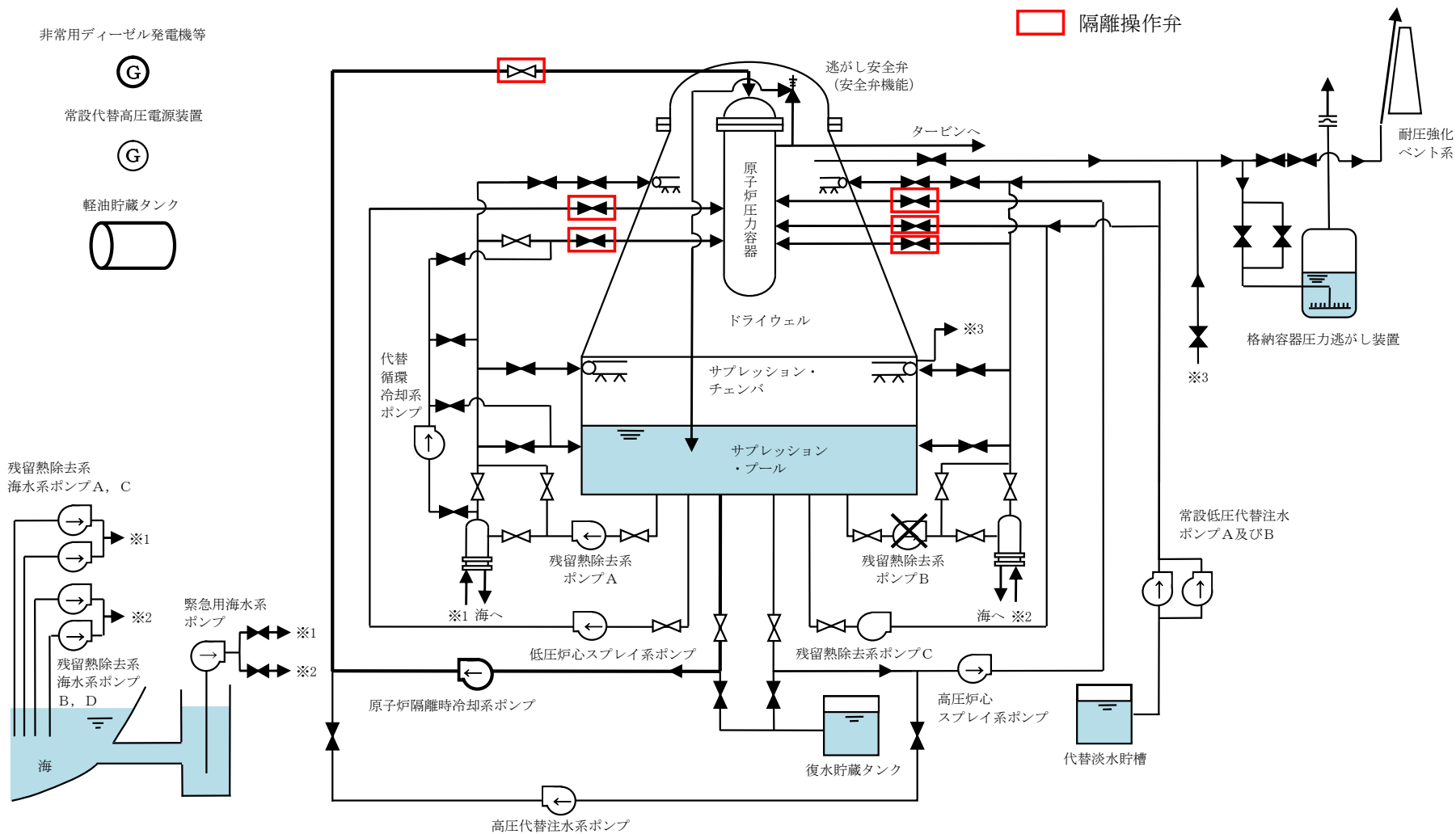
インターフェイスシステム L O C A は，隔離弁の隔離失敗により低圧設計部分が異常に加圧されることで発生するが，逃がし安全弁による原子炉減圧により原子炉冷却材漏えいの抑制を継続し，現場操作による隔離弁の全閉操作を実施することで，破断が発生した系統を隔離する設計とする。

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

本設備の系統概要図を第3.3-7図に，重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を第3.3-22表に示す。

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

第3.3-7 図 インターフェイスシステムLOCA隔離弁 系統概要図



第3.3-22表 インターフェイスシステムLOCA隔離弁に関する
重大事故等対処設備

設備区分		設備名
主要設備		高圧炉心スプレイ系注入弁【常設】 原子炉隔離時冷却系注入弁【常設】 低圧炉心スプレイ系注入弁【常設】 残留熱除去系A系注入弁【常設】 残留熱除去系B系注入弁【常設】 残留熱除去系C系注入弁【常設】
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	—
	注水先	—
	電源設備	—
	計装設備*1	原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（SA）【常設】 原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（SA広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（SA燃料域）【常設】 原子炉圧力容器温度【常設】 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力【常設】 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】 ドライウェル雰囲気温度【常設】 ドライウェル圧力【常設】

*1：主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態計装設備については「3.15計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.3.3.1.2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

(1) 高圧炉心スプレイ系注入弁

最高使用圧力 : 10.7MPa

最高使用温度 : 302℃

個数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟 3階

(2) 原子炉隔離時冷却系注入弁

最高使用圧力 : 10.7MPa

最高使用温度 : 302℃

個数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟 4階

(3) 低圧炉心スプレイ系注入弁

最高使用圧力 : 8.62MPa

最高使用温度 : 302℃

個数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟 3階

(4) 残留熱除去系A系注入弁

最高使用圧力 : 8.62MPa

最高使用温度 : 302℃

個数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟 3階

(5) 残留熱除去系B系注入弁

最高使用压力 : 8.62MPa

最高使用温度 : 302℃

個数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟 3階

(6) 残留熱除去系C系注入弁

最高使用压力 : 8.62MPa

最高使用温度 : 302℃

個数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟 3階

3.3.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

インターフェイスシステムLOCA隔離弁は、想定される重大事故等時に重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用するため、「2.3 重大事故対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

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

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

インターフェイスシステムLOCA隔離弁については、原子炉建屋原子炉棟内に設置される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、第3.3-23表に示す設計である。

第3.3-23表 想定する環境条件

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

また，インターフェイスシステムLOCA隔離弁は，設置場所である原子炉建屋原子炉棟内にて手動で操作可能な設計であり，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

基本方針については「2.3.3 環境条件等」に示す。

インターフェイスシステムLOCA隔離弁は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また，インターフェイスシステムLOCA隔離弁については，発電用原子炉の運転中に機能・性能検査を，また，停止中に分解検査を実施可能な設計である。

基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を
冷却するための設備【47 条】

基準適合への対応状況

5. 原子炉冷却系統施設

5.9 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

5.9.1 概 要

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

また、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系が健全であれば、重大事故防止設備（設計基準拡張）として使用する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の系統概要図を第 5.9-1 図から第 5.9-6 図に示す。

5.9.2 設計方針

(1) 原子炉運転中の場合に用いる設備

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

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの故障等により、原子炉の冷却機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備（低圧代替注水系

（常設）による原子炉注水）として、常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を使用する。

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

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 常設低圧代替注水系ポンプ
- ・ 代替淡水貯槽
- ・ 常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）

常設低圧代替注水系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置より受電できる設計とする。その他、設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水

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

代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（C）を介して原子炉圧力容器へ注水できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプは、ディーゼルエンジンにて駆動できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの燃料は、可搬型設備用軽油タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ

- ・代替淡水貯槽
- ・可搬型設備用軽油タンク（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリ（10.2 代替電源設備）

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

代替淡水貯槽又は複数の淡水源（高所淡水池，北側淡水池）の淡水が枯渇した場合は，防潮堤内側の取水箇所（S A用海水ポンプピット）から，可搬型代替注水大型ポンプを用いて補給可能な設計とする。系統の詳細については，「9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備」に示す。

b．サポート系故障時に用いる設備

(a) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水系）の復旧

全交流動力電源喪失等によるサポート系の故障により，残留熱除去系（低圧注水系）が原子炉の冷却機能を喪失した場合の重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水系）の復旧）として，常設代替高圧電源装置，残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器，サブプレッション・プール，残留熱除去系海水ポンプ又は緊急用海水ポンプを使用する。

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

本系統に使用する残留熱除去系熱交換器の冷却水は，残留熱除去系海水系の残留熱除去系海水ポンプ又は緊急用海水ポンプにより供給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ サプレッション・プール
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ
- ・ 緊急用海水ポンプ
- ・ 常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）

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

(b) 常設代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧

全交流動力電源喪失等によるサポート系の故障により、低圧炉心スプレイ系が原子炉の冷却機能を喪失した場合の重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧）として、常設代替高圧電源装置、低圧炉心スプレイ系ポンプ、サプレッション・プールを使用する。

サプレッション・プールを水源とした低圧炉心スプレイ系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により機能を復旧し、低圧炉心スプレイ系を介し原子炉圧力容器へ注水できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ
- ・ サプレッション・プール
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ
- ・ 緊急用海水ポンプ

- ・常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）

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

c．溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合に用いる設備

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合，溶融炉心を冷却し格納容器の破損を防止するための設備として，以下の重大事故等対処設備（低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却及び低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却）を設ける。

(a) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合の重大事故等対処設備（常設低圧代替注水系ポンプによる残存溶融炉心の冷却）は，「5.9.2(1) a．(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」と同じである。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合の重大事故等対処設備（低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却）は，「5.9.2(1) a．(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水」と同じである。

(c) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合の重大事故等対処設備（代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却）として，代替循環冷却系ポンプ，サプレッション・プール，残留熱除去系熱交換器（A）及び緊急用海水ポンプ又は残

留熱除去系海水ポンプを使用する。

サプレッション・プールを水源とする代替循環冷却系ポンプは，残留熱除去系（A）を介してサプレッション・プール水を原子炉圧力容器へ注水することにより，残存溶融炉心を冷却できる設計とする。

残留熱除去系熱交換器（A）の冷却海水は，緊急用海水系の緊急用海水ポンプ又は残留熱除去系海水系の残留熱除去系海水ポンプからの海水を使用する。また，非常用取水設備のS A用海水ピット取水塔，海水引込み管及びS A用海水ピット並びに貯留堰及び取水路を重大事故等対処設備として使用する。

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

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・代替循環冷却系ポンプ
- ・残留熱除去系熱交換器（A）
- ・サプレッション・プール
- ・残留熱除去系海水ポンプ
- ・緊急用海水ポンプ
- ・常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）

代替循環冷却系の流路として，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（A）を重大事故等対処設備として使用することから，流路として設計する。その他，設計基準事故対処設備である原子炉圧力容器，非常用取水設備のS A用海水ピット取水塔，海水引込み管及びS A用海水ピット並びに貯留堰及び取水路を重大事故等対処設備として使用する。

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

d. 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による原子炉注水

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

(a) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水

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

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

本系統に使用する残留熱除去系熱交換器の冷却用海水は残留熱除去系海水系の残留熱除去系海水ポンプより供給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ サブプレッション・プール
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ

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

(b) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水

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

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

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・低圧炉心スプレイ系ポンプ
- ・サブプレッション・プール
- ・残留熱除去系海水ポンプ

その他、設計基準事故対処設備である非常用取水設備の貯留堰、取水路及び原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。残留熱除去系海水ポンプからの海水は、低圧炉心スプレイ系ポンプの冷却用海水として使用する。

(2) 原子炉運転停止中の場合に用いる設備

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

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水

原子炉運転停止中において、残留熱除去系ポンプの故障等により、残留熱除去系による原子炉の冷却機能が喪失した場合の常設重大事故防止

設備（低圧代替注水系（常設）による原子炉注水）は、「5.9.2（1）a.

（a）低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」と同じである。

（b）低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水

原子炉運転停止中において、残留熱除去系ポンプの故障等により、残留熱除去系による原子炉の冷却機能が喪失した場合の可搬型重大事故防止設備（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水）は、「5.9.2（1）a.（b）低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水」と同じである。

b. サポート系故障時に用いる設備

（a）常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧

原子炉運転停止中において、全交流動力電源喪失により残留熱除去系が原子炉の冷却機能を喪失した場合の重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の復旧）として、常設代替高圧電源装置、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプを使用する。

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

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

本系統に使用する残留熱除去系熱交換器の冷却用海水は残留熱除去系海水系の残留熱除去系海水ポンプより供給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 残留熱除去系ポンプ

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

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

c. 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による原子炉除熱

原子炉運転停止中において原子炉を冷却し，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として以下の重大事故等対処設備（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱）を設ける。

(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱

原子炉運転停止中における原子炉冷却材喪失事故時に，残留熱除去系ポンプによる残留熱除去機能が喪失していない場合の重大事故等対処設備（残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱）として，残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプを使用する。

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

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ

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

「5.9.2 (1) d. (a) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水」に

使用する残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器，サプレッション・プール及び残留熱除去系海水ポンプ並びに「5.9.2 (1) d. (b) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水」に使用する低圧炉心スプレイ系ポンプ及びサプレッション・プール並びに「5.9.2 (2) c. (a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱」に使用する残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプは，設計基準事故対処設備であるとともに，重大事故等時においても使用するため，「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」に示す設計方針を適用する。ただし，多様性，位置的分散等を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから，「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち多様性，位置的分散の設計方針は適用しない。

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

5.9.2.1 多様性，独立性及び位置的分散

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

常設低圧代替注水系ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水は，常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより，非常用ディーゼル発電機より給電する残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水に対し，多様性及び位置的分散を図る設計とする。また，代替淡水貯槽を水源とすることで，サプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプを使用した

原子炉压力容器への注水に対し、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

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

常設低圧代替注水系ポンプは冷却水を不要（自然冷却）とすることで、残留熱除去海水ポンプにより冷却する残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプに対し多様性を持たせた設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプを使用する原子炉压力容器への注水配管は、代替淡水貯槽から残留熱除去系（C）配管との合流点まで、残留熱除去系ポンプを使用する系統に対して独立性を確保する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプを使用した原子炉压力容器への注水は、可搬型代替注水大型ポンプをディーゼルエンジン駆動とすることで、電動の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプに対して、多様性を確保する設計とする。また、代替淡水貯槽を水源とすることで、サブプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプを使用した原子炉压力容器への注水に対して、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

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

可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、原子炉建屋東側（屋外）及び西側（屋外）に距離をとって1箇所ずつ設置し、合計2箇所設置することで、位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプを使用した原子炉压力容器への注水配管は、代替淡水貯槽から残留熱除去系（C）配管及び低圧炉心スプレイ系配管との合流点

までの系統について、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプを使用する系統に対して独立性を確保する設計とする。

これらの多様性、独立性及び位置的分散によって、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプを使用する設計基準事故対処設備に対して、重大事故等対処設備として多様性、独立性及び位置的分散を図る設計とする。

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

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

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

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

緊急用海水ポンプは、緊急用海水ポンプピット内に設置することで、屋外の残留熱除去系海水ポンプと位置的分散を図る設計とする。

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

電源の多様性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」に示す。

5.9.2.2 悪影響防止

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

低圧代替注水系（常設）による原子炉注水に使用する常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、弁操作等によって設計基準事故対処設備として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

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

可搬型代替注水大型ポンプは、保管場所において転倒しない設計とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、設置場所において車両転倒防止装置又は輪止めにより固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプは、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水に使用する残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系海水ポンプ及びサプレッション・プールは、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故

等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱に使用する残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプは、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

低圧炉心スプレイ系による原子炉注水に使用する低圧炉心スプレイ系ポンプ、残留熱除去系海水ポンプ及びサプレッション・プールは、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却に使用する代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは、弁操作等によって、設計基準事故対処設備として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.9.2.3 容 量 等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

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

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

可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と兼用する。

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

残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）による原子炉注水及び原子炉除熱として使用する残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能及び残留熱除去機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及び伝熱容量が、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために必要な原子炉注水量及び伝熱容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

低圧炉心スプレイ系による原子炉注水として使用する低圧炉心スプレイ系ポンプは、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために必要な原子炉注水量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水として使用する代替淡水貯槽は、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために必要な原子炉注水量に対し、淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とする。

残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水として使用するサプレッション・プールは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備の水源と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために必要な原子炉注水量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却として使用する代替循環冷却系が

ンプは、残存溶融を冷却し、格納容器の破損を防止するために必要な原子炉注水量に対して、ポンプ 1 個の運転により、十分なポンプ流量を確保する設計とする。

5.9.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、常設低圧代替注水系格納槽内に設置し、重大事故等時における常設低圧代替注水系格納槽内の環境条件を考慮した設計とする。常設低圧代替注水系ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。

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

残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及びサブプレッション・プールは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。

残留熱除去系海水ポンプは、屋外に設置し、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。残留熱除去系海水ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。

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

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

代替循環冷却系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮した設計とする。代替循環冷却系ポンプは中央制御室の操作スイッチで操作可能な設計とする。

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

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

緊急用海水ポンプは中央制御室の操作スイッチで操作可能な設計とする。

5.9.2.5 操作性の確保

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

常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を使用した低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替できる設計とする。常設低圧代替注水系ポンプは、中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から速やかに切替えできる設計とする。

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

可搬型代替注水大型ポンプと原子炉建屋東側接続口、西側接続口及び 11m 盤接続口との接続は、一般的に使用される工具を用いて接続可能なフランジ接続とする。また、ホースの接続方式及びホース口径の統一により確実に接続でき

る設計とする。可搬型代替注水大型ポンプは、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系海水ポンプ及びサブプレッション・プールを使用した残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で利用できる設計とする。残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは、中央制御室の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプを使用した残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で利用できる設計とする。残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは、中央制御室の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

低圧炉心スプレイ系ポンプ及びサブプレッション・プールを使用した低圧炉心スプレイ系による原子炉注水を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で利用できる設計とする。低圧炉心スプレイ系ポンプは、中央制御室の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

代替循環冷却系ポンプ、緊急用海水ポンプ（又は残留熱除去系海水ポンプ）及びサブプレッション・プールを使用した代替循環冷却系による残存熔融炉心の冷却を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替できる設計とする。代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは、中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とする。

5.9.3 主要設備及び仕様

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備の主要設備及び仕様を第 5.9-1 表に示す。

5.9.4 試験検査

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

低圧代替注水系（常設）に使用する常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプは、分解が可能な設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）に使用する可搬型代替注水大型ポンプは、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、車両として走行確認及び外観の確認が可能な設計とする。

残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）に使用する残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは、試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは、分解が可能な設計とする。

低圧炉心スプレイ系に使用する低圧炉心スプレイ系ポンプは、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

低圧炉心スプレイ系ポンプは、分解が可能な設計とする。

代替循環冷却系に使用する代替循環冷却系ポンプは、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。代替循環

冷却系ポンプは、分解が可能な設計とする。

緊急用海水系に使用する緊急用海水ポンプは、機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。緊急用海水ポンプは、分解が可能な設計とする。

第 5.9-1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要仕様

(1) 常設低圧代替注水系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

型 式	うず巻形
個 数	2
容 量	約 200m ³ ／h／個
全 揚 程	約 200m

(2) 可搬型代替注水大型ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

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

(3) 残留熱除去系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

主要仕様については、「5.4 残留熱除去系」に示す。

(4) 低圧炉心スプレイ系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

主要仕様については、「5.2 非常用炉心冷却系」に示す。

(5) 残留熱除去系海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

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

- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

主要仕様については、「5.4 残留熱除去系」に示す。

(6) 代替循環冷却系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

型 式	うず巻形
個 数	1
容 量	約 200m ³ /h
全 揚 程	約 200m

(7) 緊急用海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

型 式	ターボ形
個 数	1（予備 1）

容 量	約 844m ³ /h
全 揚 程	約 130m

(8) 代替淡水貯槽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

個 数	1
容 量	約 5,000m ³

(9) サプレッション・プール

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

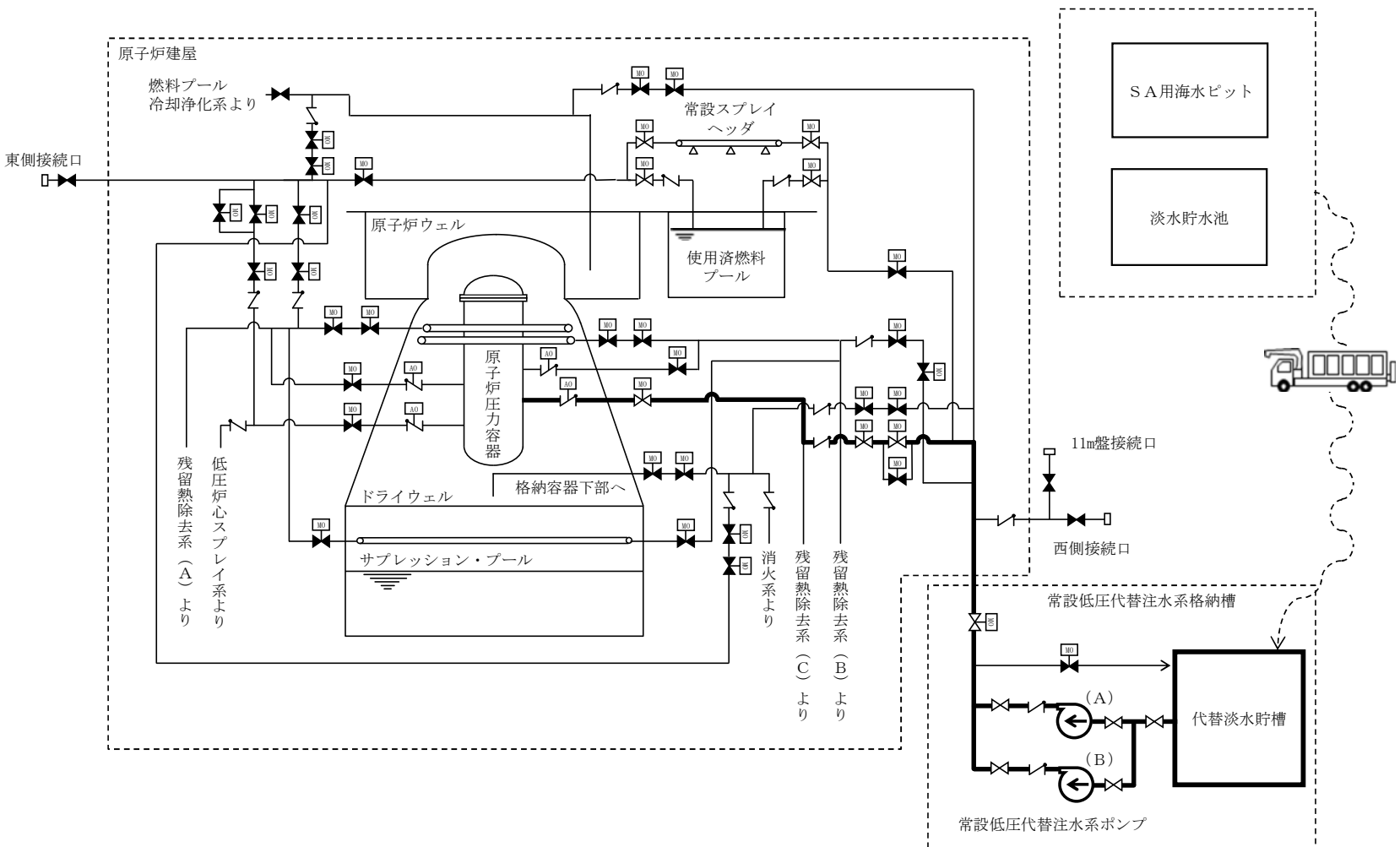
主要仕様については、「9.1 原子炉格納施設」に示す。

(10) 残留熱除去系熱交換器

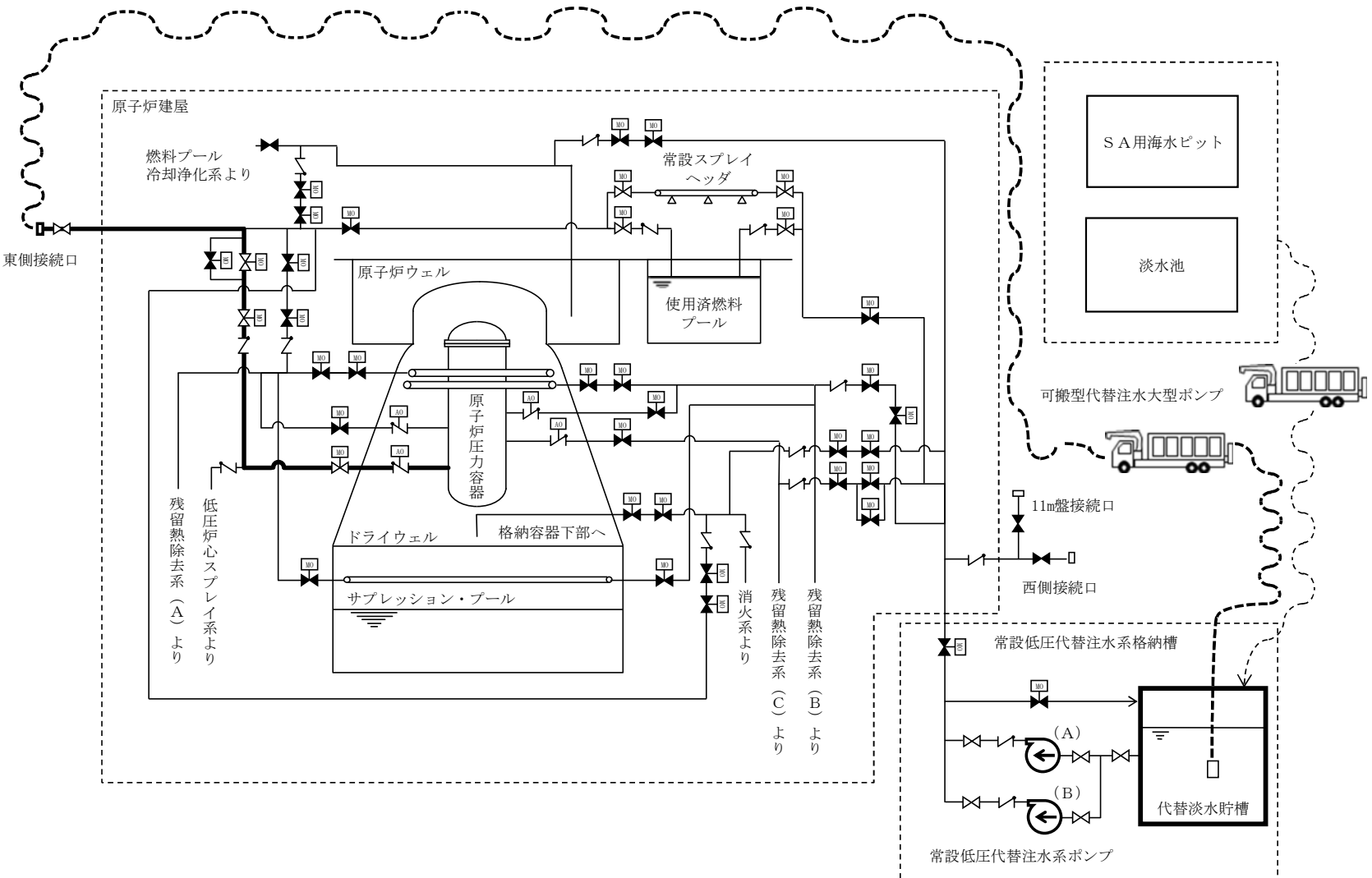
兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

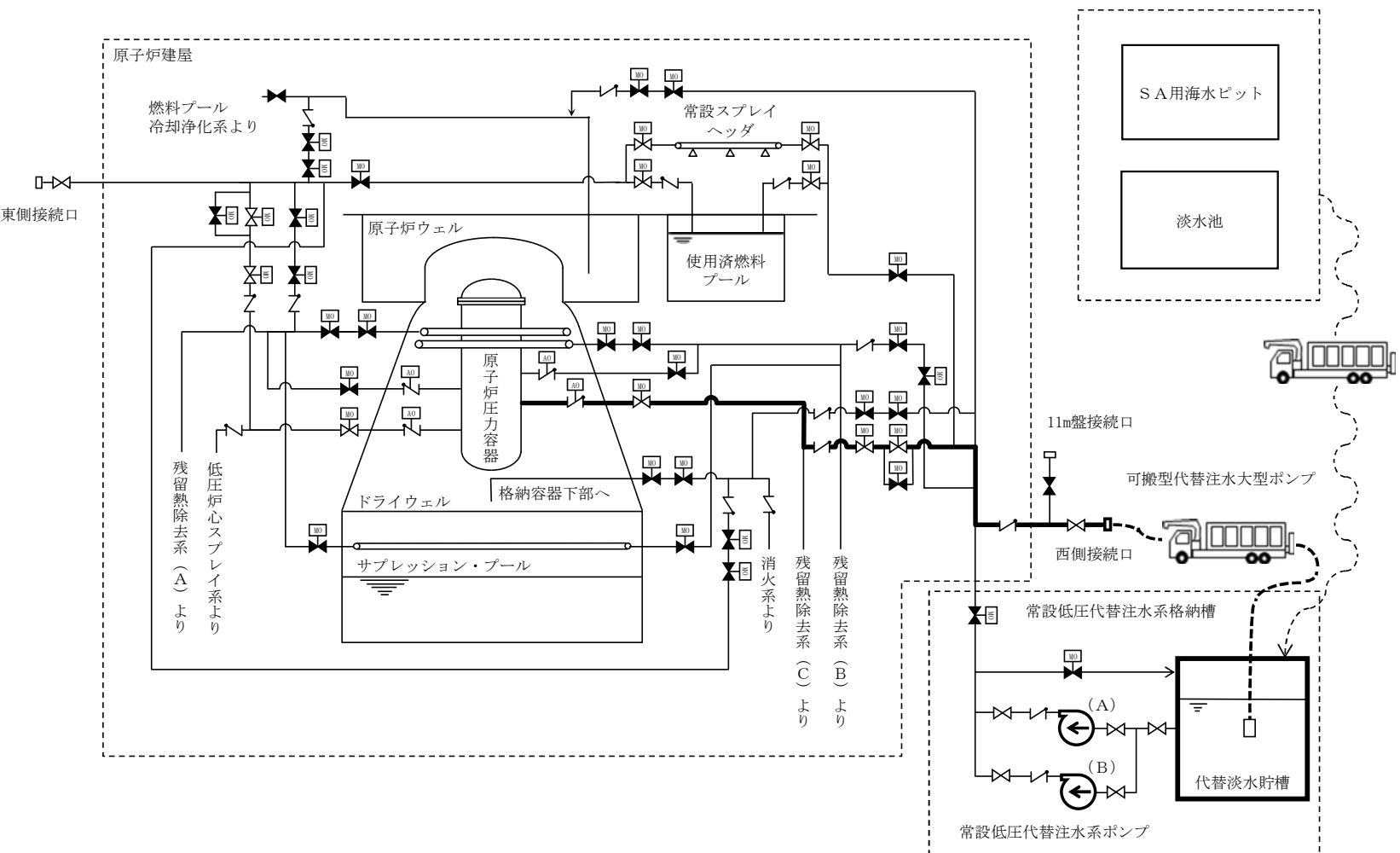
主要仕様については、「5.4 残留熱除去系」に示す。



第5.9-1 図 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水系統概要図

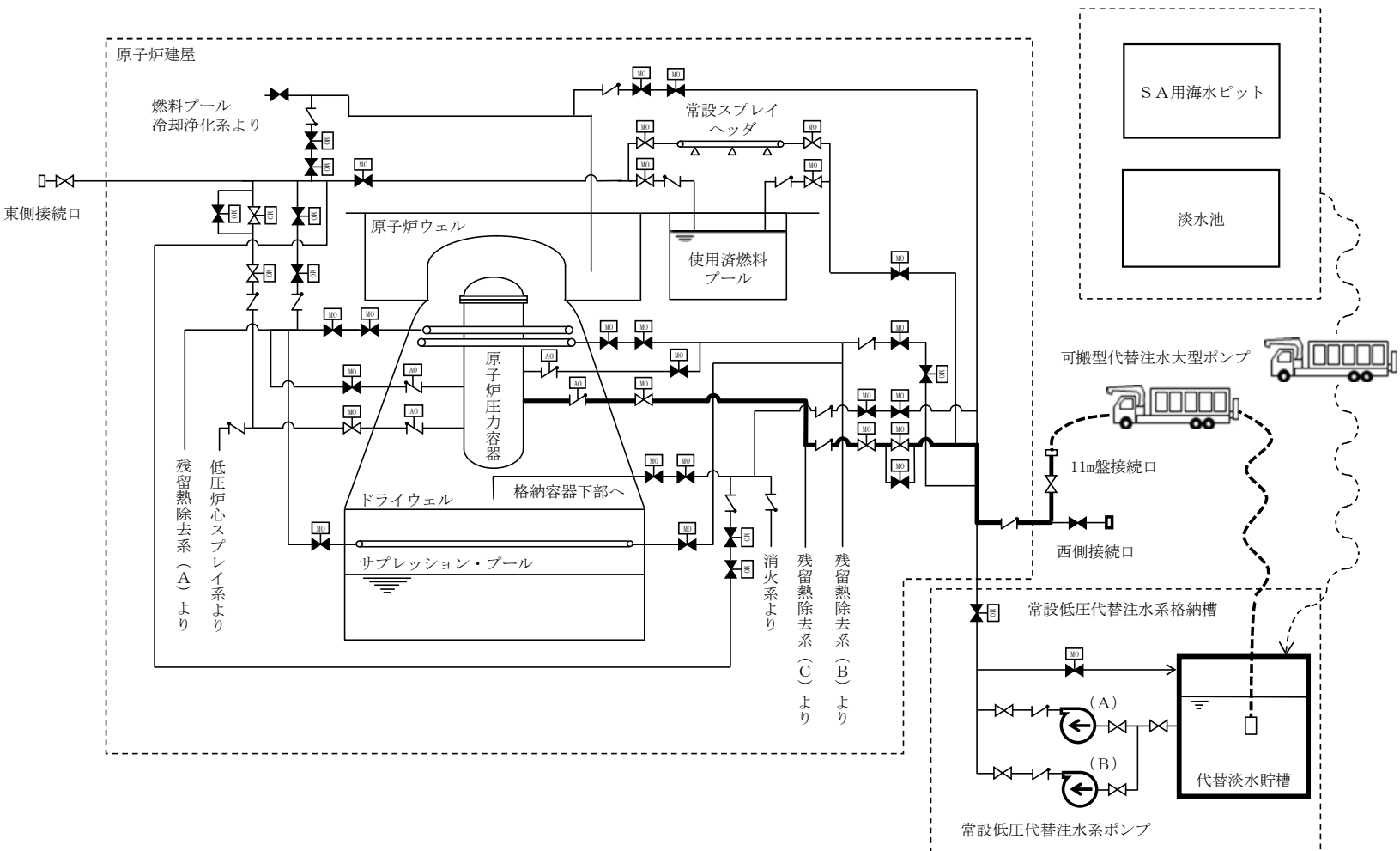


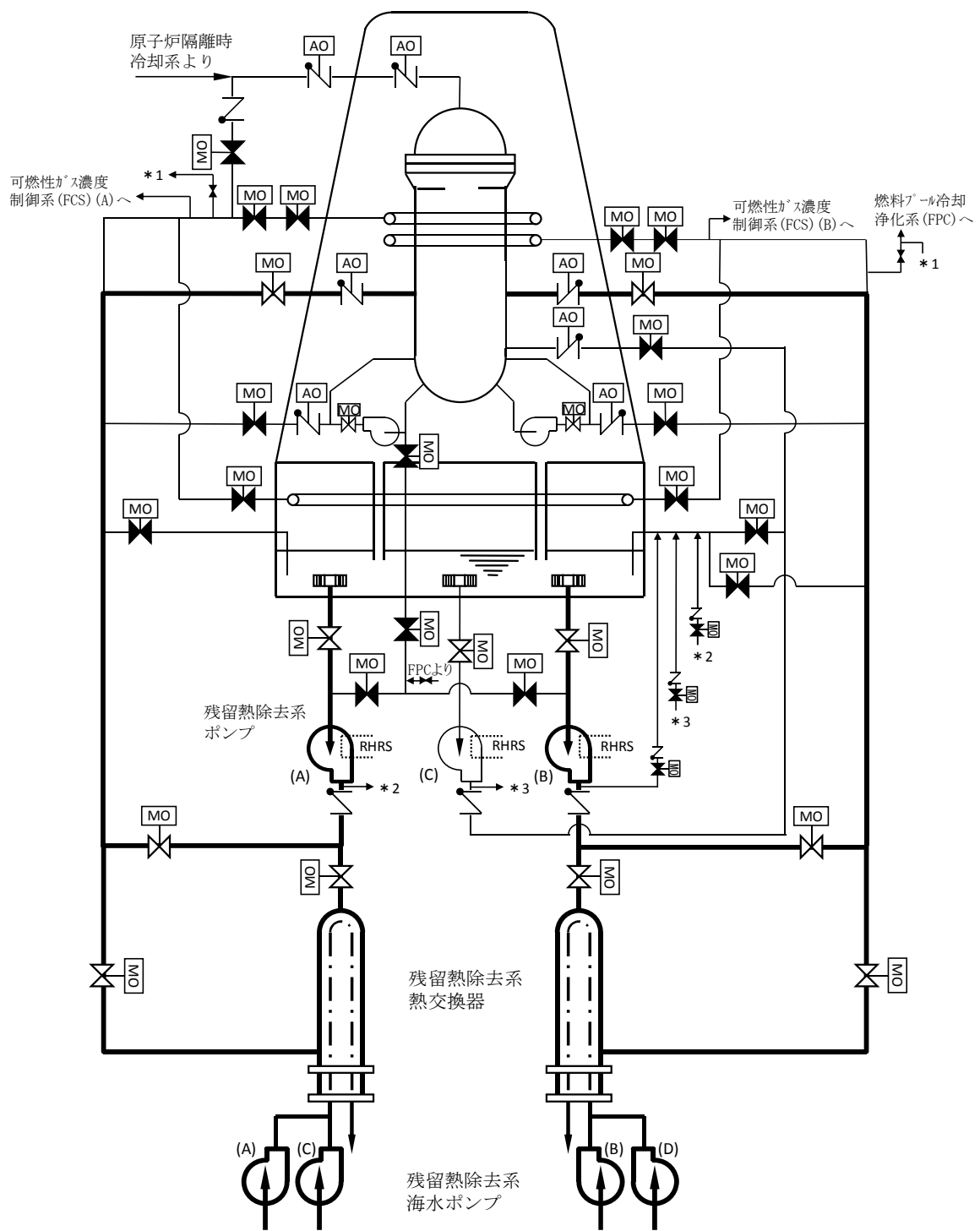
第5.9-2図 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水系統概要図（1／3）
（東側接続口使用時）



第5.9-2 図 低压代替注水系（可搬型）による原子炉注水系統概要図（2／3）
（西側接続口使用時）

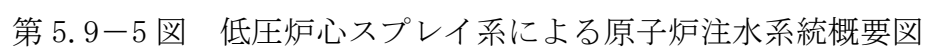
第5.9-2 図 原子炉注水系統概要図 (3/3)
 図 5.9-2 図 原子炉注水系統概要図 (3/3)
 (11m 盤接続口使用時)

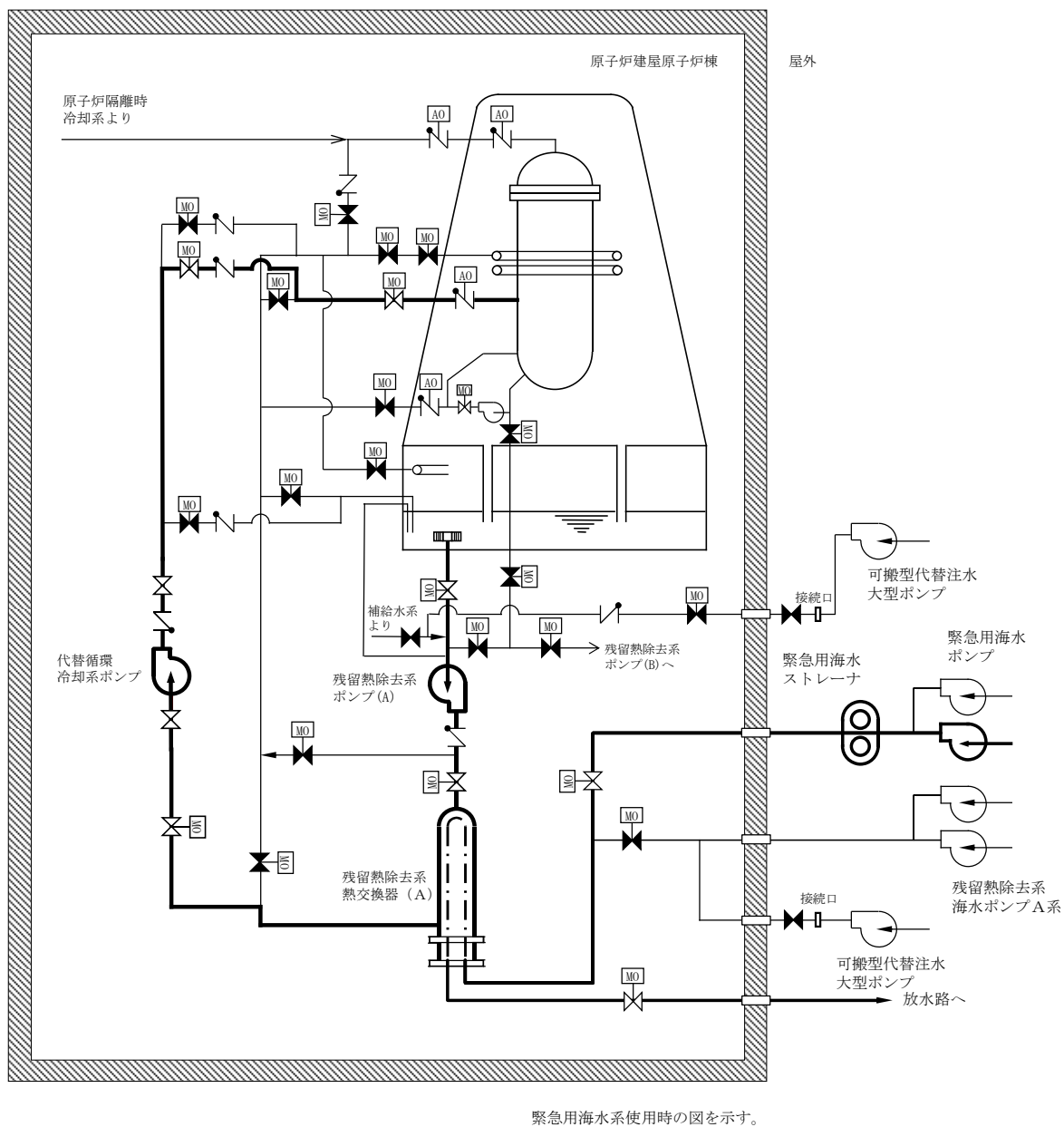




A系及びB系使用時の系統を示す。

第 5.9-3 図 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水系統概要図





第 5.9-6 図 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却系統概要図

3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【47条】

< 添付資料 目次 >

3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

3.4.1 設置許可基準規則第47条への適合方針

- (1) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水（設置許可基準規則解釈の第1項（1）a））
- (2) 低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水（設置許可基準規則解釈の第1項（1）b））
- (3) 設計基準事故対処設備に対する多様性及び独立性，位置的分散の確保（設置許可基準規則解釈の第1項（1）c））
- (4) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉への注水
- (5) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱
- (6) 低圧炉心スプレイ系による原子炉への注水
- (7) 代替循環冷却系を用いた代替低圧注水
- (8) 消火系を用いた代替低圧注水
- (9) 補給水系を用いた代替低圧注水
- (10) 復旧手段
- (11) 低圧代替注水系の海水の利用
- (12) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却
- (13) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却
- (14) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

- (15) 消火系による残存溶融炉心の冷却
- (16) 補給水系による残存溶融炉心の冷却
- 3.4.2 重大事故防止設備
 - 3.4.2.1 低圧代替注水系（常設）
 - 3.4.2.1.1 設備概要
 - 3.4.2.1.2 主要設備の仕様
 - (1) 常設低圧代替注水系ポンプ
 - (2) 代替淡水貯槽
 - 3.4.2.1.3 低圧代替注水系（常設）の多様性、独立性及び位置的分散
 - 3.4.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針
 - 3.4.2.1.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針
 - (1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）
 - (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）
 - (3) 試験・検査（設置許可基準規則第43条第1項三）
 - (4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）
 - (5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）
 - (6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）
 - 3.4.2.1.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針
 - (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）
 - (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）
 - (3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）
 - 3.4.2.2 低圧代替注水系（可搬型）
 - 3.4.2.2.1 設備概要
 - 3.4.2.2.2 主要設備の仕様
 - (1) 可搬型代替注水大型ポンプ

- (2) 代替淡水貯槽
- 3.4.2.2.3 低圧代替注水系（可搬型）の多様性及び独立性，位置的分散
- 3.4.2.2.4 設置許可基準規則第43条への適合方針
 - 3.4.2.2.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針
 - (1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）
 - (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）
 - (3) 試験・検査（設置許可基準規則第43条第1項三）
 - (4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）
 - (5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）
 - (6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）
 - 3.4.2.2.4.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針方針
 - (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）
 - (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）
 - (3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）
 - (4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）
 - (5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項五）
 - (6) アクセスルートの確保（許可基準規則第43条第3項六）
 - (7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第43条第3項七）
- 3.4.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）
 - 3.4.3.1 残留熱除去系（低圧注水系）
 - 3.4.3.1.1 設備概要
 - 3.4.3.1.2 主要設備の仕様
 - (1) 残留熱除去系ポンプ
 - (2) 残留熱除去系熱交換器

- (3) 残留熱除去系海水ポンプ
- (4) サプレッション・プール
- 3.4.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針
- 3.4.3.2 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）
 - 3.4.3.2.1 設備概要
 - 3.4.3.2.2 主要設備の仕様
 - (1) 残留熱除去系ポンプ
 - (2) 残留熱除去系熱交換器
 - (3) 残留熱除去系海水ポンプ
 - 3.4.3.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針
- 3.4.3.3 低圧炉心スプレイ系
 - 3.4.3.3.1 設備概要
 - 3.4.3.3.2 主要設備の仕様
 - (1) 低圧炉心スプレイ系ポンプ
 - (2) 残留熱除去系海水ポンプ
 - (3) サプレッション・プール
 - 3.4.3.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【47条】

【設置許可基準規則】

(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)

第四十七条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第47条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

(1) 重大事故防止設備

- a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。
- b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。
- c) 上記a) 及びb) の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。

3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

3.4.1 設置許可基準規則第47条への適合方針

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、原子炉の冷却（注水）に必要な重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）を設置及び保管する。また、想定される重大事故等時に、残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系が健全であれば、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

(1) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水（設置許可基準規則解釈の第1項（1）a））

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの故障等により、原子炉の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、重大事故等対処設備として低圧代替注水系（可搬型）を設ける。

低圧代替注水系（可搬型）は、西側及び南側の可搬型重大事故等対処設備保管場所（以下「西側及び南側保管場所」という。）に保管した可搬型代替注水大型ポンプを必要な場所に移動して使用し、残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系の水源であるサブプレッション・プールとは異なる代替淡水貯槽を水源として原子炉圧力容器へ注水する設計とする。

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

(2) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（設置許可基準規則解釈の第1項（1）b））

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの故障等により、原子炉の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕がない場合に、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、重大事故等対処設備として低圧代替注水系（常設）を設ける。

低圧代替注水系（常設）は、常設低圧代替注水系格納槽内に設置する常設低圧代替注水系ポンプを用い、残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系の水源であるサプレッション・プールとは異なる代替淡水貯槽を水源として原子炉圧力容器へ注水する設計とする。

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

上記（1）及び（2）の重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系に対し、異なるポンプ（常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ）、駆動源（常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置、デ

ディーゼルエンジン駆動）及び冷却水（不要（自然冷却），自己冷却）を用いることで多様性を有する設計とする。また，地震，津波，火災及び溢水が共通要因となり機能喪失しないよう独立性を有する設計とする。また，低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは常設低圧代替注水系格納槽内に，駆動源の常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置を屋外に設置することで，残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系に対し，位置的分散を図る設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは，屋外の西側及び南側保管場所に保管することで，残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系に対し，位置的分散を図る設計とする。

なお，多様性，独立性及び位置的分散については3.4.2.1.3 項，3.4.2.2.3項及び3.4.2.3.3項に詳細を示す。

その他，設計基準事故対処設備であるが，想定される重大事故等時においてその機能を考慮するため，以下の設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

（4）残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉への注水

残留熱除去系（低圧注水系）は，原子炉運転中の冷却材喪失事故時等において，低圧炉心スプレイ系，高圧炉心スプレイ系及び自動減圧系と連携して炉心を冷却する機能を有する設計とする。

残留熱除去系（低圧注水系）は，サプレッション・プールを水源とし，残留熱除去系ポンプにて，残留熱除去系熱交換器を介してサプレッショ

ン・プール水を冷却し原子炉圧力容器へ注水する設計とする。

残留熱除去系熱交換器の冷却用海水は、残留熱除去系海水ポンプにより送水する設計とする。

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

(5) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は、原子炉運転停止中に炉心崩壊熱及び残留熱（原子炉圧力容器・配管及び冷却材中の保有熱）を除去して、原子炉を除熱する機能を有する設計とする。

本系統は、原子炉圧力容器を水源とし、残留熱除去系ポンプを用い、残留熱除去系熱交換器で冷却した炉水を原子炉圧力容器に戻すことにより原子炉を除熱する設計とする。

なお、残留熱除去系熱交換器の冷却用海水に関する説明は、「(4) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉への注水」と同じである。

(6) 低圧炉心スプレイ系による原子炉への注水

低圧炉心スプレイ系は、原子炉圧力が急激に低下する大破断事故時に、残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び高圧炉心スプレイ系と連携して炉心を上部からスプレイ冷却する機能を有する設計とする。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための自主対策設備として以下を整備する。

(7) 代替循環冷却系を用いた原子炉注水

設計基準事故対処設備である，残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプが有する原子炉の冷却機能が喪失した場合の自主対策設備として代替循環冷却系を設ける。

代替循環冷却系は，サプレッション・プールを水源とし，原子炉建屋原子炉棟に設置する代替循環冷却系ポンプを用い，残留熱除去系熱交換器で冷却されたサプレッション・プール水を原子炉圧力容器に注水する設計とする。

代替循環冷却系は，残留熱除去系の有する格納容器からの除熱機能を代替することを目的に設置した設備であり，原子炉高圧状態から低圧注水に移行することを考慮した注水量としていないため，低圧注水への移行段階での炉心損傷を防止するための注水量としては十分ではない場合があるが，低圧で注水が可能な設備であるため，低圧注水手段としては有効である。

残留熱除去系熱交換器の冷却用海水に関する説明は，「（４）残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉への注水」と同じである。なお，代替循環冷却系については，「3.7 原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第50条に対する設計方針を示す章）」で示す。

(8) 消火系による原子炉注水

設計基準事故対処設備である，残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプが機能喪失し，残留熱除去系注入ライン（C）又は低圧炉心スプレイ系注入ラインの機能が喪失した場合においても低圧注水を可能とするために，自主対策設備として，消火系による原子炉注水手順を整備する。

消火系による原子炉注水設備は，残留熱除去系（低圧注水系及び原子

炉停止時冷却系），低圧炉心スプレイ系，低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）とは異なる淡水タンク（多目的タンク及びろ過水貯蔵タンク）を水源とし，ディーゼル駆動消火ポンプ又は電動駆動消火ポンプにて原子炉圧力容器へ注水する設計とする。消火系による原子炉注水設備は，耐震Ｓクラス設計ではなくＳ_s機能維持を担保できないが，使用可能であれば，原子炉へ注水する手段として有効である。

(9) 補給水系による原子炉注水

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプが機能喪失し，残留熱除去系注入ライン（Ｃ）又は低圧炉心スプレイ系注入ラインの機能が喪失した場合においても低圧注水可能とするために，自主対策設備として，補給水系による原子炉注水手順を整備する。

補給水系による原子炉注水設備は，残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系），低圧炉心スプレイ系，低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）とは異なる復水貯蔵タンクを水源とし，復水移送ポンプを用い，復水移送系，消火系及び残留熱除去系（Ｂ）配管を介して原子炉圧力容器へ注水する設計とする。補給水系による原子炉注水設備は，耐震Ｓクラス設計ではなくＳ_s機能維持を担保できないが，使用可能であれば，原子炉へ注水する手段として有効である。

また，技術的能力審査基準への適合のため，復旧手段として以下を整備する。

(10) 復旧手段

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系が全交流動力電源喪失により起動できない場合には、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置を用い給電することで、残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系を復旧する手順を整備する。

なお、電源設備については「3.14電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。また、炉心の著しい損傷防止のための残留熱除去系（低圧注水系）復旧の手順については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準への適合状況について」の「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」の以下の項目で示す。

(1) 原子炉運転中における対応手順

- ① 「1.4.2 重大事故等発生時の手順 1.4.2.2 (2) a. (a) 残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水」
- ② 「1.4.2 重大事故等発生時の手順 1.4.2.2 (2) a. (b) 低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水」

(2) 原子炉停止中における対応手順

- ① 「1.4.2 重大事故等発生時の手順 1.4.2.3 (2) a. (a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）復旧後の原子炉除熱」

また、技術的能力審査基準への適合のため、代替淡水貯槽又は複数の淡水源（高所淡水池、北側淡水池）の淡水が枯渇した場合の海水の利用手段として、以下を整備する。

(11) 低圧代替注水系の海水の利用

低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）の水源である代替淡水貯槽又は複数の淡水源（高所淡水池、北側淡水池）の淡水が枯渇した場合は、防潮堤内側の取水箇所（S A用海水ピット）から、可搬型代替注水大型ポンプを用いて補給が可能な設計とする。なお、水源については、「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。また、低圧代替注水系の海水の利用手順については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準への適合状況について」の「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」の以下の項目で示す。

「1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順 （1）代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順 c. 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給」

また、溶融炉心が原子炉压力容器内に残存する場合の対応設備として、以下を整備する。

(12) 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却

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

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

(13) 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却

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

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

(14) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合には，代替循環冷却系ポンプにて，サプレッション・プール水を原子炉圧力容器に注水することにより，残存溶融炉心を冷却する。使用する設備については，「(7) 代替循環冷却系を用いた代替低圧注水」と同じである。

また，溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合の自主対策設備として，以下を整備する。

(15) 消火系による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合，消火系のディーゼル駆動消火ポンプ又は電動駆動消火ポンプにて，ろ過水タンク及び多目的タンクの水を原子炉圧力容器に注水することにより残存溶融炉心を冷却する。消火系による残存溶融炉心の冷却設備は，耐震 S クラス設計ではなく S_s 機能維持を担保できない

が、使用可能であれば、残存溶融炉心を冷却する手段として有効である。

なお、使用する設備については、「(8) 消火系を用いた代替低圧注水」と同じである。

(16) 補給水系による残存溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が残存する場合、補給水系の復水移送ポンプにて、復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器に注水することにより残存溶融炉心を冷却する。補給水系による残存溶融炉心の冷却設備は、耐震Sクラス設計ではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、残存溶融炉心を冷却する手段として有効である。

なお、使用する設備については、「(9) 補給水系を用いた代替低圧注水」と同じである。

3.4.2 重大事故防止設備

3.4.2.1 低圧代替注水系（常設）

3.4.2.1.1 設備概要

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

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

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

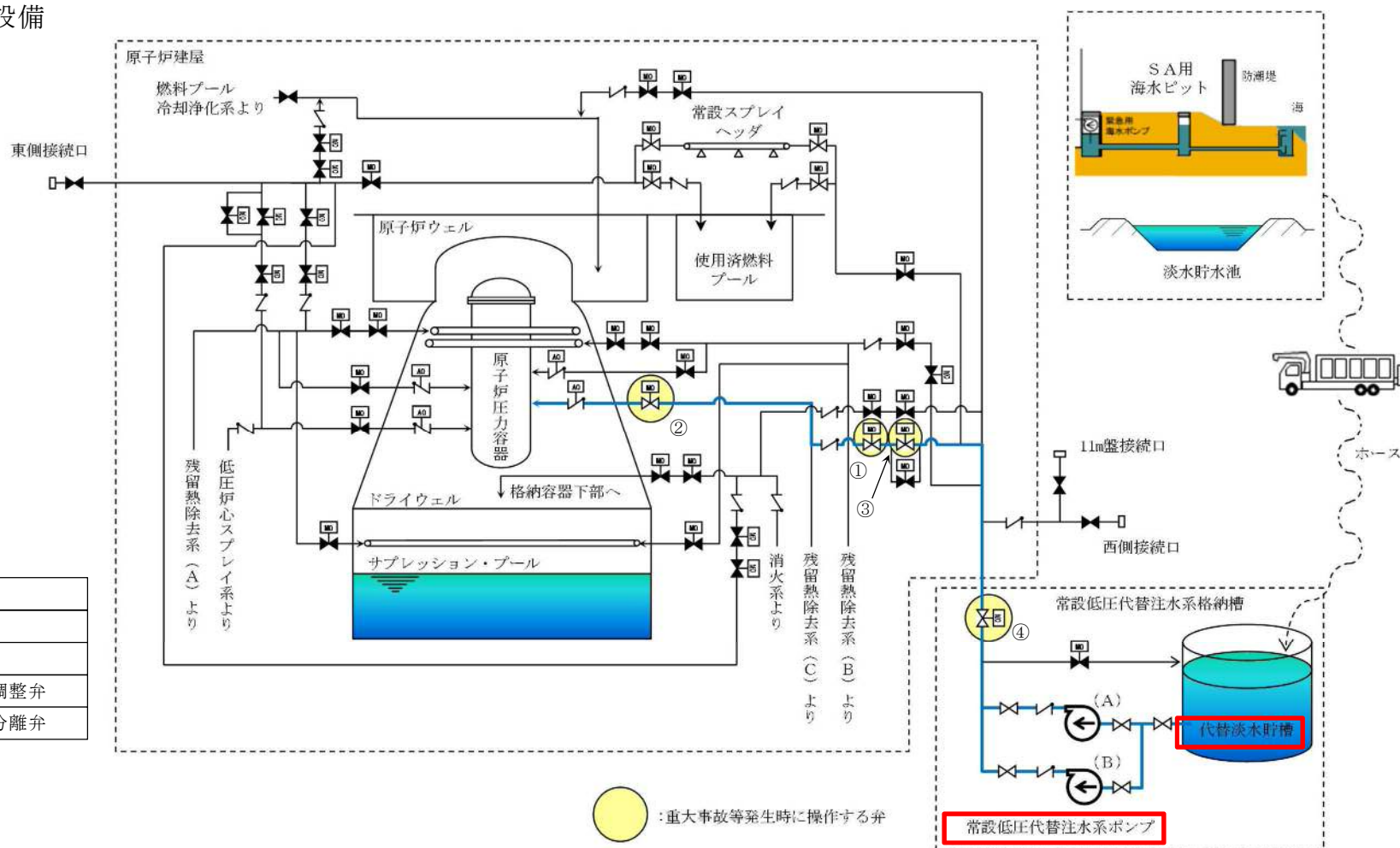
低圧代替注水系（常設）に属する重大事故等対処設備を第3.4-1表に、系統全体の概要図を第3.4-1図に示す。

常設低圧代替注水系ポンプの電源は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置より受電できる設計とする。

: 主要設備

— : 流路

弁名称
①原子炉注水弁
②残留熱除去系注入弁（C）
③原子炉压力容器注入流量調整弁
④常設低圧代替注水系系統分離弁



第 3. 4-1 図 低圧代替注水系（常設）系統概略図

第 3.4-1 表 低圧代替注水系（常設）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分		設備名
主要設備		常設低圧代替注水系ポンプ【常設】 代替淡水貯槽【常設】*1
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	低圧代替注水系配管・弁【常設】 残留熱除去系（C）配管・弁【常設】
	注水先	原子炉圧力容器【常設】
	電源設備*2 （燃料補給設備含む）	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替交流電源設備用燃料移送ポンプ【常設】
	計装設備*3	原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（S A 広帯域）【常設】 原子炉水位（S A 燃料域）【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（S A）【常設】 低圧代替注水系原子炉注水流量【常設】 代替淡水貯槽水位【常設】 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】

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

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

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

3.4.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 常設低圧代替注水系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

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

(2) 代替淡水貯槽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

個 数 : 1

容 量 : 約5,000m³

種 類 : ライニング槽

取 付 箇 所 : 常設低圧代替注水系格納槽内

3.4.2.1.3 低圧代替注水系（常設）の多様性、独立性及び位置的分散

低圧代替注水系（常設）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、第3.4-2表で示すとおり多様性の確保及び位置的分散を図る設計とする。

低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは、常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内に設置する残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプと位置的分散を図る設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプの電源については、屋外に設置する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから供給可能とすることで、原子炉建屋付属棟内に設置される設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの電源（非常用ディーゼル発電機）に対し多様性及び位置的分散を図る設計とする。また、原子炉建屋原子炉棟内に設置する残留熱除去系熱交換器及び屋外に設置する残留熱除去系海水ポンプについても、常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで位置的分散を図る設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプのサポート系として、冷却水は不要（自然冷却）とすることで、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの冷却水（残留熱除去系海水系）と同時に機能喪失しない多様性を持たせた設計とする。

水源については、常設低圧代替注水系格納槽内に設置する代替淡水貯槽を使用することで、設計基準事故対処設備である残留熱除去ポンプ及び低

圧炉心スプレイ系ポンプの水源である，原子炉建屋原子炉棟内のサブレーション・プールに対し多様性及び位置的分散を図る設計とする。

電動弁については，駆動部の手動ハンドルにて手動操作も可能な設計とすることで，電動駆動に対し多様性を持たせた設計とする。

また，低圧代替注水系（常設）は，第3.4-3表 で示すとおり，地震，津波，火災及び溢水による共通要因故障を防止するために，独立性を確保する設計とする。

流路を構成する配管等の静的機器については，残留熱除去系注入弁及び残留熱除去系注入ライン（原子炉から低圧代替注水系につながる配管との分岐まで）を除く範囲で，独立性を確保する設計とする。

第 3.4-2 表 多様性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備		重大事故防止設備
	低圧炉心 スプレイ系	残留熱除去系 (低圧注水系及び原 子炉停止時冷却系)	低圧代替注水系 (常設)
ポンプ	低圧炉心 スプレイ系ポンプ	残留熱除去系 ポンプ	常設低圧代替注水系 ポンプ
	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階		常設低圧代替注水系 格納槽
水源	サプレッション・プール		代替淡水貯槽
	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階		常設低圧代替注水系 格納槽
駆動用空気	不要		不要
潤滑油	不要 (内包油)		不要 (内包油)
冷却水	残留熱除去系海水系		不要 (自然冷却)
駆動電源	非常用ディーゼル発電機		常設代替高圧電源装置
	原子炉建屋付属棟地下 1 階		屋外

第 3. 4-3 表 設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備		重大事故防止設備
		低圧炉心 スプレイ系	残留熱除去系（低圧 注水系及び原子炉停 止時冷却系）	低圧代替注水系（常設）
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系は耐震 S クラス設計とし、重大事故防止設備である低圧代替注水系（常設）は基準地震動 S_s で機能維持できる設計とすることで、地震が共通要因となり故障することのない設計とする。		
	津波	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系は防潮堤及び浸水防止設備の設置により、重大事故防止設備である低圧代替注水系（常設）は、防潮堤及び浸水防止設備の設置に加え、水密構造の地下格納槽に設置することで、津波が共通要因となって故障することのない設計とする。		
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系と、重大事故防止設備である低圧代替注水系（常設）は、火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。		
	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系と、重大事故防止設備である低圧代替注水系（常設）は、溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。		

3.4.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.4.2.1.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは，常設低圧代替注水系格納槽内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，常設低圧代替注水系格納槽内の環境条件を考慮し，第3.4-4表に示す設計とする。

(47-3-4)

第 3.4-4 表 想定する環境条件

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である常設低圧代替注水系格納槽内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。原子炉圧力容器への注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮した設計とする。
地震	適切な地震荷重との組合せをを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	常設低圧代替注水系格納槽内に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響を受けない。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

低圧代替注水系（常設）の運転に必要なポンプ及び弁を第3.4-5表に示す。

低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を使用し原子炉の冷却を行う系統は、中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とすることで、重大事故等時の操作が確実にできる設計とする。

低圧代替注水系（常設）を運転する場合は、中央制御室からのスイッチ操作で常設低圧代替注水系ポンプを起動し、代替淡水貯槽への循環運転状態とする。その後、中央制御室からのスイッチ操作で、常設低圧代替注水系系統分離弁、原子炉注水弁、原子炉圧力容器注水流量調整弁及び残留熱除去系注入弁（C）を開とし原子炉への注水を行う設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプの起動・停止及び運転状態並びに電動弁の開閉状態については、中央制御室の表示灯・操作画面等で視認可能な設計とし、中央制御室における監視又は試験・検査等にて確認可能な設計とする。また、中央制御室のスイッチ操作に当たり、運転員等の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。操作スイッチは、機器の名称等

を表示した銘板の取付け又は操作画面の表示等により，運転員の操作性及び監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。

第 3. 4-5 表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
常設低圧代替注水系ポンプ（A）	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
常設低圧代替注水系ポンプ（B）	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
原子炉注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
原子炉圧力容器注水流量調整弁	弁閉→調整	スイッチ操作	中央制御室
残留熱除去系注入弁（C）	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
常設低圧代替注水系系統分離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

(3) 試験・検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

低圧代替注水系（常設）の試験・検査を第3.4-6表に示す。

低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは，他系統と独立した試験系統により，原子炉運転中に機能・性能検査，弁動作確認を，また，原子炉停止中に機能・性能検査，弁動作確認及び分解検査を実施可能な設計とする。

低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは，原子炉停止中に，分解検査として，ケーシングカバーを取り外して，ポンプ部品（主軸，軸受，羽根車等）の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。弁については，分解検査として弁体等の部品の状態を確認可能な設計とする。分解検査においては，浸透探傷試験により，性能に影響を及ぼす指示模様の有無を確認可能な設計とする。また，目視により，性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂，打こん，変形及び摩耗の有無を確認可能な設計とする。

また，低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは，吐出配管にテストラインを設け，原子炉運転中または原子炉停止中に，機能・性能検査として，代替淡水貯槽を水源とした循環運転を行うことで，

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

第 3.4-6 表 低圧代替注水系（常設）の試験・検査

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

(47-5-2, 3)

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

低圧代替注水系（常設）は本来の用途以外に使用しない。重大事故等時には、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（C）配管の一部を使用するが、残留熱除去系（C）については、重大事故等に対処するための系統構成は必要としない。

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

低圧代替注水系（常設）と残留熱除去系（C）との隔離弁については第3.4-7表に示す。

低圧代替注水系（常設）は、通常待機時は、原子炉注水弁及び原子炉圧力容器注水流量調整弁を閉止しておくことで、残留熱除去系（C）と隔離する系統構成とし、取合系統である残留熱除去系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。また、低圧代替注水系を用いる場合は、弁操作によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(47-4-2)

第 3.4-7 表 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
残留熱除去系（C）	原子炉注水弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉
残留熱除去系（C）	原子炉圧力容器注水流量調整弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

低圧代替注水系（常設）の系統構成のために操作が必要な機器の設置場所、操作場所を第3.4-8表に示す。

常設低圧代替注水系ポンプ，常設低圧代替注水系系統分離弁，原子炉注水弁，原子炉圧力容器注水流量調整弁及び残留熱除去系注入弁（C）は，原子炉建屋原子炉棟又は常設低圧代替注水系格納槽内に設置されており，中央制御室からの遠隔操作が可能な設計とすることで，操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ない設計とする。

(47-3-4～7)

第 3.4-8 表 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
常設低圧代替注水系ポンプ（A）	常設低圧代替注水系格納槽内	中央制御室
常設低圧代替注水系ポンプ（B）	常設低圧代替注水系格納槽内	中央制御室
原子炉注水弁	原子炉建屋原子炉棟4階	中央制御室
原子炉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
常設低圧代替注水系系統分離弁	常設低圧代替注水系格納槽内	中央制御室

3.4.2.1.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 容量等」に示す。

低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水量を有する設計とする。

注水量としては、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、低圧代替注水系（常設）を用いる、高圧・低圧注水機能喪失、崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合、残留熱除去系が故障した場合）、LOCA時注水機能喪失、格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）及び全交流動力電源喪失（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故）に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において、有効性が確認されている原子炉への注水流量が、最大 $378\text{m}^3/\text{h}$ であることから、ポンプ1個当たり約 $200\text{m}^3/\text{h}$ で注水可能なポンプを2個使用し、約 $400\text{m}^3/\text{h}$ で注水可能な設計とする。

また、低圧代替注水系（常設）は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）又は格納容器下部注水系と同時に使用する可能性があるため、代替

格納容器スプレイ冷却系（常設）と同時に使用する場合は原子炉への最大注水量 $230\text{m}^3/\text{h}$ 又は格納容器下部注水系と同時に使用する場合は原子炉への最大注水量（崩壊熱相当の注水量）を確保可能な設計とする。

原子炉圧力容器に注水する場合の常設低圧代替注水系ポンプの全揚程は、上記注水量で注水を実施する場合の圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（原子炉圧力容器）の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損）を考慮し、約200mの全揚程を確保可能な設計とする。

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

(47-6-2～5, 10～14)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないことから、低圧代替注水系（常設）は共用しない。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性(設置許可基準規則第43条第2項三)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

低圧代替注水系（常設）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系に対し、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計としている。なお、詳細については3.4.2.1.3項に示す。

3.4.2.2 低圧代替注水系（可搬型）

3.4.2.2.1 設備概要

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

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

重大事故等時においては、代替淡水貯槽を水源として、可搬型代替注水大型ポンプから接続口まで仮設ホースを接続し注水することにより原子炉を冷却する設計とする。

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

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

また、防潮堤内側の取水箇所（SA用海水ピット、高所淡水池、北側淡水池）から取水可能な設計とする。なお、水源については、「3.13重大事故等の収束に必要な水の供給設備」で示す。

可搬型代替注水大型ポンプを使用する際に接続する接続口は、共通要因により接続することができなくなることを防止するため、原子炉建屋の異なる面（原子炉建屋東側及び西側）の隣接しない位置及び常設代替高圧電源装置

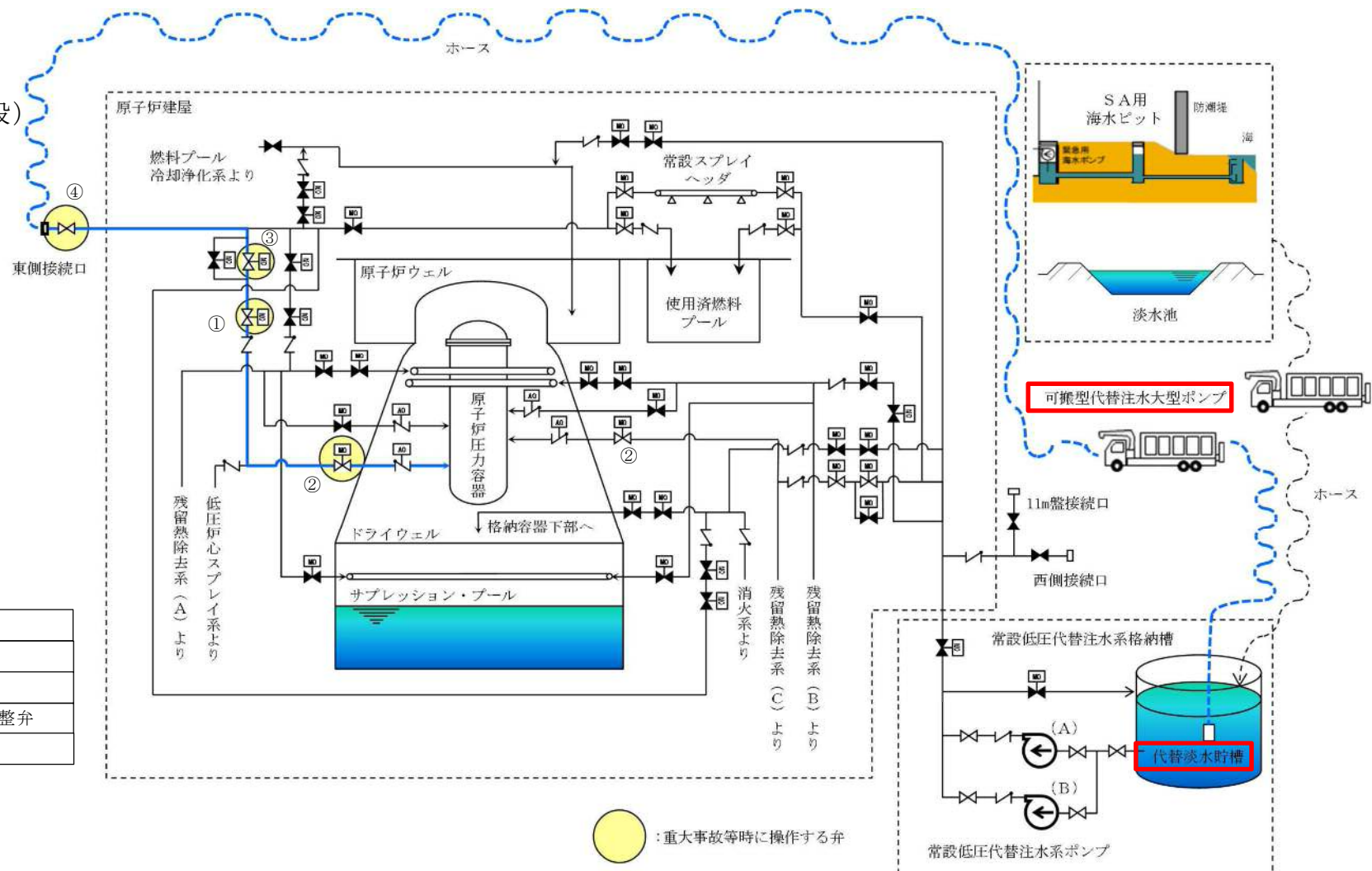
置場内（11m盤）に設置することで位置的分散を図る設計とする。

: 主要設備

— : 流路 (恒設)

- - - : ホース

弁名称
①原子炉注水弁 (LPCS)
②低圧炉心スプレイ系注入弁
③原子炉圧力容器注入流量調整弁
④東側接続口の弁



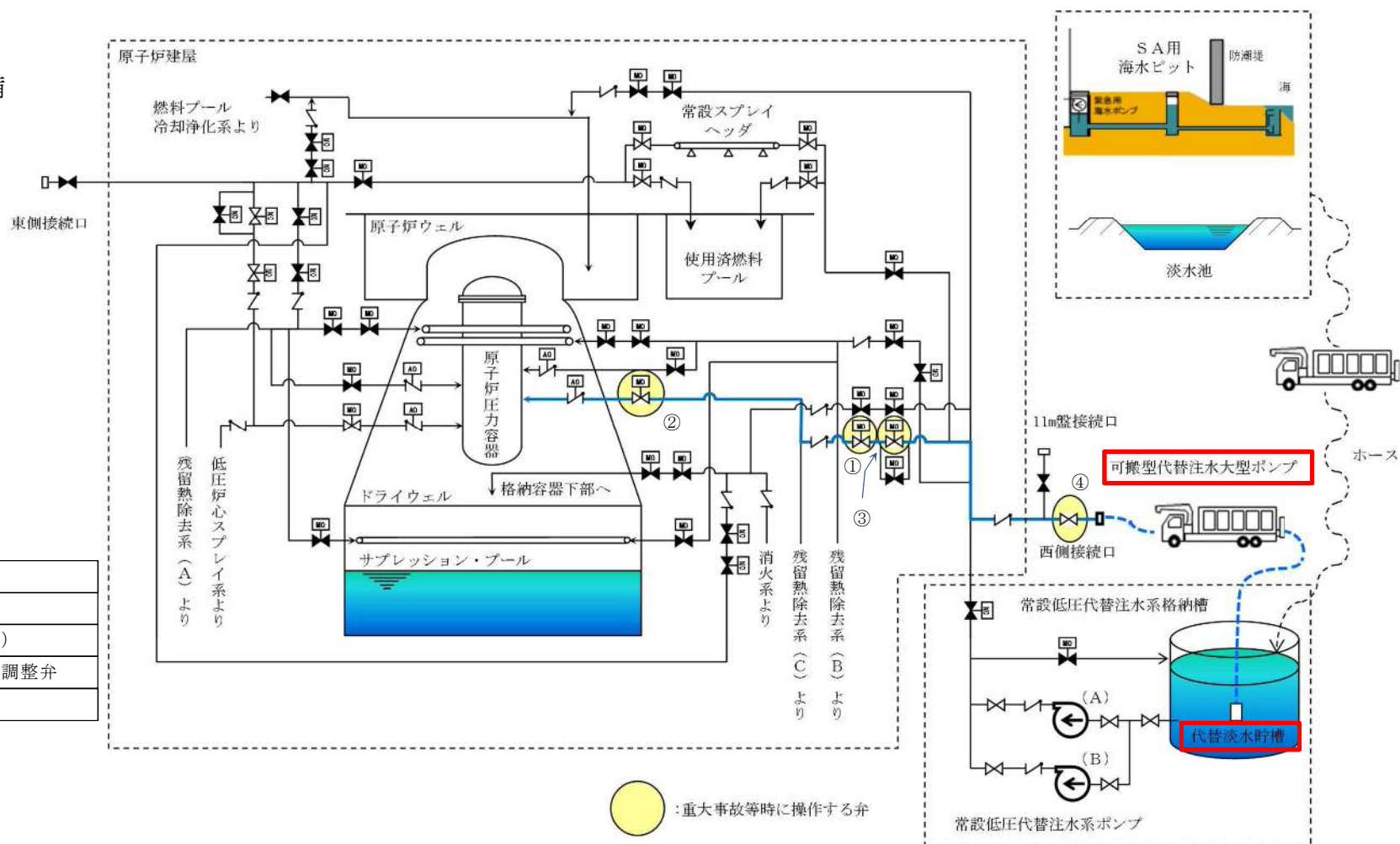
第 3.4-3 図 低圧代替注水系 (可搬型) 系統概要図 (1/3: 東側接続口使用時)

□ : 主要設備

— : 流路

- - - : ホース

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



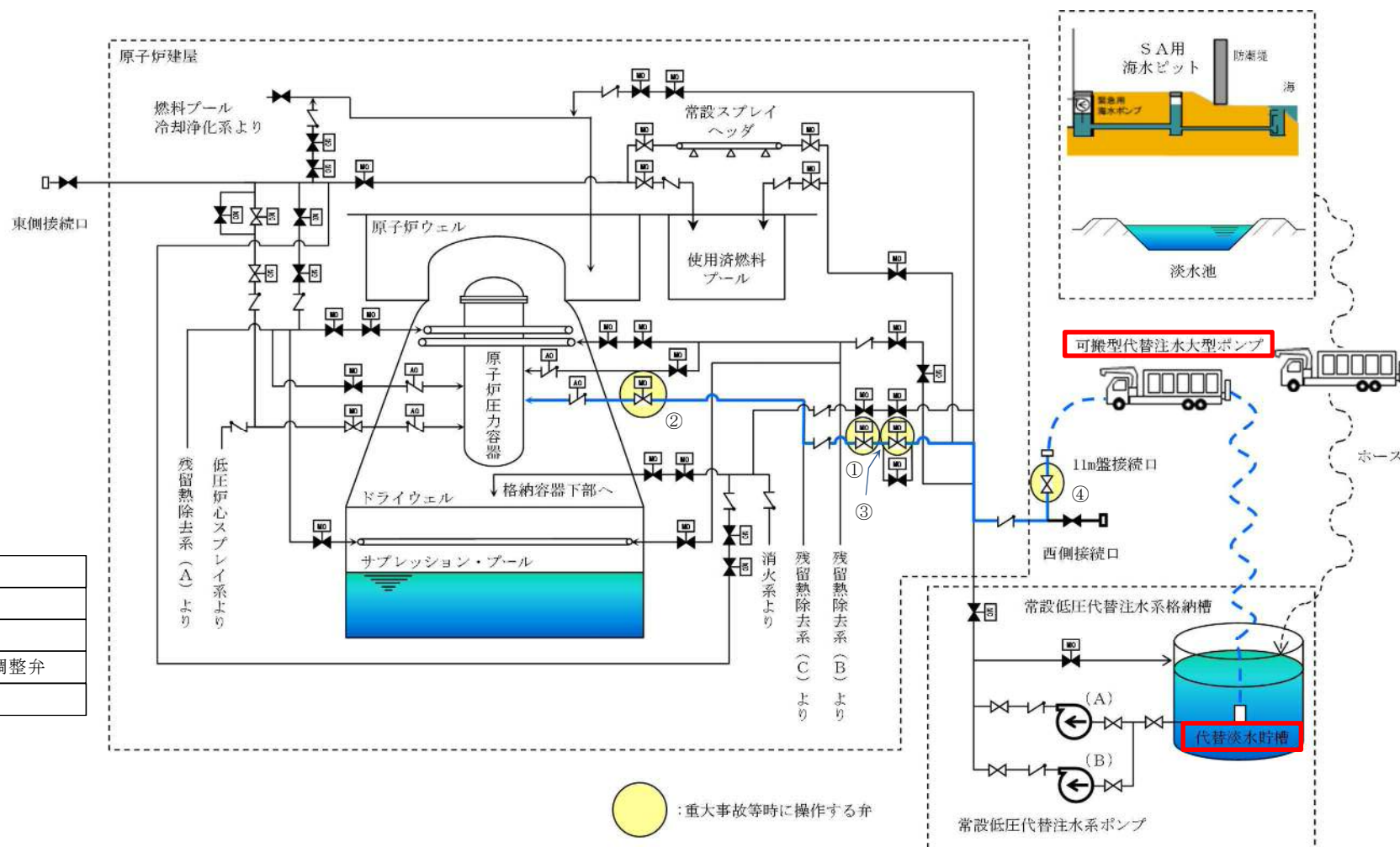
第 3.4-3 図 低圧代替注水系（可搬型）系統概要図（2／3：西側接続口使用時）

: 主要設備

— : 流路

- - - : ホース

弁名称
①原子炉注水弁
②残留熱除去系注入弁 (C)
③原子炉圧力容器注入流量調整弁
④11m 盤接続口の弁



第 3.4-3 図 低圧代替注水系 (可搬型) 系統概要図 (3/3 : 11m 盤接続口使用時)

第 3.4-9 表 低圧代替注水系（可搬型）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分		設備名
主要設備		可搬型代替注水大型ポンプ【可搬】 代替淡水貯槽【常設】* ¹
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	低圧代替注水系配管・弁【常設】 低圧炉心スプレイ系配管・弁・スパージャ【常設】 残留熱除去系（C）配管・弁【常設】 ホース【可搬】
	注水先	原子炉圧力容器【常設】
	電源設備* ² （燃料補給設備含む）	可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
	計装設備* ³	原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（S A 広帯域）【常設】 原子炉水位（S A 燃料域）【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（S A）【常設】 低圧代替注水系原子炉注水流量【常設】 代替淡水貯槽水位【常設】

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

*² 電源設備については「3.14電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

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

3.4.2.2.2 主要設備の仕様

(1) 可搬型代替注水大型ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

種 類	: うず巻形
容 量	: 約1,320m ³ /h/個
全 揚 程	: 約140m
最高使用圧力	: 1.4MPa[gage]
最高使用温度	: 60℃
原 動 機 出 力	: 847kW/個
個 数	: 4(予備2 ^{*1})
設 置 場 所	: 屋外
保 管 場 所	: 西側, 南側保管場所及び予備機置場

* 1 「可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)」 と兼用

(2) 代替淡水貯槽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

個 数 : 1

容 量 : 約5,000m³

種 類 : ライニング槽

取 付 箇 所 : 常設低圧代替注水系格納槽内

3.4.2.2.3 低圧代替注水系（可搬型）の多様性及び独立性，位置的分散

低圧代替注水系（可搬型）は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，第3.4-10表で示すとおり，多様性を有し位置的分散を図る設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは，西側及び南側保管場所に保管することで，原子炉建屋原子炉棟内に設置する残留熱除去系ポンプ，低圧炉心スプレイ系ポンプ及び低圧代替注水系格納槽内に設置する常設低圧代替注水系ポンプと位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの冷却水は自己冷却とすることで，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ，低圧炉心スプレイ系ポンプの冷却水（残留熱除去系海水系）及び冷却水が不要である常設低圧代替注水系ポンプに対し多様性を有する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの駆動源はディーゼルエンジン駆動とすることで，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの電源（非常用ディーゼル発電機）及び常設低圧代替注水系ポンプの電源である常設代替交流電源設備の常設代替高圧電源装置に対し多様性を有する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの水源は，常設低圧代替注水系格納槽内に設置する代替淡水貯槽を使用することで，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの水源である，原子炉建屋原子炉棟内のサプレッション・プールに対し，多様性を有し位置的分散を図る設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）は，第3.4-11表で示すとおり，地震，津波，火災，溢水による共通要因故障を防止するために，独立性を有する設計と

する。

なお、低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、故障時及び保守点検時の予備となる予備機を有する設計とする。

第 3.4-10 表 多様性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備		重大事故防止設備	
	低圧炉心 スプレイ系	残留熱除去系 （低圧注水系及 び原子炉停止時 冷却系）	低圧代替注水系 （常設）	低圧代替注水系 （可搬型）
ポンプ	低圧炉心スプレ イ系ポンプ	残留熱除去系 ポンプ	常設低圧代替 注水系ポンプ	可搬型代替注水 大型ポンプ
	原子炉建屋原子炉棟 地下 2 階		常設低圧代替注水 系格納槽内	西側及び南側 保管場所
水源	サプレッション・プール		代替淡水貯槽	代替淡水貯槽
	原子炉建屋原子炉棟		常設低圧代替 注水系格納槽内	常設低圧代替 注水系格納槽内
駆動用空気	不要		不要	不要
潤滑油	不要（内包油）		不要（内包油）	不要（内包油）
冷却水	残留熱除去系海水系		不要（自然冷却）	自己冷却
駆動電源	非常用ディーゼル 発電機		常設代替高圧 電源装置	不要 （ディーゼルエ ンジン）
	原子炉建屋付属棟地下 1 階		屋外	西側及び南側 保管場所

第 3.4-11 表 設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備		重大事故防止設備
		残留熱除去系 (低圧注水系及び原子炉停止時冷却系)	低圧炉心 スプレイ系	低圧代替注水系 (可搬型)
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系は耐震 S クラス設計とし、重大事故防止設備である低圧代替注水系（可搬型）は、基準地震動 S_s で機能維持できる設計とすることで、地震が共通要因となり故障することのない設計とする。		
	津波	設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）は防潮堤及び浸水防護設備の設置により、重大事故防止設備である低圧代替注水系（可搬型）は、防潮堤及び浸水防護設備の設置に加え、高台の可搬型設備保管場所への配備により、津波が共通要因となって故障することのない設計とする。		
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系と、重大事故防止設備である低圧代替注水系（可搬型）は、火災が共通要因となり同時に故障することのない設計とする（「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。		
	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系と、重大事故防止設備である低圧代替注水系（可搬型）は、溢水が共通要因となり同時に故障することのない設計とする。（「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す。）		

3.4.2.2.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.4.2.2.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプで想定する環境条件を第3.4-12表に示す。

可搬型代替注水大型ポンプは，西側及び南側保管場所に保管し，重大事故等時に，水源である代替淡水貯槽付近の屋外に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における屋外の環境条件を考慮する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの操作は，可搬型代替注水大型ポンプに付属する操作スイッチにより，設置場所にて操作可能な設計とする。

地震，風（台風），竜巻による風荷重については，当該荷重を考慮しても機器が損傷しない設計とする。積雪・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，防水対策がとられた可搬型代替注水大型ポンプを使用し，凍結のおそれがある場合は暖気運転を行い凍結対策とする。

第 3. 4-12 表 想定する環境条件

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水及び凍結対策を考慮した設計とする。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。原子炉圧力容器への注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮した設計とする。
地震	保管場所で想定される適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，輪留め等により固定する。
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	保管場所で想定される風（台風）及び竜巻の風荷重，積雪，火山の影響による荷重を考慮し，機器が損傷しない設計とする。また，設置場所で想定される風（台風），積雪による荷重を考慮した設計とする。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）の操作に必要なポンプ、弁及びホースを第3.4-13表に示す。

低圧代替注水系（可搬型）を運転する場合は、可搬型代替注水大型ポンプを、水源である代替淡水貯槽近傍に配置するとともにホース接続を実施し、系統構成として、残留熱除去系注入弁（C）（又は低圧炉心スプレイ系注入弁）、原子炉注水弁（又は原子炉注水弁（LPCS））及び原子炉压力容器注水流量調整弁の開操作を実施した後、原子炉建屋東側又は西側接続口（又は11m盤接続口）の弁を開とし、可搬型代替注水大型ポンプ付属の操作スイッチによりポンプを起動することで原子炉注水を行う。

原子炉建屋東側、西側及び11m盤の接続口の弁については、接続口近傍の屋外から手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプ付属の操作スイッチは、重大事故等対応要員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する設計とする。また、操作スイッチは、機器の名称等を表示した銘板の取付け等により識別可能とし、重大事故等対応要員の操作・監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプは、設置場所にて車両の

転倒防止装置及び輪留め等による固定が可能な設計とする。

ホースの接続作業にあたっては，特殊な工具は必要とせず，簡便な接続金物及び一般的な工具により，確実に接続が可能な設計とする。可搬型代替注水大型ポンプ使用時の移動，設置，起動操作及び系統構成に必要な弁操作については，中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とすることで，重大事故等時の操作が確実にできる設計とする。

第 3.4-13 表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
可搬型代替注水大型ポンプ	起動停止	スイッチ操作	屋外設置場所
接続口の弁 (原子炉建屋東側，西側又は 11m盤)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口近傍
原子炉注水弁又は原子炉注水 弁 (L P C S)	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
原子炉圧力容器注水流量調整 弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
残留熱除去系注入弁 (C) 又 は低圧炉心スプレイ系注入弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
ホース	ホース接続	人力接続	屋外

(3) 試験・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）の試験・検査を第3.4-14表に示す。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉運転中又は停止中に、機能・性能検査、弁動作確認、車両検査が可能な設計とする。

機能・性能確認として、淡水池を水源とし、可搬型代替注水大型ポンプ、仮設圧力計・流量計、ホースの系統構成で循環運転を実施することにより、ポンプの吐出圧力・流量の確認に加え、運転時の振動、異音、異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。ポンプ及び弁については、機能・性能検査等に合わせて外観の確認が可能な設計とする。ホースについては、機能・性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂、ジョイント部の腐食等が無いことを確認可能な設計とする。

弁については、分解検査として弁体等の部品の状態を確認可能な設計とする。分解検査においては、浸透探傷試験により、性能に影響を及ぼす指示模様の有無を確認可能な設計とし、目視により、性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂、打こん、変形及び摩耗の有無を確認可能な設計とする。また、原子炉運転中又は停止中に弁動作確認を実施することで、弁の開閉動作を確認可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、車両として異常なく走行できることを確認可能な設計とする。

第3.4-14表 低圧代替注水系（可搬型）の試験・検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁・ホースの漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両の走行確認

(47-5-4)

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」示す。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、通常待機時は接続先の系統と分離された状態で西側及び南側保管場所に保管し、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

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

可搬型代替注水大型ポンプによる注水は、弁操作によって通常時の系統構成から重大事故等対象設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、保管場所において転倒しない設計とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。設置場所においては、車両転倒防止装置又は輪止めにより固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプは、固縛等を実施することで、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）の系統構成に操作が必要な機器の設置場所及び操作場所を第3.4-15表に示す。このうち、屋外で操作する可搬型代替注水大型ポンプ，原子炉建屋東側及び西側接続口の弁，11m盤接続口の弁及びホースは屋外に設置する設計とするが，作業は放射線量が高くなるおそれが少ないタイミングで実施可能であることから操作が可能で

ある。また、作業に当たっては、放射線量を確認し、適切な放射線防護対策で作業安全確保を確認した上で作業を実施する。仮に線量が高い場合は、線源からの離隔距離を確保するとともに、状況に応じ仮設遮蔽の設置等を実施した上で、線量を測定し線量が低い場所で作業を行うことにより、可搬型代替注水大型ポンプ等の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。

第 3.4-15 表 操作対象機器

機器名称	設置場所	操作場所
可搬型代替注水大型ポンプ	屋外設置場所	屋外設置場所
接続口の弁 (原子炉建屋東側，西側又は11m盤)	屋外接続口近傍	屋外接続口近傍
原子炉注水弁又は原子炉注水弁 (L P C S)	原子炉建屋原子炉棟	中央制御室
原子炉圧力容器注水流量調整弁	原子炉建屋原子炉棟	中央制御室
低圧炉心スプレイ系注入弁 又は残留熱除去系注入弁 (C)	原子炉建屋原子炉棟	中央制御室
ホース	屋外	屋外

3.4.2.2.4.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.2 容量等」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは，原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって，設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために必要な注水量を有する設計とする。

注水量としては，炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち，低圧代替注水系（可搬型）を用いる，全交流動力電源喪失（長期T B）に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付資料十）において，有効性が確認されている原子炉への注水流量が，最大 $110\text{m}^3/\text{h}$ であることから，ポンプ1個あたり $1,320\text{m}^3/\text{h}$ 以上を注水可能な設計とし，1個使用する設計とする。

全交流動力電源喪失時には，低圧代替注水系（可搬型）による原子炉への注水と，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイを同時に実施することになるため，この場合の流量の組み合わせとして，原子炉注水が崩壊熱相当の流量（ $50\text{m}^3/\text{h}$ 以下），格納容器スプレイ $130\text{m}^3/\text{h}$ を注水可能な設計とする。

全揚程としては，有効性が確認されている原子炉への注水流量におけ

る圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（原子炉圧力容器）の圧力差，静水頭，機器圧損，配管・ホース及び弁類圧損）を考慮し，約140mの全揚程を確保可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは，重大事故等時において注水等に必要な容量を有するものを1個と，水の移送に必要な容量を有するものを1個を同時に使用するために，1セット2個使用する。保有数は2セットで4個と，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2個の合計6個を保管する。但し，予備については，可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と兼用する。

(47-6-6～14)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプ側のホースと接続口については，フランジ接続にすることで，一般的に使用される工具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。また，原子炉建屋東側接続口，西側接続口及び11m盤接続口の口径を統一し，確実に接続できる設計とする。

(47-7-2)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプの接続箇所である接続口は，重大事故等時の環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため，原子炉建屋の異なる面の隣接しない位置への設置として，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。。また、津波の影響を考慮し、11m盤の常設代替高圧電源装置置場内に接続口を1箇所設置し、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。

(47-7-2)

(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。

屋外で操作する可搬型代替注水大型ポンプ、原子炉建屋東側及び西側接続口の弁、11m盤接続口の弁、ホースは屋外に設置する設計とするが、作業は放射線量が高くなるおそれが少ないタイミングで実施可能であることから操作が可能である。また、作業に当たっては、放射線量を確認し、適切な放射線防護対策で作業安全確保を確認した上で作業を実施する。仮に線量が高い場合は、線源からの離隔距離を確保するとともに、状況に応じ仮設遮蔽の設置等を実施した上で、線量を測定し線量が低い場所で作業を行うことにより、可搬型代替注水大型ポンプの設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。

接続口及びホースの現場での接続作業に当たっては、簡便なフランジ

接続により，一般的な工具等を用い確実に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。

(47-7-2)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項五）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプ並びに重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプの配置その他の条件を考慮し，常設低圧代替注水系ポンプが設置される常設低圧代替注水系格納槽と異なる，発電所敷地内の西側及び南側保管場所に保管することで位置的分散を図る設計とする。

(47-8-1, 2)

(6) アクセスルートの確保（許可基準規則第43条第3項六）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

低圧代替注水系（可搬）の可搬型代替注水大型ポンプは、通常待機時は西側及び南側保管場所に保管するため、想定される重大事故等が発生した場合における、保管場所から設置場所までの経路について、設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、別ルートも考慮して複数のアクセスルートを確保する。

なお、アクセスルートの詳細については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての「1.0 重大事故等対策における共通事項」添付資料1.0.2「東海第二発電所 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」で示す。

(47-9-1～4)

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

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

低圧代替注水系（可搬型）は、設計基準事故対処設備の残留熱除去系（低圧注水系及び原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系と常設重大事故防止設備の低圧代替注水系（常設）に対し、多様性を有し位置的分散を図る設計としている。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

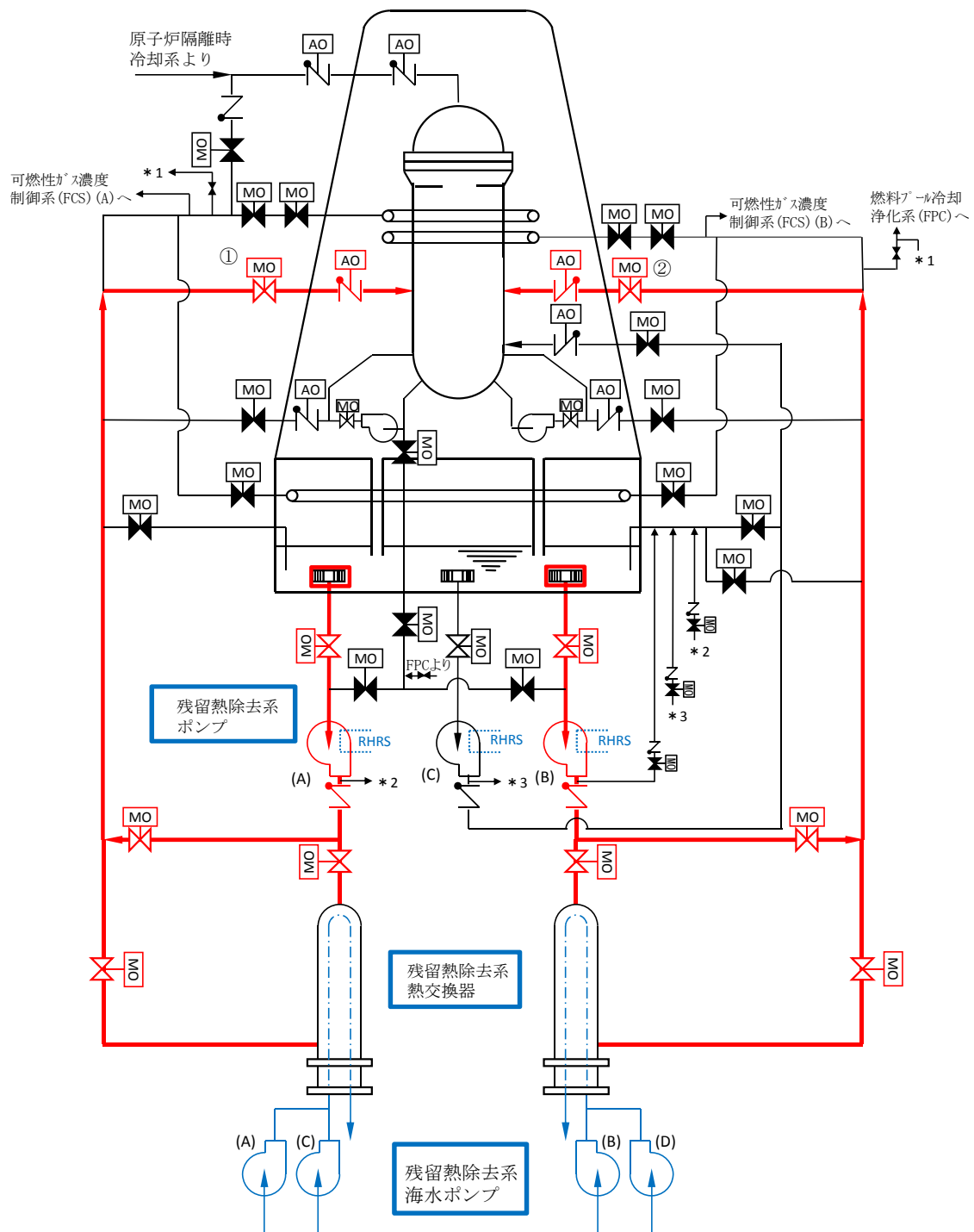
残留熱除去系（低圧注水系）は、非常用炉心冷却系の1つである。非常用炉心冷却系は、冷却材喪失事故時に燃料被覆管の重大な損傷を防止し、ジルコニウム-水反応を極力抑え、崩壊熱を長期にわたって除去する機能を持ち、残留熱除去系（低圧注水系）、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び自動減圧系で構成する。

本系統は、電動ポンプ3個、熱交換器2基、配管・弁等からなり、冷却材喪失事故時には、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び自動減圧系と連携して、炉心を冷却する機能を有する。

本系統は、3個の残留熱除去系ポンプで構成し、原子炉水位低又はドライウェル圧力高の信号で作動を開始し、サプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器内（炉心シュラウド内）に注水し、炉心を冷却する。

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

本系統は設計基準事故対処設備であるが、想定される重大事故等においてその機能が健全であれば、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。また、残留熱除去系（低圧注水系）は、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機からの給電に加え、代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により復旧し、重大事故等時に使用できる設計とする。



弁名称
① 残留熱除去系注入弁 (A)
② 残留熱除去系注入弁 (B)

□ : 主要設備

— : 流路 (A系及びB系使用時)

第 3.4-5 図 残留熱除去系 (低圧注水系) 系統概要図

第 3.4-16 表 残留熱除去系（低圧注水系）に関する

重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分		設備名
主要設備		残留熱除去系ポンプ【常設】 残留熱除去系海水ポンプ【常設】* ¹ 残留熱除去系熱交換器【常設】 サプレッション・プール【常設】* ²
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ【常設】
	注水先	原子炉圧力容器【常設】
	電源設備* ³ （燃料補給設備含む）	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機【常設】 常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替交流電源設備用燃料移送ポンプ【常設】
	計装設備* ⁴	原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（S A 広帯域）【常設】 原子炉水位（S A 燃料域）【常設】 原子炉圧力【常設】 原子炉圧力（S A）【常設】 残留熱除去系系統流量【常設】 サプレッション・プール水位【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力【常設】

- *1：残留熱除去系海水系設備については、「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（設置許可基準規則第48条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- *2：水源については、「3.13重大事故等の収束に必要な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- *3：電源設備については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- *4：計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.4.3.1.2 主要設備の仕様

主要設備の機器仕様を以下に示す。

(1) 残留熱除去系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

容 量 : 約 $1,690\text{m}^3/\text{h}$ (1個当たり)

全 揚 程 : 約85m

個 数 : 3

取 付 箇 所 : 原子炉建屋原子炉棟地下2階

(2) 残留熱除去系熱交換器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

基 数 : 2

伝 熱 容 量 : $19.4 \times 10^3 \text{kW}$ (1基当たり)

取 付 箇 所 : 原子炉建屋原子炉棟地下2階

(3) 残留熱除去系海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

個 数 : 4

容 量 : 約886m³/h (1個当たり)

全 揚 程 : 約184m

(4) サプレッション・プール

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

個 数 : 1

容 量 : 約3,400m³

3.4.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

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

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

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

残留熱除去系（低圧注水系）は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能及び残留熱除去機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ容量が、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために必要な原子炉注水量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計である。

基本方針については、「2.3.2容量等」に示す。

また、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水として使用する水源のサプレッション・プールは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備の水源と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために必要な原子炉注水量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計である。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、原子炉建屋原子炉棟内に設置される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、第3.4-17表 に示す設計である。

第 3.4-17 表 想定する環境条件

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

また，残留熱除去系ポンプは中央制御室にて操作可能な設計とする。

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

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

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

3.4.3.2 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）

3.4.3.2.1 設備概要

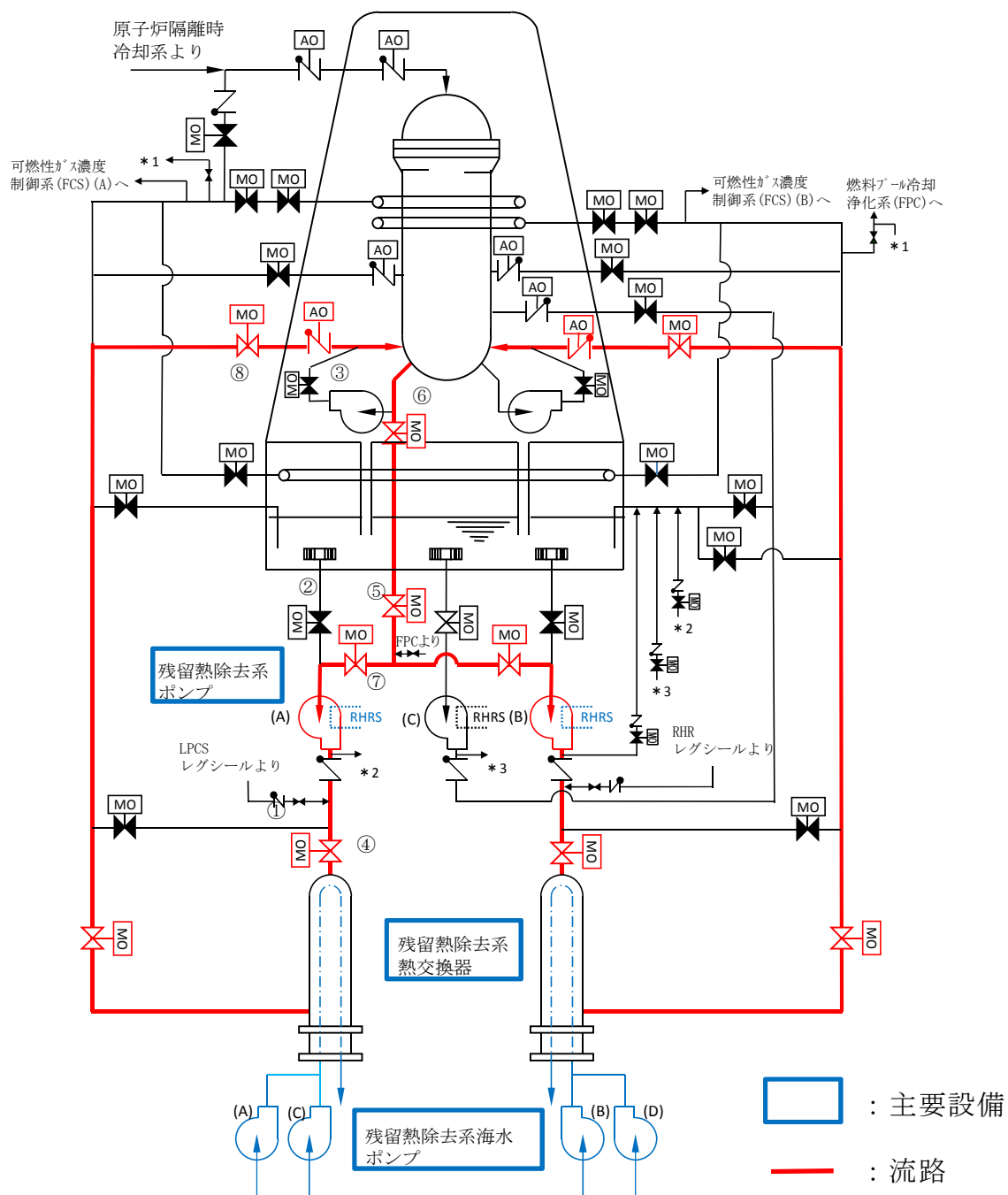
残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は，（A）（B）の2ループから構成され，熱交換器2基，電動ポンプ2個，配管・弁等からなり，原子炉停止後，炉心崩壊熱及び原子炉圧力容器，配管，冷却材中の残留熱を除去して，原子炉の除熱を行うためのものである。

炉心崩壊熱及び残留熱は，原子炉停止後には復水器等により冷却され，冷却材温度が十分下がった後は，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）によって除熱される。

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

本系統は設計基準事故対処設備であるとともに，想定される重大事故等時においてその機能が健全であれば，重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

また，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は，非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機からの給電に加えて，代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により復旧し，重大事故等時に使用できる設計とする。



弁名称	弁名称
① 残留熱除去系レグシールライン弁	⑤ 残留熱除去系外側隔離弁
② 残留熱除去系ポンプ入口弁	⑥ 残留熱除去系内側隔離弁
③ 原子炉再循環ポンプ出口弁	⑦ 残留熱除去系ポンプ停止時冷却ライン入口弁
④ 残留熱除去系熱交換器入口弁	⑧ 残留熱除去系ポンプ停止時冷却注入弁

第 3. 4-6 図 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）系統概要図

第 3.4-18 表 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）に関する
重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分		設備名
主要設備		残留熱除去系ポンプ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 残留熱除去系海水ポンプ【常設】*1
関連設備	付属設備	—
	水源	原子炉圧力容器【常設】
	流路	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ【常設】 再循環系配管【常設】
	注水先	原子炉圧力容器【常設】
	付属設備	—
	電源設備*2 （燃料補給設備含む）	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機【常設】 常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替交流電源設備用燃料移送ポンプ【常設】
計装設備	計装設備*3	残留熱除去系系統流量【常設】 残留熱除去系熱交換器入口温度【常設】 残留熱除去系熱交換器出口温度【常設】 ドライウェル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 ドライウェル圧力【常設】 サプレッション・チェンバ圧力【常設】

- *1：残留熱除去系海水系設備については、「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（設置許可基準規則第48条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- *2：電源設備については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- *3：計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.4.3.2.2 主要設備の仕様

主要設備の機器仕様を以下に示す。

(1) 残留熱除去系ポンプ

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

容 量 : 約 $1,690\text{m}^3/\text{h}$ (1個当たり)

全 揚 程 : 約85m

個 数 : 2

取 付 箇 所 : 原子炉建屋原子炉棟地下2階

(2) 残留熱除去系熱交換器

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

基 数 : 2

伝 熱 容 量 : $19.4 \times 10^3 \text{kW}$ (1基当たり)

取 付 箇 所 : 原子炉建屋原子炉棟地下2階

(3) 残留熱除去系海水ポンプ

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

個 数 : 4

容 量 : 約 $886\text{m}^3/\text{h}$ (1個当たり)

全 揚 程 : 約184m

3.4.3.2.3 設置許可基準規則第43 条への適合方針

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

ただし、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧させる場合は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機からの給電により起動する残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）に対して、駆動電源の多様性を有する設計とする。常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置の多様性及び位置的分散については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57 条に対する設計方針を示す章）」に示す。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱として使用する残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能及び残留熱除去機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ容量が、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために必要な原子炉注水量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様

の設計である。

基本方針については、「2.3.2容量等」に示す。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、原子炉建屋原子炉棟内に設置される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、第3.4-19表 に示す設計である。

第 3.4-19 表 想定する環境条件

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

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

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

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

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

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

3.4.3.3 低圧炉心スプレイ系

3.4.3.3.1 設備概要

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

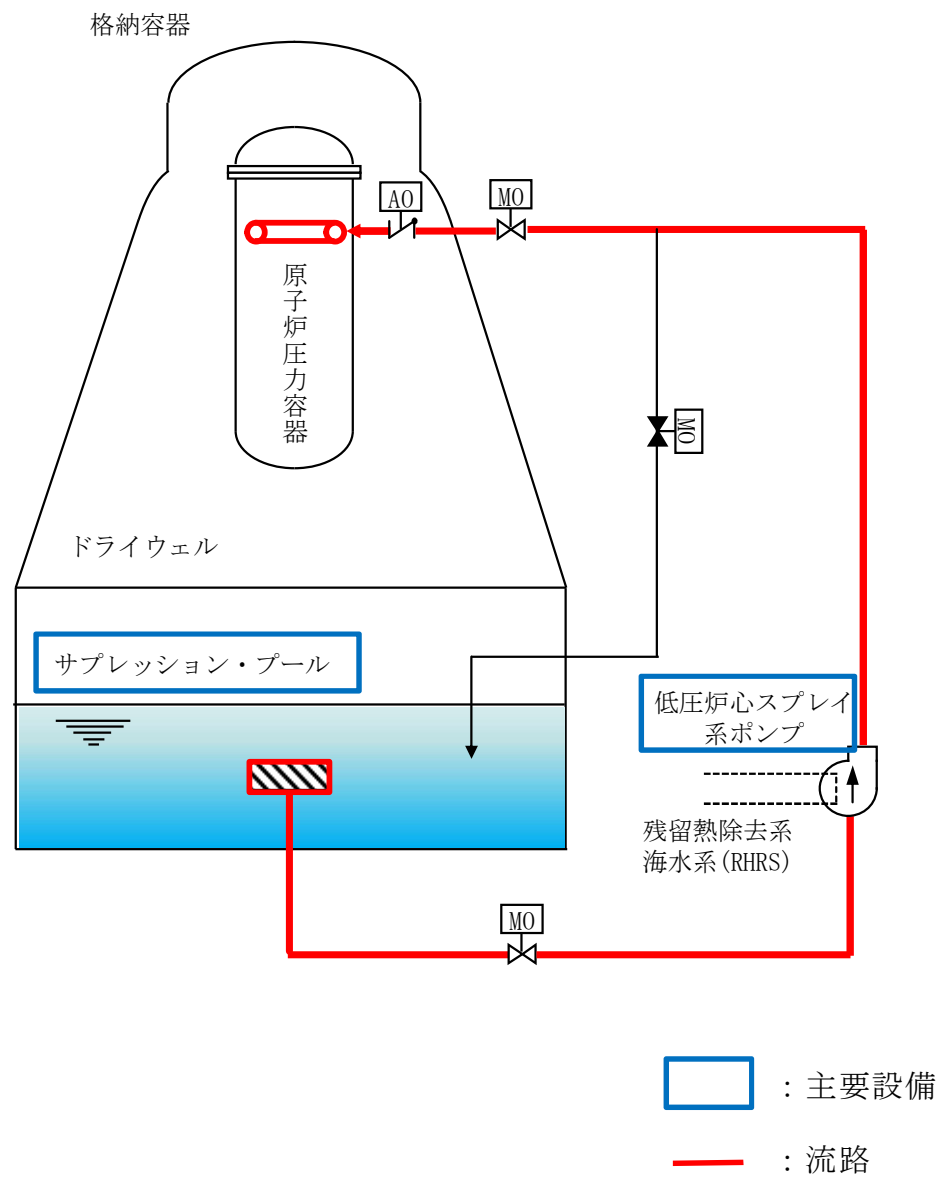
低圧炉心スプレイ系は、電動ポンプ1個、配管・弁等からなり、冷却材喪失事故時には、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心注水系、原子炉隔離時冷却系及び自動減圧系と連携して、炉心を冷却する機能を有する。

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

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

本系統は設計基準事故対処設備であるが、想定される重大事故等においてその機能が健全であれば、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

また、残留熱除去系（低圧炉心スプレイ系）は、非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機からの給電に加え、代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により復旧し、重大事故等時に使用できる設計とする。



第 3. 4-7 図 低圧炉心スプレイ系 系統概要図

第 3.4-20 表 低圧炉心スプレイ系に関する
重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分		設備名
主要設備		低圧炉心スプレイ系ポンプ【常設】 サプレッション・プール【常設】*1
関連設備	付属設備	残留熱除去系海水ポンプ
	水源	—
	流路	低圧炉心スプレイ系配管・弁・ストレーナ・スパージャ 【常設】
	注水先	原子炉圧力容器【常設】
	電源設備*2 (燃料補給設備含む)	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機【常設】 常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替交流電源設備用燃料移送ポンプ【常設】
計装設備*3		原子炉水位（広帯域）【常設】 原子炉水位（燃料域）【常設】 原子炉水位（S A 広帯域）【常設】 原子炉水位（S A 燃料域）【常設】 低圧炉心スプレイ系系統流量【常設】 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】

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

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

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

3.4.3.3.2 主要設備の仕様

主要設備の機器仕様を以下に示す。

(1) 低圧炉心スプレイ系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

容 量 : 約 $1,440\text{m}^3/\text{h}$

全 揚 程 : 約 205m

個 数 : 1

取 付 箇 所 : 原子炉建屋原子炉棟地下2階

(2) 残留熱除去系海水ポンプ

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

個 数 : 4

容 量 : 約 $886\text{m}^3/\text{h}$ (1個当たり)

全 揚 程 : 約 184m

(3) サプレッション・プール

兼用する設備については、「3.4.3.1.2 主要設備の仕様(4)サプレッション・プール」に記載のとおり。

個 数 : 1

容 量 : 約 $3,400\text{m}^3$

3.4.3.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

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

ただし、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により低圧炉心スプレイ系を復旧させる場合は、低圧炉心スプレイ系は、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備の非常用ディーゼル発電機からの給電により起動する低圧炉心スプレイ系に対して、駆動電源の多様性を有する設計とする。常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置の多様性及び位置的分散については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57 条に対する設計方針を示す章）」に示す。

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

低圧炉心スプレイ系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。

低圧炉心スプレイ系による原子炉压力容器への注水として使用する低圧炉心スプレイ系ポンプは、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ容量が、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために必要な原子炉注水量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計である。

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

また、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水時に使用する水源のサプレッション・プールは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備の水源と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために必要な原子炉注水量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計である。

低圧炉心スプレイ系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内に設置される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、第3.4-21表 に示す設計である。

第 3.4-21 表 想定する環境条件

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

また，低圧炉心スプレイ系は中央制御室にて操作可能な設計とする。

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

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

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備【49 条】

基準適合への対応状況

9. 原子炉格納施設

9.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

9.6.1 概 要

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

また、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）が健全な場合は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

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

9.6.2 設計方針

(1) 炉心の著しい損傷を防止するための格納容器内冷却に用いる設備

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

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の残留熱除去系ポンプの故障等により，格納容器内の冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却）として，常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を使用する。

代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプは，残留熱除去系（B）を介して，格納容器内にあるスプレイヘッドよりドライウェル内にスプレイできる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・ 常設低圧代替注水系ポンプ
- ・ 代替淡水貯槽
- ・ 常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）

常設低圧代替注水系ポンプは，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置より給電できる設計とする。その他，設計基準事故対処設備である格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却

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

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

プレイできる設計とする。

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

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・代替淡水貯槽
- ・可搬型設備用軽油タンク（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリ（10.2 代替電源設備）

その他、設計基準事故対処設備である格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

代替淡水貯槽又は複数の淡水源（淡水貯水池 A，B）の淡水が枯渇した場合は、防潮堤内側の取水箇所（S A用海水ポンプピット）から、可搬型代替注水大型ポンプを用いて補給可能な設計とする。系統の詳細については、「9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備」に示す。

b. サポート系故障時に用いる設備

- (a) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱

全交流動力電源喪失等によるサポート系の故障により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）が格納容器内の除熱機能を喪失した場合の重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の復旧）として、常設代替高圧電源装置、残留熱除去系ポンプ、サプレッション・プール、残留熱除去系熱交換器、及び残留熱除去系海水ポンプを使用する。

サブプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系熱交換器を介してサブプレッション・プール水を冷却し格納容器内にあるスプレイヘッダより、ドライウェル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイできる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ サプレッション・プール
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ
- ・ 常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）

その他、設計基準事故対処設備である格納容器及び非常用取水設備の貯留堰並びに取水路を重大事故等対処設備として使用する。

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

全交流動力電源喪失等によるサポート系の故障により、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）が機能喪失した場合の重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の復旧）として、常設代替高圧電源装置、残留熱除去系ポンプ、サブプレッション・プール、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプを使用する。

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

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ サプレッション・プール
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ
- ・ 常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）

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

(2) 重大事故等対処設備（設計基準拡張）による格納容器内の除熱

格納容器内の除熱等のための設備として、設計基準事故対処設備の機能が喪失していない場合において、重大事故等時に炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、以下の重大事故等対処設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系））を設ける。

a. 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器内の除熱

残留熱除去系ポンプ及びサプレッション・プールによる格納容器内の除熱機能が喪失していない場合の重大事故等対処設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系））として、残留熱除去系ポンプ、サプレッション・プール及び残留熱除去系熱交換器並びに残留熱除去系海水ポンプを使用する。

サプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプは、残留熱除去系熱交換器を介してサプレッション・プール水を冷却し、格納容器内にあるスプレイヘッドより、ドライウェル内及びサプレッション・チェンバ内にスプレイできる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ サプレッション・プール
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ

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

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

残留熱除去系ポンプ及びサプレッション・プールによる格納容器内の除熱機能が喪失していない場合の重大事故等対処設備（残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系））として，残留熱除去系ポンプ，サプレッション・プール及び残留熱除去系熱交換器並びに残留熱除去系海水ポンプを使用する。

サプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプは，残留熱除去系熱交換器を介して，サプレッション・プール水を冷却できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・ 残留熱除去系ポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器
- ・ サプレッション・プール
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ

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

(3) 格納容器の破損を防止するための格納容器内除熱に用いる設備

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

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却

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

(b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却

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

(c) 代替循環冷却系による格納容器内の除熱

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

熱除去系熱交換器（A）及び緊急用海水ポンプ又は残留熱除去系海水ポンプを使用する。

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

残留熱除去系熱交換器（A）の冷却用海水は、緊急用海水系の緊急用海水ポンプ又は残留熱除去系海水系の残留熱除去系海水ポンプからの海水を使用する。また、非常用取水設備のS A用海水ピット取水塔、海水引込み管及びS A用海水ピット並びに貯留堰及び取水路を海水の流路として使用する。

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

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・代替循環冷却系ポンプ
- ・残留熱除去系熱交換器（A）
- ・サプレッション・プール
- ・残留熱除去系海水ポンプ
- ・緊急用海水ポンプ
- ・常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）

代替循環冷却系の流路として、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（A）を重大事故等対処設備として使用することから、流路として設計する。その他、設計基準事故対処設備である格納容器及び非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

b. サポート系故障時に用いる設備

- (a) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱

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

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

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

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

「9.6.2(2) a. 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）復旧後の格納容器内の除熱」及び「9.6.2(2) b. 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）復旧後の格納容器内の除熱」に使用する残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、残留熱除去系海水ポンプ及び非常用ディーゼル発電機は、

設計基準事故対処設備であるとともに重大事故等時においても使用するため、
「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」に示す設計方針を適用する
が、多様性、位置的分散等を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はない
ことから、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち多様性及
び位置的分散の設計方針は適用しない。

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

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

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

9.6.2.1 多様性及び独立性、位置的分散

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

常設低圧代替注水系ポンプを使用した格納容器内の冷却は、常設代替高圧
電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより、非常用デ
ィーゼル発電機より給電する残留熱除去系ポンプを使用した格納容器内の除
熱に対し、多様性及び位置的分散を図る設計とする。また、代替淡水貯槽を
水源とすることで、サプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポン
プを使用した格納容器内の除熱に対し、多様性及び位置的分散を図る設計と
する。

常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、屋外の常設低圧代替注水
系格納槽内に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ
及び格納容器内のサプレッション・プールに対し、多様性及び位置的分散を

図る設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプは冷却水を不要（自然冷却）とすることで、残留熱除去海水系ポンプにより冷却する残留熱除去系ポンプに対し多様性を持たせた設計とする。

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

可搬型代替注水大型ポンプを使用した格納容器内の冷却は、可搬型代替注水大型ポンプをディーゼルエンジン駆動とすることで、電動の残留熱除去系ポンプに対して、多様性を確保する設計とする。また、代替淡水貯槽を水源とすることで、サプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプポンプを使用した格納容器内の冷却に対し、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

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

可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、原子炉建屋東側（屋外）及び西側（屋外）に1箇所ずつ設置し、合計2箇所設置することで、位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプを使用する格納容器スプレイ配管は、代替淡水貯槽から残留熱除去系（A）配管及び残留熱除去系（B）配管との合流点までの系統について、残留熱除去系ポンプを使用する格納容器スプレイ系統に対して独立した設計とする。

代替循環冷却系による格納容器内の除熱は、代替循環冷却系ポンプの電源

を常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより、非常用ディーゼル発電機により給電する残留熱除去系ポンプを使用した格納容器内の除熱に対して多様性及び位置的分散を図る設計とする。また、代替循環冷却系ポンプは冷却水を不要（自然冷却）とすることで、残留熱除去系海水ポンプにより冷却する残留熱除去系ポンプに対して多様性を持たせた設計とする。

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

代替循環冷却系ポンプを使用する格納容器内の除熱の配管は、残留熱除去系熱交換器（A）の出口配管の分岐点から、残留熱除去系（A）配管との合流点までの系統について、残留熱除去系ポンプを（A）使用する格納容器スプレイ冷却系配管に対して独立性を確保する設計とする。

電源設備の多様性、位置的分散については、「10.2 代替電源設備」に示す。

9.6.2.2 悪影響防止

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

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却に使用する常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、通常時は弁により他の系統・機器と隔離する設計とし、重大事故等時は弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却に使用す

る可搬型代替注水大型ポンプは、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、保管場所において転倒しないことを確認することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、設置場所において車両転倒防止装置又は輪止めにより固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプは、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替循環冷却系による格納容器内の除熱に使用する代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは、弁操作等によって、設計基準事故対処設備として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）に使用する残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプは、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することから、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

9.6.2.3 容 量 等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却に使用する常設低圧代替注水系ポンプは、炉心の著しい損傷を防止するために必要なスプレイ流量に対して、ポンプ2個の運転により十分なポンプ流量を確保する設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却に使用す

る可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時において注水に必要な容量を有するものを1個と水の補給に必要な容量を有するものを1個と同時に使用するために1セット2個使用する。保有数は2セットで4個と、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2個の合計6個を保管する。

予備については、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と兼用する。

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

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

炉心の著しい損傷を防止するために代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却として使用する代替淡水貯槽は、格納容器への注水量に対し、可搬型代替注水大型ポンプにより淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とする。

炉心の著しい損傷を防止するために残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）として使用する残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール除熱機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が、炉心の著しい損傷を防止するために必要なポンプ流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備

と同仕様で設計する。

代替循環冷却系及び残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）の水源として使用するサブプレッション・プールは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備の水源と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の水量が、炉心崩壊熱により上昇した格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な水量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

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

炉心の著しい損傷が発生した場合における格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために使用する代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合の格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要なスプレイ流量に対して、ポンプ 2 個の運転により十分なポンプ流量を確保する設計とする。

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

を使用する。重大事故等時において注水に必要な容量を有するものを1個と水の補給に必要な容量を有するものを1個と同時に使用するために1セット2個使用する。保有数は2セットで4個と、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2個の合計6個を保管する。

予備については、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と兼用する。

9.6.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

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

常設低圧代替注水系ポンプの操作は、中央制御室で可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、屋外に保管及び設置し、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は、設置場所で可能な設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽は、淡水だけでなく海水も使用することから、海水の影響を考慮した設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプは、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

代替循環冷却系ポンプ及び残留熱除去系ポンプ並びに残留熱除去系熱交換器は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮した設計とする。

代替循環冷却系ポンプ及び残留熱除去系ポンプの操作は、中央制御室で可能な設計とする。

サプレッション・プールは、格納容器内に設置し重大事故等時における格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

緊急用海水ポンプは、地下格納槽内に設置し、重大事故等時における地下

格納槽内の環境条件を考慮した設計とする。

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

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

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

9.6.2.5 操作性の確保

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

常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を使用した代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えできる設計とする。常設低圧代替注水系ポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチで操作が可能な設計とする。

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

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

可搬型代替注水大型ポンプと原子炉建屋東側接続口（又は西側接続口）の

接続は、一般的に使用される工具を用いて接続可能なフランジ接続とする。

また、ホースの接続方式及びホース口径の統一により確実に接続できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプは、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

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

残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプを使用した格納容器スプレイ冷却系統並びにサプレッション・プール冷却系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で利用できる設計とする。残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチで操作が可能な設計とする。

9.6.3 主要設備及び仕様

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

9.6.4 試験検査

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

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器内の冷却に使用する

低圧代替注水系ポンプは、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

常設低圧代替注水ポンプは、分解が可能な設計とする。

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

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却に使用する可搬型代替注水大型ポンプは、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、ポンプの分解又は取替が可能な設計とする。また、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）に使用する残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは、試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは、分解が可能な設計とする。

代替循環冷却系に使用する代替循環冷却系ポンプは、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。代替循環冷却系ポンプは、分解が可能な設計とする。

緊急用海水系に使用する緊急用海水ポンプは、機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。緊急用海水ポンプは、分解が可能な設計とする。

第 9.6－1 表格納容器内の除熱等のための設備主要仕様

(1) 常設低圧代替注水系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

型 式	うず巻形
個 数	2
容 量	約 200m ³ /h (1 個当たり)
揚 程	約 200m

(2) 可搬型代替注水大型ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

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

(3) 代替循環冷却系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

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

(4) 残留熱除去系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

主要仕様については、「5.4 残留熱除去系」に示す。

(5) 緊急用海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

型 式	ターボ形
個 数	1（予備 1）
容 量	約 844m ³ /h（1 基当たり）
揚 程	約 130m

(6) 残留熱除去系海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

主要仕様については、「5.4 残留熱除去系」に示す。

(7) 代替淡水貯槽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

個	数	1
容	量	約 5,000m ³

(8) サプレッション・プール

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

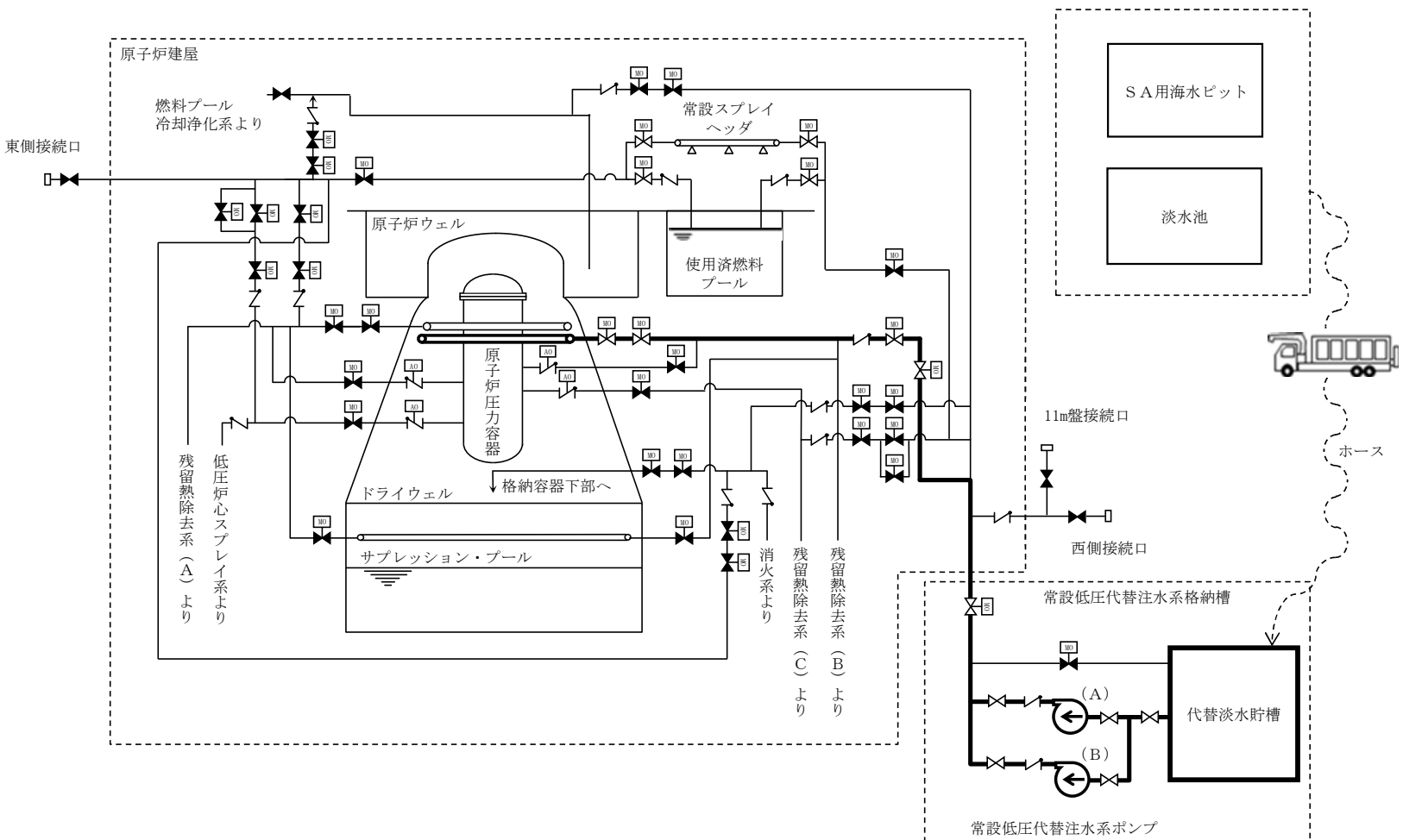
主要仕様については、「9.1 原子炉格納施設」に示す。

(9) 残留熱除去系熱交換器

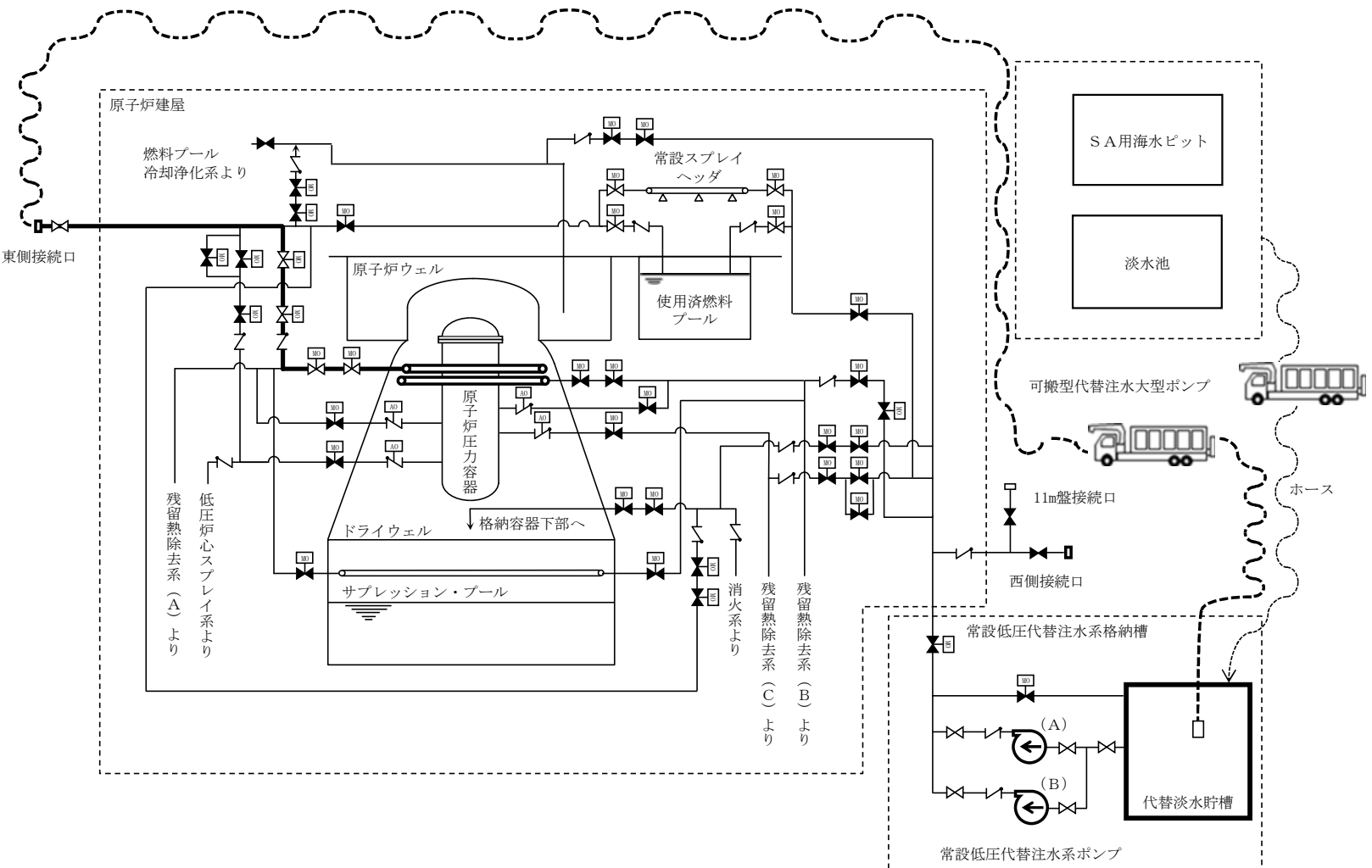
兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

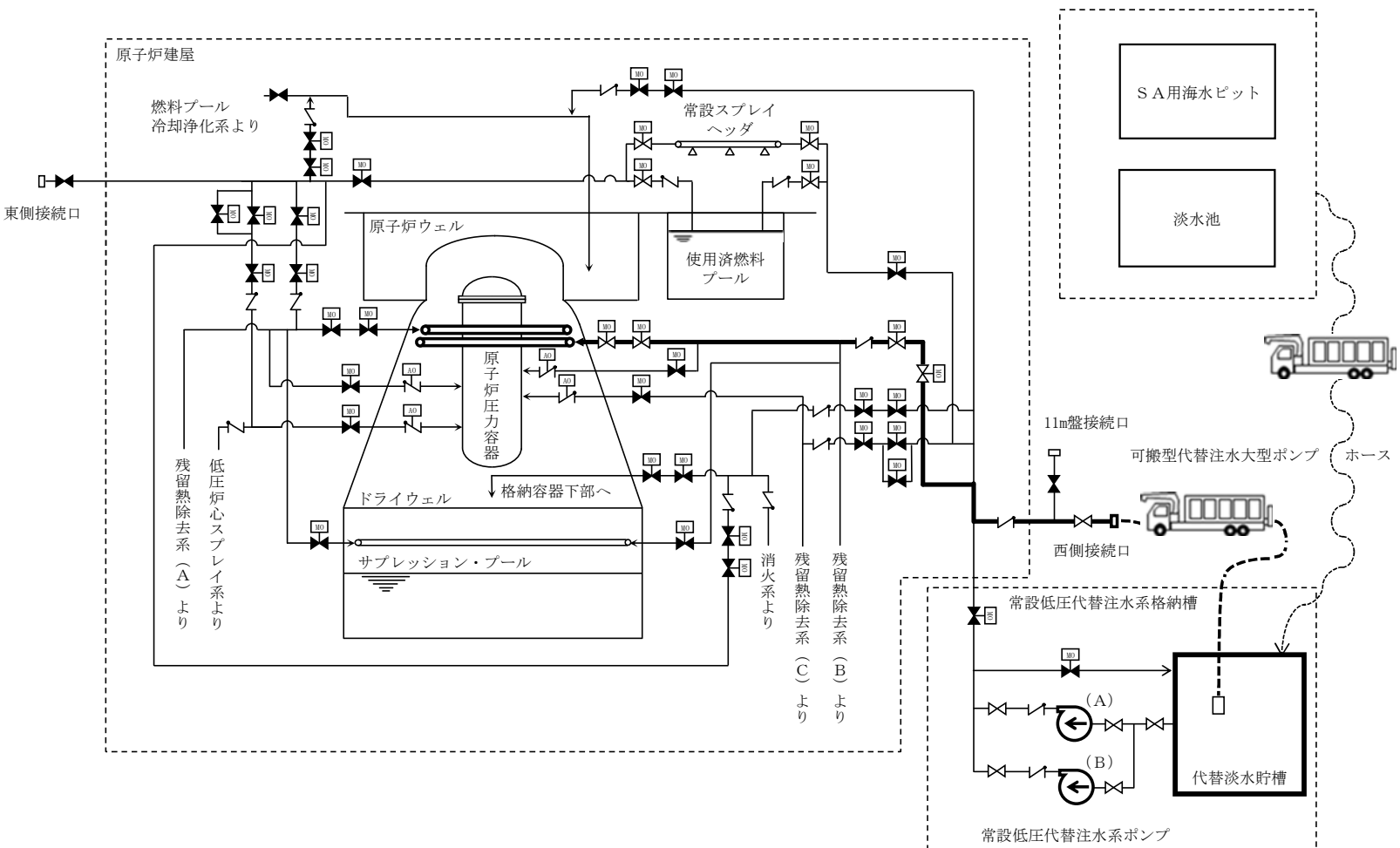
主要仕様については、「5.4 残留熱除去系」に示す。



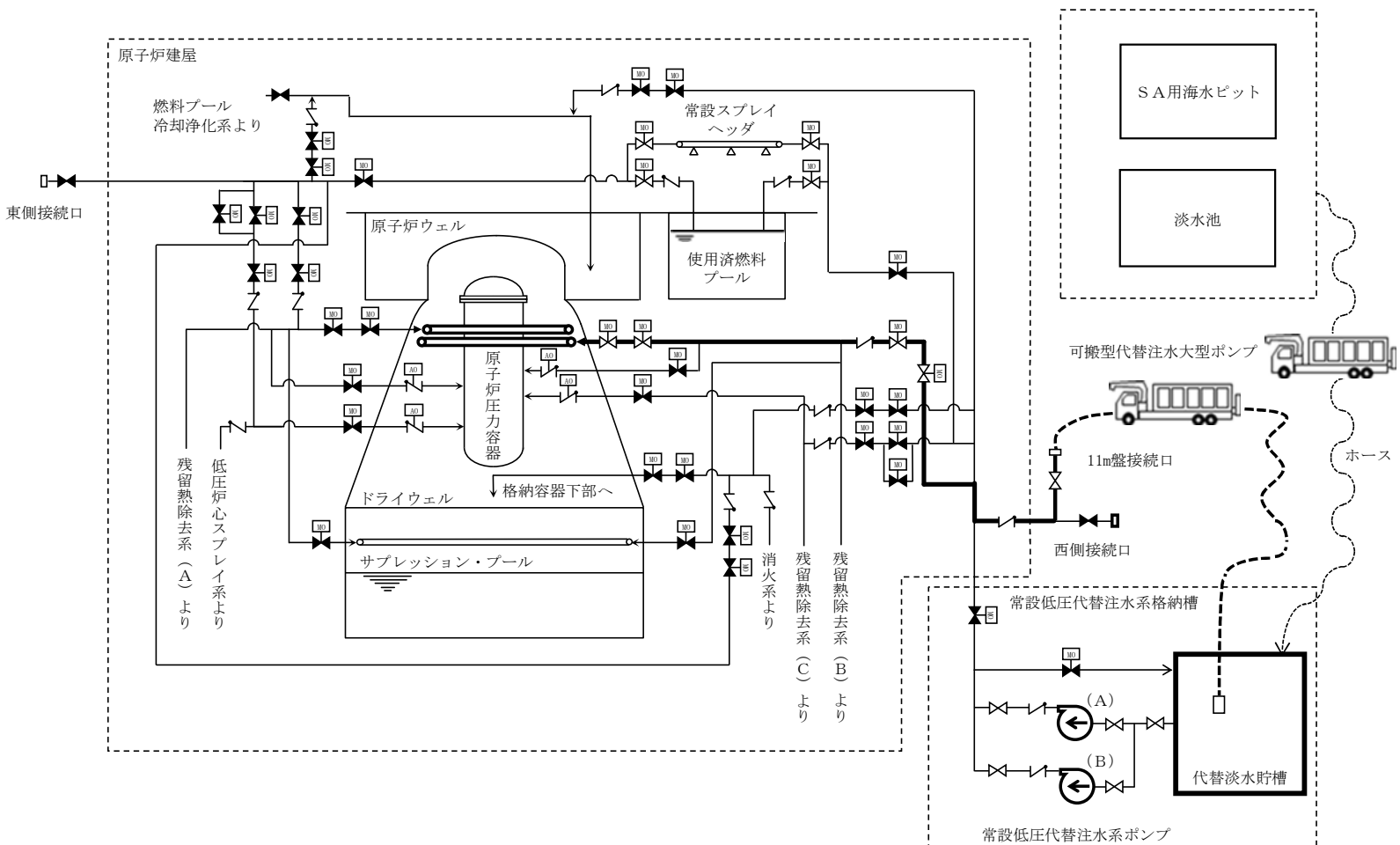
第 9.6-1 図 代替格納容器スプレイ系 (常設) 系統概要図



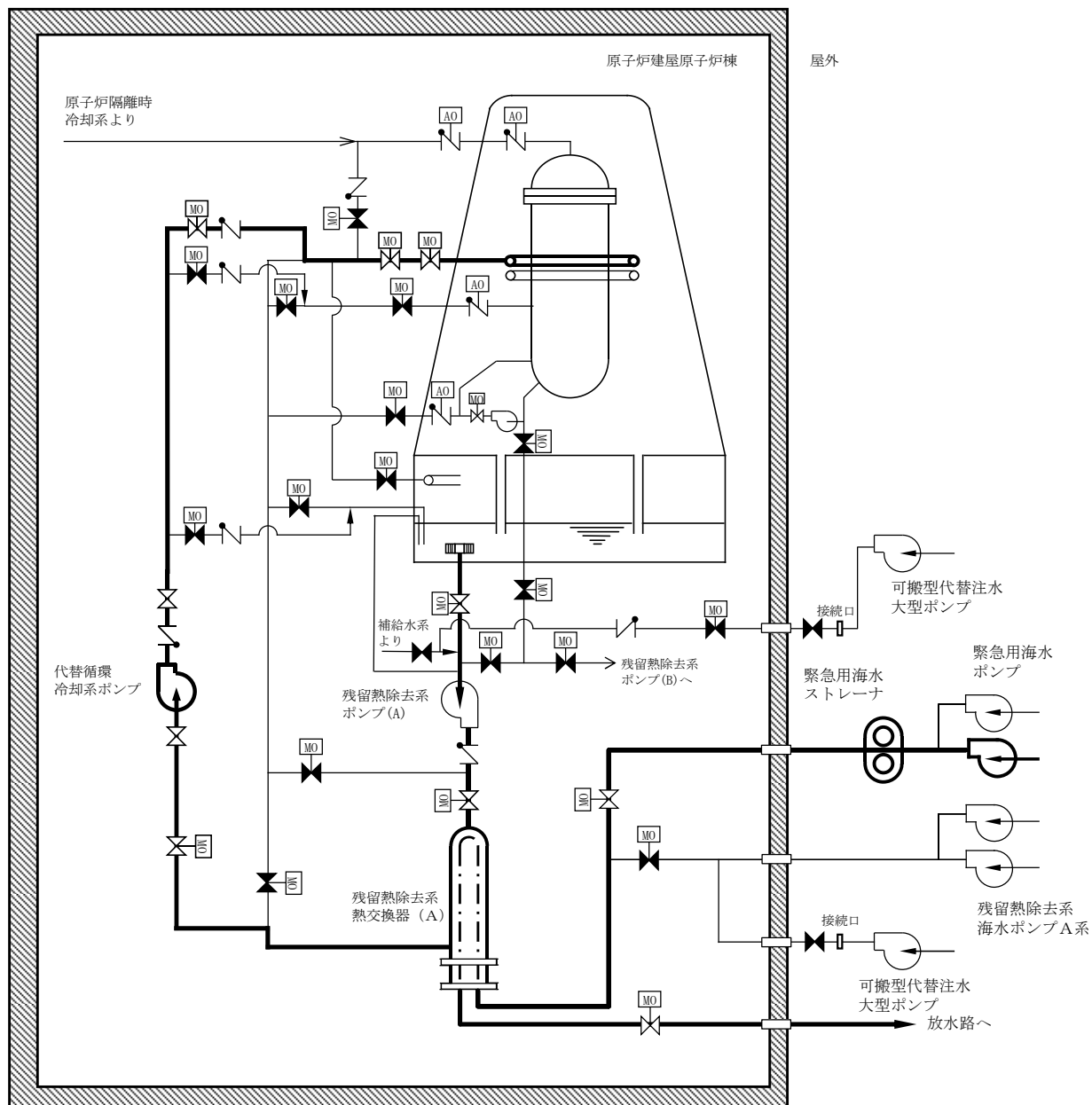
第9.6-2図 代替格納容器スプレイ系（可搬型）系統概要図
（東側接続口使用时）



第 9.6—3 図 代替格納容器スプレイ系（可搬型）系統概要図
（西側接続口使用時）

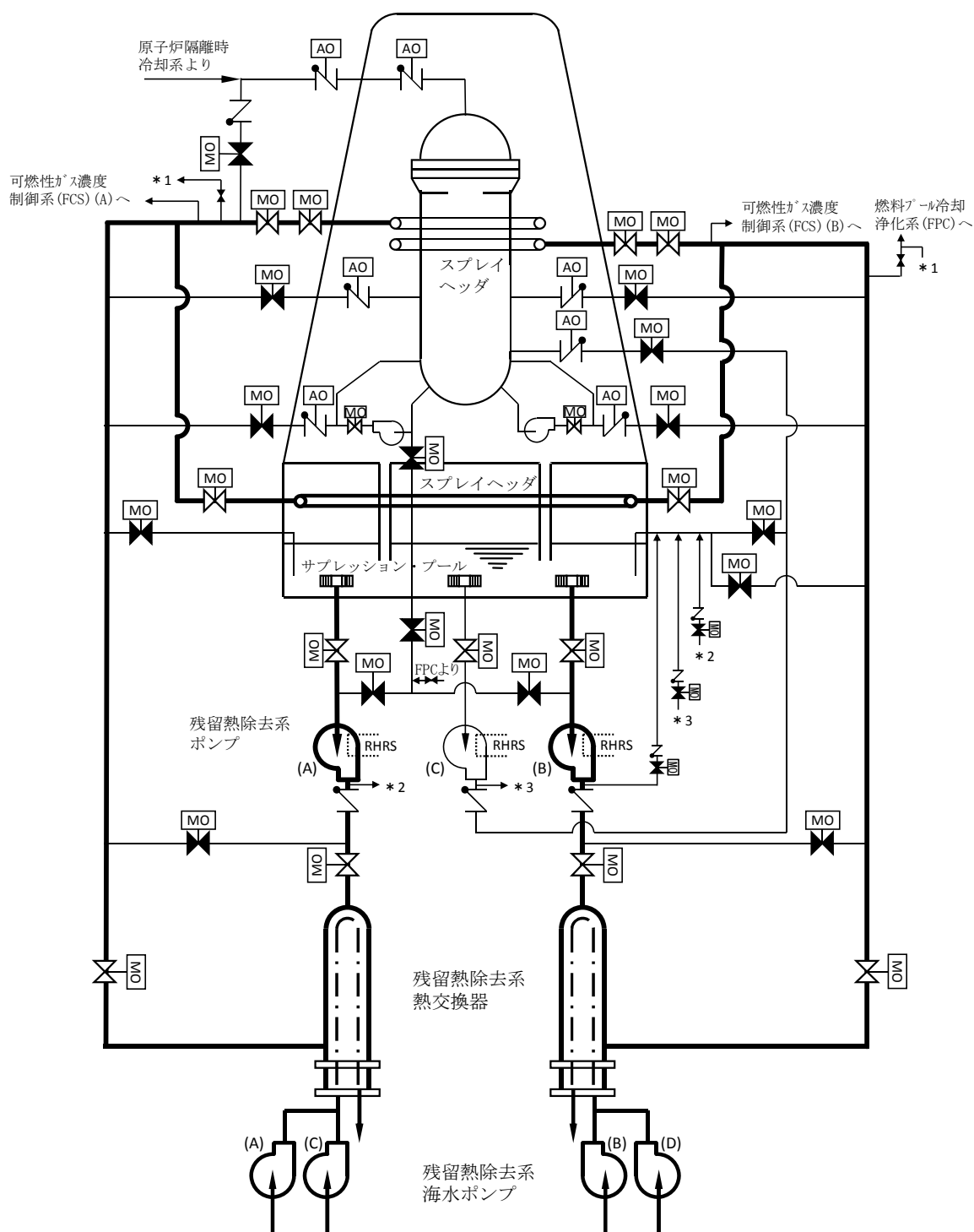


第9.6-4図 代替格納容器スプレイ系 (可搬型) 系統概要図
(11m 盤接続口使用時)



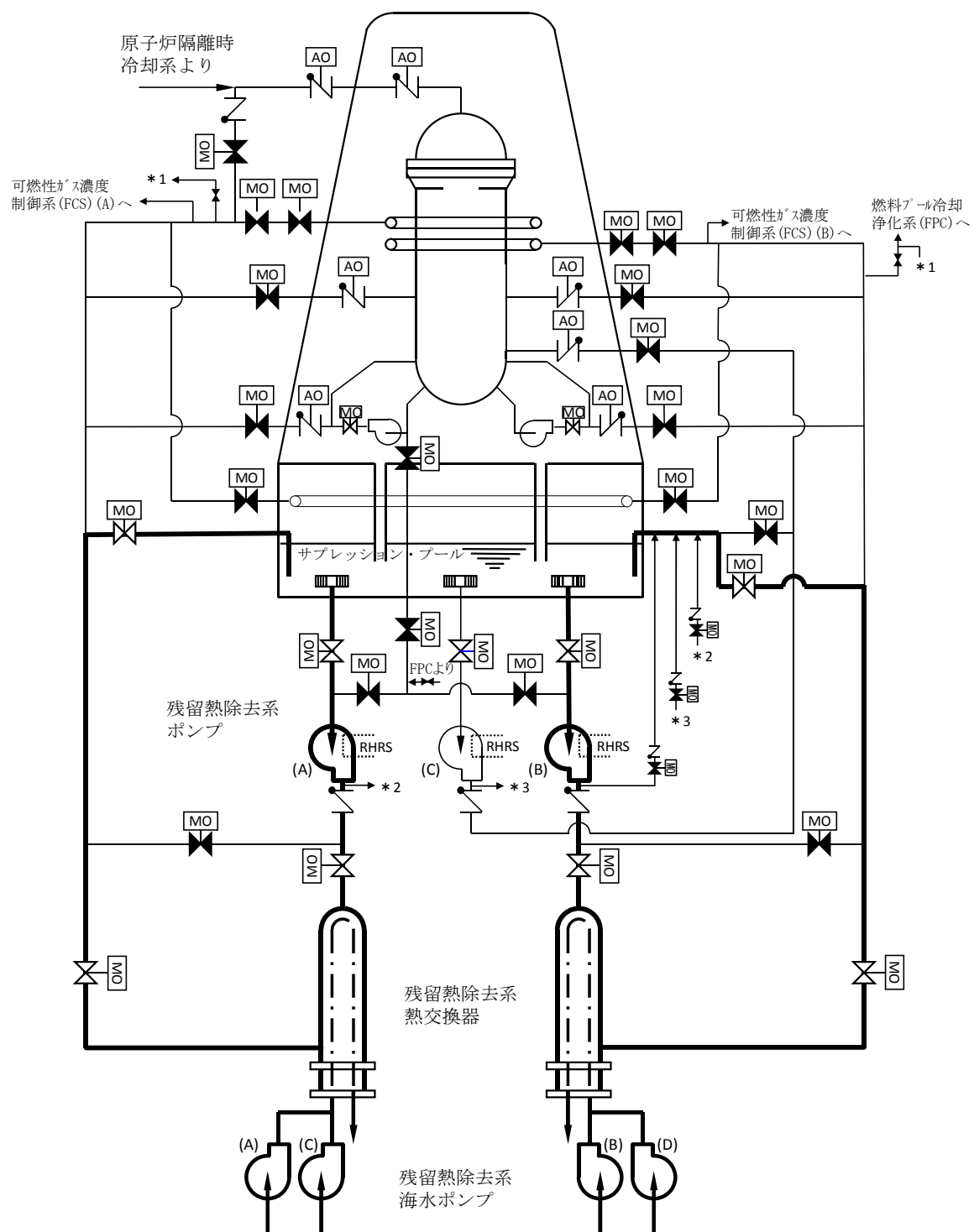
緊急用海水系使用時の図を示す。

第 9.6－5 図 代替循環冷却系系統概要図



第 9.6-6 図 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）

系統概要図



第 9.6－7 図 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）

系統概要図

3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備【49条】

< 添付資料 目次 >

3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

3.6.1 設置許可基準規則第49条への適合方針

- (1) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の設置（設置許可基準規則解釈の第1項（1）a））
- (2) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の設置（設置許可基準規則解釈の第1項（1）a））
- (3) 代替循環冷却系の設置（設置許可基準規則解釈の第1項（1）a））
- (4) 設計基準事故対処設備に対する多様性、独立性及び位置的分散の確保（設置許可基準規則解釈の第1項（1）b））
- (5) 兼用について（設置許可基準規則解釈の第1項（2）a））
- (6) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器スプレイ
- (7) 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の冷却
- (8) 消火系を用いた代替格納容器スプレイ冷却の実施
- (9) 補給水系を用いた代替格納容器スプレイ冷却の実施
- (10) ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器除熱
- (11) 復旧手段
- (12) 代替格納容器スプレイ冷却系の海水の利用

3.6.2 重大事故等対処設備

3.6.2.1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）

3.6.2.1.1 設備概要

3.6.2.1.2 主要設備の仕様

- (1) 常設低圧代替注水系ポンプ
- (2) 代替淡水貯槽

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

3.6.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.6.2.1.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

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

3.6.2.1.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

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

3.6.2.2 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）

3.6.2.2.1 設備概要

3.6.2.2.2 主要設備の仕様

- (1) 可搬型代替注水大型ポンプ
- (2) 代替淡水貯槽

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

3.6.2.2.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.6.2.2.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

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

3.6.2.2.4.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

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

3.6.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.6.3.1 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）

3.6.3.1.1 設備概要

3.6.3.1.2 主要設備の仕様

- (1) 残留熱除去系ポンプ
- (2) 残留熱除去系熱交換器
- (3) 残留熱除去系海水ポンプ
- (4) サプレッション・プール

3.6.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.6.3.2 残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）

3.6.3.2.1 設備概要

3.6.3.2.2 主要設備の仕様

- (1) 残留熱除去系ポンプ
- (2) 残留熱除去系熱交換器
- (3) 残留熱除去系海水ポンプ
- (4) サプレッション・プール

3.6.3.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備【49条】

【設置許可基準規則】

(原子炉格納容器内の冷却等のための設備)

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

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

(解釈)

1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備」とは，以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

(1) 重大事故等対処設備

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

b) 上記a)の格納容器スプレイ代替注水設備は，設計基準事故対処設備に対して，多様性及び独立性を有し，位置的分散を図ること。

(2) 兼用

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

3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

3.6.1 設置許可基準規則第49条への適合方針

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

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

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

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

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

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、常設低圧代替注水系格納槽内に設置する常設低圧代替注水系ポンプを用い、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の水源であるサブプレッション・プールとは異なる代替淡水貯槽を水源とし、ドライウェル内にスプレイする設計とする。また、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は、炉心の著しい損傷が発生した場合、スプレイ水の放射性物質叩き落としの効果により原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質の濃度を低下させることが出来る設計とする。

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

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ又はサブレーション・プールが機能喪失した場合においても，炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため，可搬型重大事故等対処設備として代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）を設ける。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，西側及び南側の可搬型重大事故等対処設備保管場所（以下「西側及び南側保管場所」という。）に保管した可搬型代替注水大型ポンプを必要な場所に移動して使用し，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）の水源であるサブレーション・プールとは異なる代替淡水貯槽を水源とし，ドライウェル内にスプレイする設計とする。また，代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，，炉心の著しい損傷が発生した場合，スプレイ水の放射性物質叩き落としの効果により原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質の濃度を低下させることが出来る設計とする。

(3) 代替循環冷却系による格納容器内の除熱（設置許可基準規則解釈の第1項（1）a））

設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプの機能喪失時に，炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため，又は炉心の著しい損傷，熔融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に熔融炉心が残存する場合に，原子炉格納容器内に浮遊する放射性物質の濃度を低下させるため，代替循環冷却系を設ける。

本系統は，サブレーション・プールを水源とし，原子炉建屋原子炉棟

に設置する代替循環冷却系ポンプを用い、残留熱除去系熱交換器で冷却されたサプレッション・プール水を格納容器にスプレーする設計とする。

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

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

上記(1)及び(2)の重大事故等対処設備である代替格納容器スプレー冷却系（常設）、代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレー冷却系)に対し、異なるポンプ（常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ）、駆動源（常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置、ディーゼルエンジン駆動）、冷却源(不要（自然冷却）、自己冷却)を用いることで多様性を有する設計とする。また、地震、津波、火災及び溢水が共通要因となり機能喪失しないよう独立性を有する設計とする。また、代替格納容器スプレー冷却系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは常設低圧代替注水系格納槽内に、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置は屋外に設置することで、残留熱除去系(格納容器スプレー冷却系)に対して位置的分散を図る設計とする。

代替格納容器スプレー冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、屋外の西側及び南側保管場所に保管することで、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系）に対して位置的分散を図る設計とする。

なお、多様性、独立性及び位置的分散については3.6.2.1.3項、

3.6.2.2.3項に詳細を示す。

(5) 兼用について（設置許可基準規則解釈の第1項（2）a）

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

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

(6) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器スプレイ

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

本系統は，サブプレッション・プールを水源とし，残留熱除去系ポンプにて，残留熱除去系熱交換器を介して冷却し，スプレイヘッドよりドライウエ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ブプレッション・プールに戻り，再びスプレイ水として使用される。

残留熱除去系熱交換器の冷却用海水は，残留熱除去系海水ポンプにより送水する。

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

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

残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）は，サブプレッション・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，サブプレッション・プールを水源とし，残留熱除去系ポンプを用い，残留熱除去系熱交換器にてサブプレッション・プール水を冷却しサブプレッション・プールに戻す。

なお，残留熱除去系熱交換器の冷却用海水に関する説明は，「（6）残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器スプレイ」と同じである。

また，格納容器内を冷却するための自主対策設備として，以下を整備する。

(8) 消火系による格納容器内の冷却

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

本系統は，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）とは異なる淡水タンク（多目的タンク及びろ過水貯蔵タンク）を水源とし，電動駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプを用い，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）を通じて，スプレイヘッドより格納容器内にスプレイする設計とする。本系統は，耐震Sクラス設計ではなくS_s機能維持を担保できないが，使用可能であれば，原子炉

を冷却する手段として有効である。

(9) 補給水系による格納容器内の冷却

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

本系統は、残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)及び代替格納容器スプレイ冷却系とは異なる復水貯蔵タンクを水源とし、復水移送ポンプを用い、復水移送系、消火系及び残留熱除去系(B)配管を通じてスプレイヘッドより格納容器内にスプレイする設計とする。本系統は、耐震Sクラス設計ではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、原子炉を冷却する手段として有効である。

(10) ドライウェル内ガス冷却装置による格納容器内の除熱

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

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

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

また、技術的能力審査基準への適合のため、復旧手順として以下を整備する。

(11) 復旧手段

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）が全交流動力電源喪失により起動できない場合に、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置を用いて電源を供給することで、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）を復旧する手順を整備する。

なお、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。また、炉心の著しい損傷防止のための残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）の復旧手順については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準への適合状況について」の「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」の以下の項目で示す。

a. 炉心の著しい損傷損傷防止のための対応手順

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

b. 格納容器破損を防止するための対応手順

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

また、技術的能力審査基準への適合のため、代替淡水貯槽又は複数の淡水
源 (淡水貯水池 A, B) の淡水が枯渇した場合の海水の利用手段として、以
下を整備する。

(12) 代替格納容器スプレイ冷却系の海水の利用

代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 及び代替格納容器スプレイ冷却系
(可搬型) の水源である代替淡水貯槽、又は複数の淡水源 (淡水貯水池 A,
B) の淡水が枯渇した場合は、防潮堤内側の取水箇所 (S A 用海水ピット)
から、可搬型代替注水大型ポンプを用いて補給が可能な設計とする。なお、
水源については、「3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 (設
置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章)」で示す。代替淡水貯
槽への海水の補給手順については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子
炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために
必要な技術的能力に係る審査基準への適合状況について」の「1.13 重大
事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」の以下の項目で示す。

- ・ 1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順 (1) 代替淡水貯槽へ水
を補給するための対応手段 a. 可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡
水貯槽への補給 (淡水／海水)

3.6.2 重大事故等対処設備

3.6.2.1 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）

3.6.2.1.1 設備概要

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

本系統は、常設低圧代替注水系ポンプ、電源設備（非常用電源設備、常設代替交流電源設備）、水源である代替淡水貯槽、流路である代替格納容器スプレイ冷却系（常設）配管・弁、残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド、注水先である格納容器等から構成される。

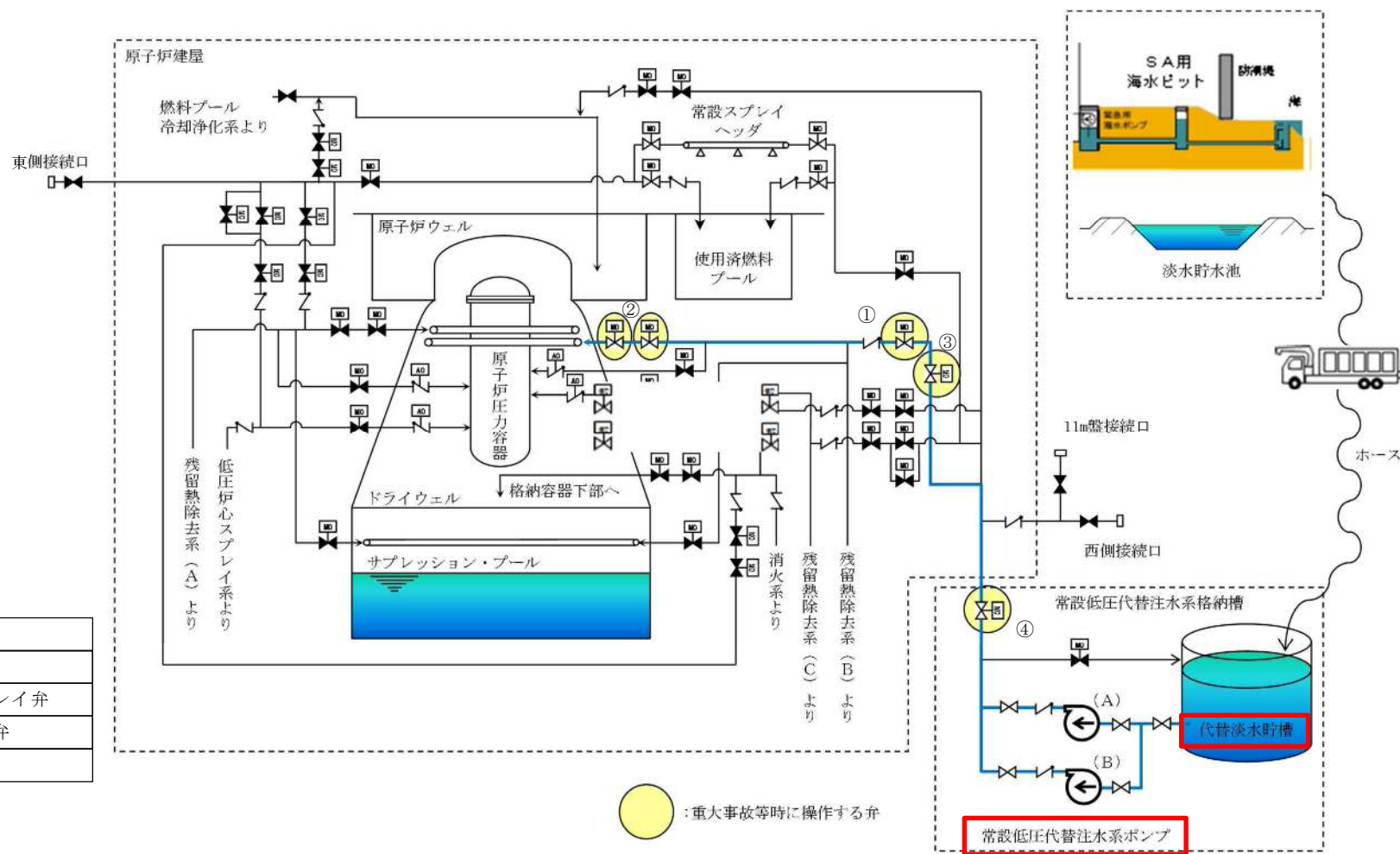
重大事故等時においては、代替淡水貯槽を水源として、常設低圧代替注水系ポンプ2個の起動及び系統構成（電動弁操作）を中央制御室のスイッチ操作により行い、残留熱除去系配管を経由して格納容器にスプレイすることで、格納容器内を冷却する機能を有する。

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

常設低圧代替注水系ポンプの電源は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置より給電できる設計とする。

□ : 主要設備

— : 流路



弁名称
①代替格納容器スプレー注水弁
②残留熱除去系 (B) D/Wスプレー弁
③代替格納容器スプレー流量調整弁
④常設低圧代替注水系系統分離弁

第 3.6-1 図 代替格納容器スプレー冷却系 (常設) 系統概要図

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

設備区分		設備名
主要設備		常設低圧代替注水系ポンプ【常設】 代替淡水貯槽【常設】*1
関連設備	附属設備	—
	水源	—
	流路	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）配管・弁【常設】 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド【常設】
	注水先	格納容器【常設】
	電源設備*2 （燃料補給設備含む）	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替交流電源設備用燃料移送ポンプ【常設】
	計装設備*3	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量【常設】 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 ドライウエル圧力【常設】 サブプレッション・チェンバ圧力【常設】 サブプレッション・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な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

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

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

3.6.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 常設低圧代替注水系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

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

(2) 代替淡水貯槽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

基	数	: 1
容	量	: 約5,000m ³
種	類	: ライニング槽
取 付 箇 所		: 常設低圧代替注水系格納槽内

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

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

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプの電源は，屋外に設置する常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから供給可能とすることで，原子炉建屋付属棟内に設置される設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプの電源（非常用ディーゼル発電機）に対し，多様性及び位置的分散を図る設計とする。また，原子炉建屋原子炉棟内に設置する残留熱除去系熱交換器及び屋外に設置する残留熱除去系海水ポンプについても，常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで位置的分散を図る設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプのサポート系として，冷却水は不要（自然冷却）とすることで，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプの冷却水（残留熱除去系海水系）と同時に機能喪失しない多様性を持たせた設計とする。

水源については，常設低圧代替注水系格納槽内に設置する代替淡水貯槽を使用することで，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプの水源である，原子炉建屋原子炉棟内のサブプレッション・プールに対し多様性及び位置的分散を図る設計とする。

電動弁については，駆動部の手動ハンドルにて手動操作も可能な設計と

することで、電動駆動に対し多様性を持たせた設計とする。

また、代替格納容器スプレイ冷却系は、第3.6-4表 で示すとおり、地震、津波、火災及び溢水による共通要因故障を防止するために、独立性を確保する設計とする。

流路を構成する配管等の静的機器については、残留熱除去系注入弁及び残留熱除去系注入ライン（原子炉から代替格納容器スプレイ冷却系につながる配管との分岐まで）を除く範囲で、可能な限り分離配置することで、位置的分散を図る設計とする。

第3.6-2表 多様性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系)	代替格納容器 スプレイ冷却系 (常設)
ポンプ	残留熱除去系ポンプ	常設低圧代替注水系 ポンプ
	原子炉建屋原子炉棟地下2階	常設低圧代替注水系 格納槽
水源	サプレッション・プール	代替淡水貯槽
	原子炉建屋原子炉棟地下2階	常設低圧代替注水系 格納槽
駆動用空気	不要	不要
潤滑油	不要	不要 (内包油)
冷却水	残留熱除去系海水系	不要 (自然冷却)
駆動電源	非常用ディーゼル発電機	常設代替高圧電源装置
	原子炉建屋附属棟地下1階	屋外

第3.6-3表 設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系)	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) は耐震Sクラス設計とし、重大事故防止設備である代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) は、基準地震動 S_s で機能維持できる設計とすることで、基準地震動 S_s が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備の残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) は、防潮堤及び浸水防止設備の設置により、重大事故防止設備である代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) は、防潮堤及び浸水防止設備の設置に加え、水密構造の地下格納槽に設置することで、津波が共通要因となって故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) と、重大事故防止設備である代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) は、火災が共通要因となり故障することのない設計とする (「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す)。	
	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) と、重大事故防止設備である代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) は、溢水が共通要因となり故障することのない設計とする (「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す)。	

3.6.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.6.2.1.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件(設置許可基準規則第43条第1項一)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは，常設低圧代替注水系格納槽内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，常設低圧代替注水系格納槽内の環境条件を考慮し，以下の第3.6-4表に示す設計とする。

(49-3-1, 2, 49-4-1, 2)

第3.6-4表 想定する環境条件

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である常設低圧代替注水系格納槽内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。原子炉圧力容器への注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮した設計とする。
地震	適切な地震荷重との組合せをを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	常設低圧代替注水系格納槽に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響を受けない。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

(2) 操作性(設置許可基準規則第43条第1項二)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.6 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

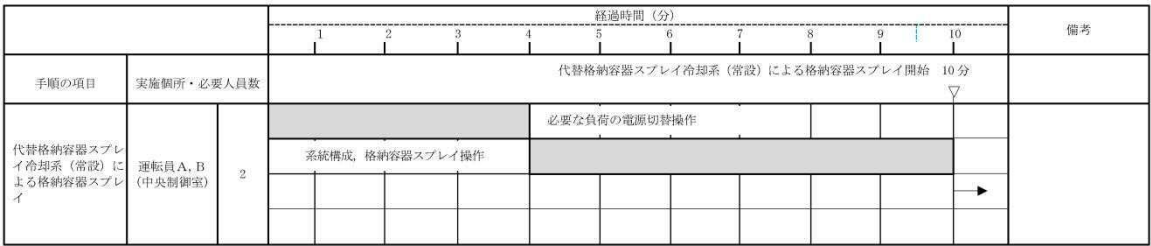
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプを運転する場合は、中央制御室からのスイッチ操作で常設低圧代替注水系ポンプを起動し、代替淡水貯槽への循環運転状態とする。その後、中央制御室からのスイッチ操作で、代替格納容器スプレイ注水弁、代替格納容器スプレイ流量調整弁及び残留熱除去系（B）D/Wスプレイ弁を開とし格納容器へのスプレイを行う設計とする。代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の操作に必要なポンプ及び弁を第3.6-5表に示す。

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

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

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

(49-3-1, 3～4, 49-4-1)



第3.6-2図 代替格納容器スプレイ系による格納容器スプレイ

タイムチャート*

：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての1.6 で示すタイムチャート

(49-3-1～7, 49-4-1, 2)

第3.6-5表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
常設低圧代替注水系ポンプ（A）	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
常設低圧代替注水系ポンプ（B）	起動停止	スイッチ操作	中央制御室
残留熱除去系（B）D/Wスプレ イ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
代替格納容器スプレイ注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
代替格納容器スプレイ流量調整弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

(3) 試験及び検査(設置許可基準規則第43条第1項三)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.6 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系の常設低圧代替注水系ポンプは、他系統と独立した試験系統により、第3.6-6表に示すように、原子炉運転中に機能・性能検査及び弁動作確認を、また、原子炉停止中に機能・性能検査、弁動作確認及び分解検査が可能な設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系の常設低圧代替注水系ポンプは、原子炉停止中に、分解検査として、ケーシングカバーを取り外して、ポンプ部品(主軸、軸受、羽根車等)の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。弁については、分解検査として、弁体等の部品の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。分解検査においては、浸透探傷試験により、性能に影響を及ぼす指示模様の有無を確認可能な設計とする。また、目視により、性能に影響を及ぼす恐れのあるき裂、打こん、変形及び摩耗の有無を確認する。

また、代替格納容器スプレイ冷却系の常設低圧代替注水系ポンプは、吐出配管にテストラインを設け、原子炉運転中又は原子炉停止中に、機能・性能検査として、代替淡水貯槽を水源とした循環運転を行うことで、ポンプの吐出圧力・流量の確認に加え、運転時の振動、異音、異臭

及び漏えいの確認が可能な設計とする。弁については、原子炉運転中又は原子炉停止中に弁動作確認を実施することで弁開閉動作の確認が可能な設計とする。ポンプ及び系統配管・弁については、機能・性能検査等に合わせて外観及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

第3.6-6表 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の試験及び検査

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

(49-5-1～2)

(4) 切替えの容易性(設置許可基準規則第43条第1項四)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.6 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

(5) 悪影響の防止(設置許可基準規則第43条第1項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

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

とで残留熱除去系（B）と隔離する系統構成とし、取合系統である残留熱除去系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。隔離弁については第3.6-7表に示す。また、代替格納容器スプレイ冷却系を用いる場合は、弁操作によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(49-4-1, 2)

第3.6-7表 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
残留熱除去系（B）	代替格納容器スプレイ注水弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉
残留熱除去系（B）	代替格納容器スプレイ流量調整弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉

(6) 設置場所(設置許可基準規則第43条第1項六)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の系統構成のために操作が必要な機器の設置場所、操作場所を第3.6-8表に示す。常設低圧代替注水系

ポンプ，代替格納容器スプレイ注水弁，代替格納容器スプレイ注水流量調整弁，残留熱除去系（B）D／Wスプレイ弁は，原子炉建屋原子炉棟又は屋外（常設低圧代替注水系格納槽）に設置されるが，中央制御室からの遠隔操作を可能とすることにより，操作位置の放射線量が高くなるおそれが少ない設計とする。

(49-3-1, 3～4)

第3.6-8表 操作対象機器リスト

機器名称	設置場所	操作場所
常設低圧代替注水系ポンプ（A）	常設低圧代替注水系格納槽	中央制御室
常設低圧代替注水系ポンプ（B）	常設低圧代替注水系格納槽	中央制御室
代替格納容器スプレイ注水弁	原子炉建屋原子炉棟3階	中央制御室
代替格納容器スプレイ注水流量調整弁	原子炉建屋原子炉棟3階	中央制御室
残留熱除去系（B）D／Wスプレイ弁	原子炉建屋原子炉棟3階	中央制御室

3.6.2.1.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量(設置許可基準規則第43条第2項一)

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

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

スプレイ流量としては，炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち，高圧・低圧注水機能喪失，全交流動力電源喪失（長期T B，T B D），崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が喪失した場合），L O C A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）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 $300\text{m}^3/\text{h}$ であることから，ポンプ1個当たり $150\text{m}^3/\text{h}$ 以上を注水可能な設計とし，2個使用する設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系は，低圧代替注水系（常設）又は格納容器下部注水系と同時に使用する可能性があるため，原子炉注水を同時に行う場合の格納容器への最大スプレイ流量 $130\text{m}^3/\text{h}$ 又は格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 $300\text{m}^3/\text{h}$ を確保

可能な設計とする。

格納容器にスプレイする場合の常設低圧代替注水系ポンプの揚程は、格納容器スプレイ時の最大流量でスプレイを実施する場合の圧損（水源（代替淡水貯槽）とスプレイ先（格納容器）の圧力差，静水頭，機器圧損，配管及び弁類圧損）を考慮した要求値が約144mであることから，約200mの揚程を確保可能な設計とする。

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

(49-6-1～4, 10～11)

(2) 共用の禁止(設置許可基準規則第43条第2項二)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないことから，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）は共用しない。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性(設置許可基準規則第43条第2項三)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

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

3.6.2.2 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）

3.6.2.2.1 設備概要

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

本系統は、可搬型代替注水大型ポンプ、水源である代替淡水貯槽、流路である代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁、残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド、ホース、燃料設備である可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ、注水先である原子炉格納容器等から構成される。

重大事故等時には、代替淡水貯槽を水源とし、可搬型代替注水大型ポンプ1個により、原子炉格納容器へスプレイすることで原子炉格納容器を冷却する設計とする。

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

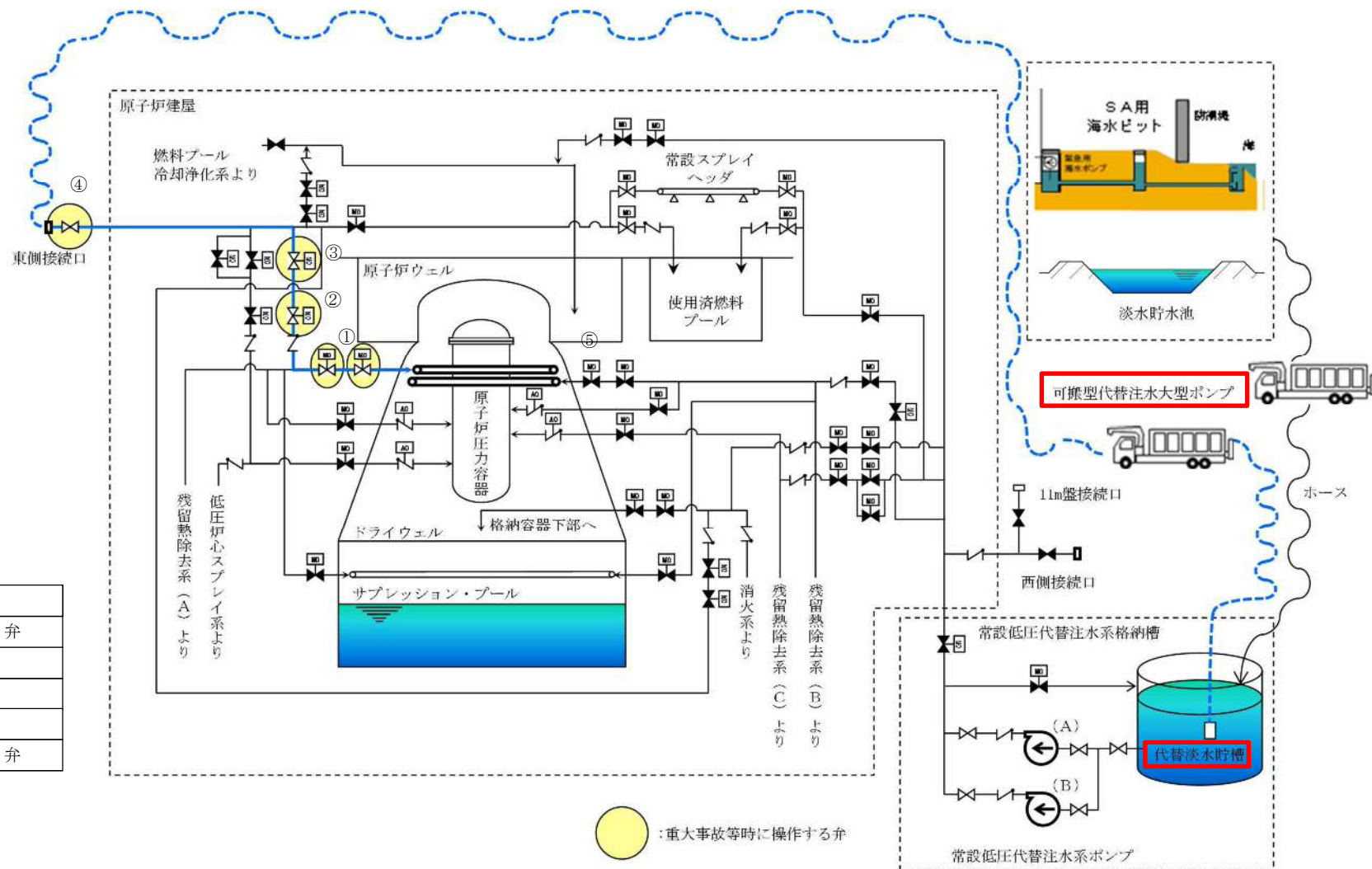
可搬型代替注水大型ポンプは、ディーゼルエンジンにて駆動し、付属する操作スイッチにより起動できる設計とする。燃料は可搬型設備用軽油タンクよりタンクローリを用いて給油できる設計とする。

また、防潮堤の内側の取水箇所（S A用海水ピット、淡水貯水池A、B）から取水可能な設計とする。なお、水源については、「3.13重大事故等の収束に必要な水の供給設備」で示す。

可搬型代替注水大型ポンプを使用する際に接続する接続口は、共通要因に

よって接続することができなくなることを防止するため、位置的分散を考慮し、原子炉建屋の異なる面（原子炉建屋東側及び西側）の隣接しない位置に設置する。

: 主要設備
— : 流路
- - - : ホース



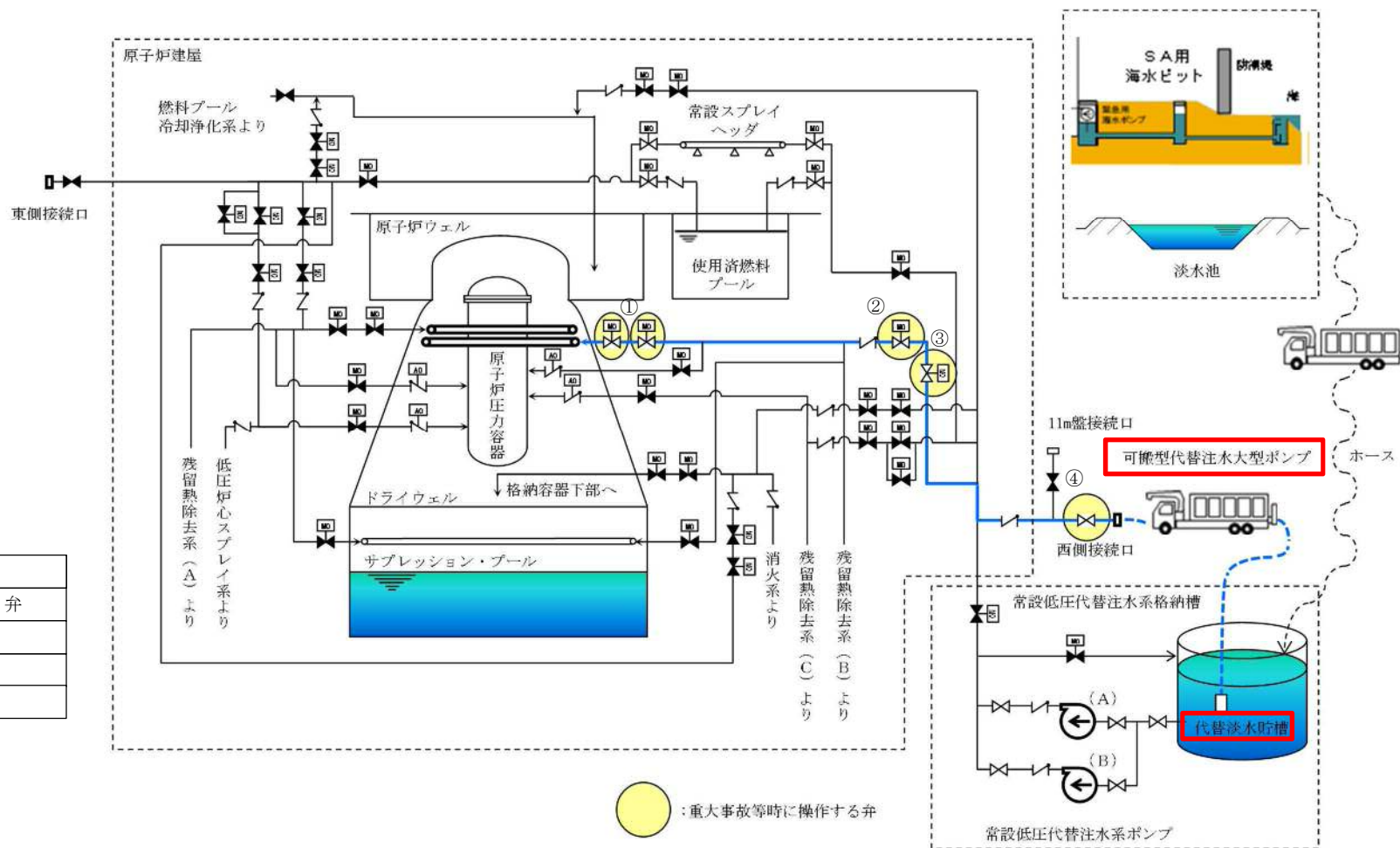
第 3.6-3 図 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型） 系統概要図

: 主要設備

— : 流路

- - - : ホース

弁名称
① 残留熱除去系 (B) D/W スプレイ 弁
② 代替格納容器スプレイ注水弁
③ 代替格納容器スプレイ流量調整弁
④ 西側接続口の弁

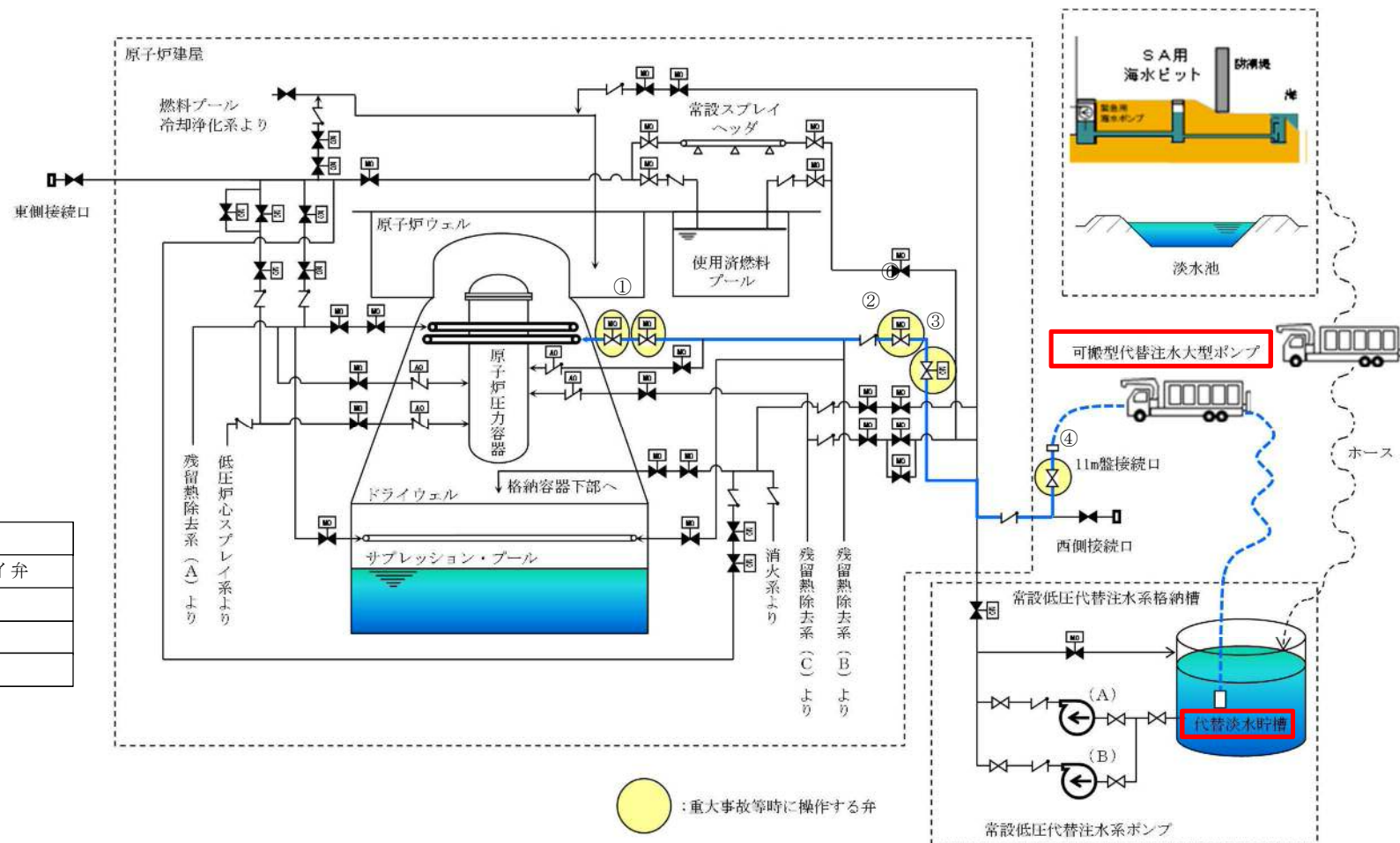


: 主要設備

— : 流路

- - - : ホース

弁名称
①残留熱除去系（B）D/Wスプレイ弁
②代替格納容器スプレイ注水弁
③代替格納容器スプレイ流量調整弁
④11m 盤接続口の弁



第 3.6-9 表 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）に関する

重大事故等対処設備一覧

設備区分		設備名
主要設備		可搬型代替注水大型ポンプ【可搬】 代替淡水貯槽【常設】*1
関連設備	附属設備	—
	水源	—
	流路	代替格納容器スプレイ冷却系配管・弁【常設】 残留熱除去系配管・弁・スプレイヘッド【常設】 ホース【可搬】
	注水先	格納容器【常設】
	電源設備*2	可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
	計装設備*3	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 サプレッション・プール水温度【常設】 ドライウエル圧力【常設】 サプレッション・チェンバ圧力【常設】 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なとなる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

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

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

3.6.2.2.2 主要設備の仕様

(1) 可搬型代替注水大型ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

種	類	: うず巻形
容	量	: 約1,320m ³ /h/個
揚	程	: 約140m
最高使用圧力		: 1.4MPa[gage]
最高使用温度		: 60℃
原 動 機 出 力		: 847kW/個
個	数	: 4(予備2 ^{*1})
設 置 場 所		: 屋外
保 管 場 所		: 西側、南側保管場所及び予備機置場

* 1 「可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）」と兼用

(2) 代替淡水貯槽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

基 数 : 1

容 量 : 約5,000m³

種 類 : ライニング槽

取 付 箇 所 : 常設低圧代替注水系格納槽内

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

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

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは，西側及び南側保管場所に保管することで，原子炉建屋原子炉棟内に設置する残留熱除去系ポンプ及び低圧代替注水系格納槽内に設置する常設低圧代替注水系ポンプと位置的分散を図る設計とする。また，重大事故等時の使用時において，可搬型代替注水大型ポンプのサポート系として冷却水は自己冷却とすることで，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプの冷却水（残留熱除去系海水系）及び常設低圧代替注水系ポンプに対し多様性を確保する設計とする。

駆動源については，ディーゼルエンジン駆動とすることで，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプの電源（非常用ディーゼル発電機）及び常設低圧代替注水系ポンプの電源である常設代替交流電源設備（常設代替高圧電源装置）に対し多様性を確保する設計とする。

水源については，常設低圧代替注水系格納槽内に設置する代替淡水貯槽を使用することで，設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプの水源である，原子炉建屋原子炉棟内のサブプレッション・プールに対し，多様性及び位置的分散を図る設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は，第3.6-11表で示すとおり，地震，津波，火災，溢水による共通要因故障を防止するために，独立性を確保する設計とする。

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

第3.6-10表 多様性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故防止設備	
	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）
ポンプ	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ	常設低圧代替注水ポンプ	可搬型代替注水大型ポンプ
	原子炉建屋原子炉棟 地下2階	常設低圧代替注水系格納槽	西側及び南側 保管場所
水源	サプレッション・プール	代替淡水貯槽	代替淡水貯槽
	原子炉建屋原子炉棟	常設低圧代替注水系格納槽内	常設低圧代替注水系格納槽内
駆動用空気	不要	不要	不要
潤滑油	不要（内包油）	不要（内包油）	不要（内包油）
冷却水	残留熱除去海水系	不要（自然冷却）	自己冷却
駆動電源	非常用ディーゼル発電機	常設代替高圧電源装置	不要 （ディーゼルエンジン）
	原子炉建屋附属棟 地下1階	屋外	西側及び南側 保管場所

第 3.6-11 表 設計基準事故対処設備との独立性

項目		設計基準事故対処設備	重大事故防止設備
		残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系)	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型)
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は耐震 S クラス設計とし、重大事故防止設備である代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、基準地震動 S_s で機能維持できる設計とすることで、基準地震動 S_s が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、防潮堤及び浸水防止設備の設置により、重大事故防止設備である代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、防潮堤及び浸水防止設備の設置に加え、津波が遡上しない高台に配備することで、津波が共通要因となって故障することのない設計とする。	
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）と、重大事故防止設備である代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、火災が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す）。	
	溢水	設計基準事故対処設備の残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）と、重大事故防止設備である代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、溢水が共通要因となり故障することのない設計とする（「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す）。	

3.6.2.2.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.6.2.2.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは，西側及び南側保管場所に保管し，重大事故時に水源である代替淡水貯槽付近の屋外に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における屋外の環境条件を考慮し，以下の第3.6-12表のと通りの設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの操作は，可搬型代替注水大型ポンプに付属する操作スイッチにより，設置個所にて操作可能である。

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

また，降水及び凍結により機能を損なうことのないよう，防水対策が取られた可搬型代替注水大型ポンプを使用し，凍結のおそれがある場合は暖気運転を行い凍結対策とする。

(49-7-1)

第3.6-12表 想定する環境条件

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水及び凍結対策を考慮した設計とする。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。原子炉圧力容器への注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮した設計とする。
地震	保管場所で想定される適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，輪留め等により固定する。
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	保管場所で想定される風（台風）及び竜巻の風荷重，積雪，火山の影響による荷重を考慮し，機器が損傷しない設計とする。また，設置場所で想定される風（台風），積雪による荷重を考慮した設計とする。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.6 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

このうち原子炉建屋東側又は西側接続口の弁については、接続口が設置されている原子炉建屋東側又は西側から手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプ付属の操作スイッチを操作するにあたり、重大事故等対応要員のアクセス性、操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作スイッチは、機器の名称等を表示した銘板の取付け等により識別可能とし、重大事故等対応要員の操作・監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプは、

設置場所にて車両の転倒防止装置及び輪留め等による固定が可能な設計とする。

ホースの接続作業にあたっては，特殊な工具は必要とせず，簡便な接続金物並びに一般的な工具により，確実に接続が可能な設計とする。可搬型代替注水大型ポンプの移動，設置，起動操作及び系統への接続に必要な弁操作については，格納容器へのスプレーが必要となるまでの間に，第3.6-4図で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能な設計とする。

第3.6-13表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
可搬型代替注水大型ポンプ	起動停止	スイッチ操作	屋外設置場所
接続口の弁 (原子炉建屋東側又は西側)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口近傍
代替格納容器スプレイ注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
代替格納容器スプレイ注水流量調整弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
残留熱除去系 (B) D/Wスプレイ弁又は残留熱除去系 (A) D/Wスプレイ弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
ホース	ホース接続	人力接続	屋外

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.6 操作性及び検査性について」に示す。

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

機能・性能確認として、淡水貯水池を水源とし、可搬型代替注水大型ポンプ、仮設圧力計・流量計、ホースの系統構成で循環運転を実施することにより、ポンプの吐出圧力・流量の確認に加え、運転時の振動、異音、異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。ポンプ及び弁については、機能・性能検査等に合わせて外観の確認が可能な設計とする。ホースについては、機能・性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂、ジョイント部の腐食等が無いことを確認可能な設計とする。

弁については、原子炉運転中又は停止中に弁動作確認を実施することで、弁の開閉動作を確認可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、車両として、異常なく走行できることを確認可能な設計とする。

第 3.6-14 表 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の試験・検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁・ホースの漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両の走行確認

(49-5-1, 2)

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.6 操作性及び試験・検査性について」示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、通常待機時は接続先の系統と分離された状態で西側及び南側保管場所に保管し、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

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

に悪影響を及ぼさない運用とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）により格納容器スプレイを行う場合は、弁操作によって通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、保管場所において転倒しないことを確認することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。設置場所においては、車両転倒防止装置又は輪止めにより固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプは、固縛等により飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替格納容器スプレイ系（可搬型）の系統構成に操作が必要な機器の設置場所，操作場所を第3.6-15表に示す。このうち，屋外で操作する可搬型代替注水大型ポンプ，原子炉建屋東側又は西側接続口の弁，ホースは屋外に設置する設計とするが，作業は放射線量が高くなるおそれが少ないタイミングで実施可能であることから操作が可能である。また，作

業に当たっては、放射線量を確認し、適切な放射線防護対策で作業安全確保を確認した上で作業を実施する。仮に線量が高い場合は、線源からの離隔距離をとること、線量を測定し線量が低い位置で作業を行うことにより、これらの設備の設置及び常設設備との接続が可能である。

第3.6-15表 操作対象機器

機器名称	設置場所	操作場所
可搬型代替注水大型ポンプ	屋外設置場所	屋外設置場所
接続口付属の弁 (原子炉建屋東側)	屋外接続口近傍	屋外接続口近傍
接続口付属の弁 (原子炉建屋西側)	屋外接続口近傍	屋外接続口近傍
原子炉注水弁	原子炉建屋原子炉棟	中央制御室
原子炉圧力容器注水流量調整弁	原子炉建屋原子炉棟	中央制御室
残留熱除去系(B) D/W スプレイ弁又は残留熱除去 系(A) D/Wスプレイ弁	原子炉建屋原子炉棟	中央制御室
ホース	屋外	屋外

3.6.2.2.4.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、設計基準事故対処設備が有する格納容器内の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するために必要なスプレイ流量を有する設計とする。

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

揚程（吐出圧力）としては、格納容器にスプレイする場合の圧損（水源（代替淡水貯槽）とスプレイ先（格納容器）の圧力差、静水頭、機器圧損、配管・ホース及び弁類圧損）を考慮し、約 1.40MPa [gage] の吐出圧力を確保可能な設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時において注水等に必要な容量を有するものを1個と水の移送に必要な容量を有するものを1個と同時に使用するために1セット2個使用する。保有数は2セットで4個と、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2個の合計6個を保管する。但し、予備については、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と兼用する。

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

(49-6-6～9)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.6 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプ側のホースと接続口については、フランジ接続にすることで、一般的に

使用される工具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。また、原子炉建屋東側接続口と原子炉建屋西側接続口の口径を統一し、確実に接続できる設計とする。

(49-7-1, 2)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプの接続箇所である接続口は、重大事故等時の環境条件，自然現象，外部人為事象，溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため，原子炉建屋の異なる面の隣接しない位置に設置することとし，原子炉建屋東側に1箇所，原子炉建屋西側に1箇所設置し，合計2箇所を設置することで，共通要因によって接続することができなくなることを防止する設計とする。

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

屋外で操作する可搬型代替注水大型ポンプ，原子炉建屋東側又は西側接続口の弁，ホースは屋外に設置する設計とするが，作業は放射線量が高くなるおそれが少ないタイミングで実施可能であることから操作が可能である。また，作業に当たっては，放射線量を確認し，適切な放射線防護対策で作業安全確保を確認した上で作業を実施する。仮に線量が高い場合は，線源からの離隔距離を確保するとともに，状況に応じ仮設遮蔽の設置等を実施した上で，線量を測定し線量が低い場所で作業を行うことにより，これらの設備の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。

(49-7-1, 2)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項五）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは，は，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，残留熱除去系ポンプ及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプと位置的分散を図り，発電所敷地内の可搬型設備保管場所に保管する設計とする。

(6) アクセスルートの確保（許可基準規則第43条第3項六）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.6 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、通常時は西側及び南側保管場所に保管しており、想定される重大事故等が発生した場合における、保管場所から接続場所までの経路について、設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、別ルートも考慮して複数のアクセスルートを確保する。

なお、アクセスルートの詳細については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての「1.0 重大事故等対策における共通事項」添付資料1.0.2「東海第二発電所 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」で示す。

(49-9-1～4)

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

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

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

3.6.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.6.3.1 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）

3.6.3.1.1 設備概要

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、独立した2系統で構成し、低圧注水系等と連携して、1系統で再循環配管破断による冷却材流出のエネルギー、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した後、遠隔手動操作により電動弁を切り替えることで、格納容器スプレイ冷却系として機能する設計としている。

本系統は、電動ポンプ2個、熱交換器2基、配管・弁、スプレイヘッド等からなり、冷却材喪失事故後に、サブプレッション・プール水をドライウェル内及びサブプレッション・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、ベント管を通して、サブプレッション・チェンバ内に戻り、サブプレッション・チェンバ内にスプレイされた水とともに残留熱除去系の熱交換器で冷却された後、再びスプレイされる。

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

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

また、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、非常用交流電源

設備からの給電に加え，代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により復旧し，重大事故等時に使用できる設計とする。

第 3.6-16 表 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）に関する重大事故等対
処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分		設備名
主要設備		残留熱除去系ポンプ【常設】 残留熱除去系海水ポンプ【常設】* ¹ 残留熱除去系熱交換器【常設】 サプレッション・プール【常設】* ²
関連設備	附属設備	—
	水源	—
	流路	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ・スプレイヘッダ【常設】
	注水先	格納容器【常設】
	電源設備* ³	非常用電源設備 非常用ディーゼル発電機【常設】 常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替交流電源設備用燃料移送ポンプ【常設】
	計装設備* ⁴	残留熱除去系系統流量【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 ドライウエル圧力【常設】 サプレッション・チェンバ圧力【常設】 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な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

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

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

3.6.3.1.2 主要設備の仕様

主要設備の機器仕様を以下に示す。

(1) 残留熱除去系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

容 量	: 約1,690m ³ /h (1個当たり)
全 揚 程	: 約85m
個 数	: 3
取 付 箇 所	: 原子炉建屋原子炉棟地下2階

(2) 残留熱除去系熱交換器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

基 数	: 2
伝 熱 容 量	: 19.4×10 ³ kW (1基当たり)
取 付 箇 所	: 原子炉建屋原子炉棟地下2階

(3) 残留熱除去系海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

個 数 : 4

容 量 : 約886m³/h (1個当たり)

全 揚 程 : 約184m

(4) サプレッション・プール

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

個 数 : 1

容 量 : 約3,400m³

3.6.3.1.3 設置許可基準規則第 43 条への適合方針

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

ただし、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）を復旧させる場合については、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、設計基準事故対処設備である非常用電源設備の非常用ディーゼル発電機からの給電により起動する残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）に対して、駆動電源の多様性を有する設計とする。なお、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置の多様性、位置的分散については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」に示す。

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

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能及び残留熱除去機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量及び容量が、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために必要な必要なスプレイ流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計である。

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

また、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器スプレイ水として使用する水源のサプレッション・プールは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備の水源と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するために必要なスプレイ流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計である。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、原子炉建屋原子炉棟内に設置される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、第3.6-17表に示す設計である。

第3.6-17表 想定する環境条件

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

また，残留熱除去系ポンプは中央制御室にて操作可能な設計とする。

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等時においても使用する設計とする。また，残留熱除去系ポンプは，テストラインにより系統の機能・性能検査が可能な設計とする。残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は，原子炉の運転中に機能・性能検査を，また停止中に分解検査及び外観検査が実施可能な設計とする。

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

3.6.3.2 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）

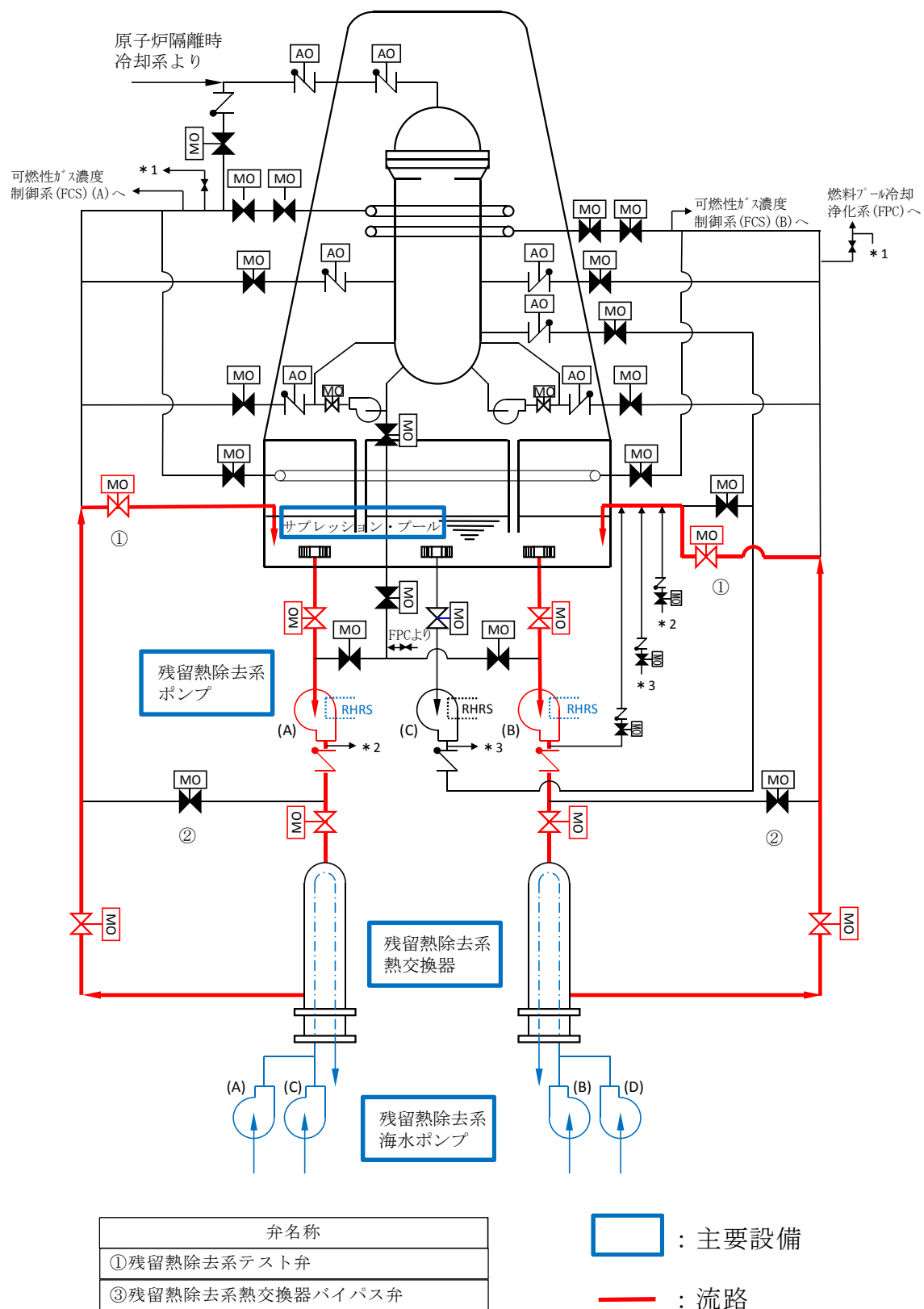
3.6.3.2.1 設備概要

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

本システムの系統概要図を第 3.6-6 図に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を第 3.6-18 表に示す。

本システムは設計基準事故対処設備であるとともに、想定される重大事故等時においてその機能を考慮するため、重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付ける。

また、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）は、非常用交流電源設備からの給電に加えて、代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により復旧し、重大事故等時に使用できる設計とする。



第 3.6-6 図 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）

系統概要図

第 3.6-18 表 残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却系）に関する重大
事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分		設備名
主要設備		残留熱除去系ポンプ【常設】 残留熱除去系海水ポンプ【常設】* ¹ 残留熱除去系熱交換器【常設】 サプレッション・プール【常設】* ²
関連設備	附属設備	—
	水源	—
	流路	残留熱除去系配管・弁・ストレーナ【常設】
	注水先	サプレッション・プール【常設】
	電源設備* ³	非常用電源設備 非常用ディーゼル発電機【常設】 常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替交流電源設備用燃料移送ポンプ【常設】
	計装設備* ⁴	残留熱除去系系統流量【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力【常設】 サプレッション・プール水温度【常設】 残留熱除去系系統流量【常設】 サプレッション・プール水位【常設】

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

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

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

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

3.6.3.2.2 主要設備の仕様

主要設備の機器仕様を以下に示す。

(1) 残留熱除去系ポンプ

兼用する設備については、「3.6.3.1.2 主要設備の仕様(1)残留熱除去系ポンプ」に記載のとおり。

容	量	: 約1,690m ³ /h (1個当たり)
全	揚	程 : 約85m
個	数	: 3
取	付	箇所 : 原子炉建屋原子炉棟地下2階

(2) 残留熱除去系熱交換器

兼用する設備については、「3.6.3.1.2 主要設備の仕様(2)残留熱除去系熱交換器」に記載のとおり。

基	数	: 2
伝	熱	容 量 : 19.4×103kW (1基当たり)
取	付	箇所 : 原子炉建屋原子炉棟地下2階

(3) 残留熱除去系海水ポンプ

兼用する設備については、「3.6.3.1.2 主要設備の仕様(3)残留熱除去系海水ポンプ」に記載のとおり。

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

(4) サプレッション・プール

兼用する設備については，「3.6.3.1.2 主要設備の仕様(4)サプレッション・プール」に記載のとおり。

個 数 : 1

容 量 : 約 3,400m³

3.6.3.2.3 設置許可基準規則第43 条への適合方針

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）は、想定される重大事故等時に重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用するため、「2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

ただし、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置からの給電により残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）を復旧させる場合については、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）は、設計基準事故対処設備である非常用電源設備の非常用ディーゼル発電機からの給電により起動する残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）に対して、駆動電源の多様性を有する設計とする。常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置の多様性及び位置的分散については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57 条に対する設計方針を示す章）」に示す。

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）は、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない。

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プールの冷却に使用する残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能及び残留熱除去機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ容量が、サプレッション・プールを冷却するために必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計である。

基本方針については、「2.3.2容量等」に示す。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器については、原子炉建屋原子炉棟内に設置される設備であることから、想定される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、第3.6-19表に示す設計である。

第3.6-19表 想定する環境条件

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

また，残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）は中央制御室にて操作可能な設計とする。

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）は，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また，残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）は，系統の機能・性能検査が可能な設計である。

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

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

3.7 原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備【50 条】

基準適合への対応状況

9. 原子炉格納施設

9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

9.7.1 概 要

炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

格納容器の過圧破損を防止するための設備の系統概要図を第 9.7－1 図及び第 9.7－2 図に示す。

9.7.2 設計方針

格納容器の過圧破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、以下の重大事故等対処設備（格納容器内の減圧及び除熱）を設ける。

(1) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器内の圧力及び温度を低下させるための重大事故等対処設備（格納容器内の減圧及び除熱）として、フィルタ装置、第一弁（サプレッション・チェンバ側）、第一弁（ドライウェル側）、第二弁、第二弁バイパス弁及び圧力開放板から構成される格納容器圧力逃がし装置を使用する。

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

フィルタ装置は、フィルタ装置内のスクラビング水、金属フィルタ及びよう素除去部により格納容器内雰囲気ガスの放射性物質

を捕集できる設計とする。

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

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

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

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

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

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

第一弁（サプレッション・チェンバ側），第一弁（ドライウエル側），第二弁及び第二弁バイパス弁は，格納容器の隔離機能を確保するために設置するが，事故時の格納容器内の環境を考慮し，格納容器の貫通部の外側に配置する設計とする。

第一弁（サプレッション・チェンバ側），第一弁（ドライウエル側），第二弁及び第二弁バイパス弁は，開閉操作により格納容器内雰囲気ガスの放射性物質をフィルタ装置で捕集した後，格納容器内雰囲気ガスの大気放出又はその大気放出を停止することができる設計とする。

第一弁（サプレッション・チェンバ側），第一弁（ドライウエル側），第二弁及び第二弁バイパス弁は，遠隔人力操作機構により容易かつ確実に操作場所で人力により開操作できる設計とする。また，操作場所は，炉心の著しい損傷時においても操作ができるよう，遠隔人力操作機構を介し放射線量率の低い原子炉建屋付属棟に設置し，さらに，第二弁及び第二弁バイパス弁の操作室には，格

格納容器圧力逃がし装置使用後に高線量となる格納容器圧力逃がし装置配管に対する遮蔽及び格納容器内雰囲気ガスの操作室への流入防止装置を設ける設計とする。

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

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

格納容器圧力逃がし装置を使用した場合、格納容器から格納容器内雰囲気ガスの放出と共に水蒸気が放出され、スクラビング水位は徐々に低下することから、放射性物質除去性能維持のため可搬型代替注水大型ポンプによるフィルタ装置の水位調整が可能な設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・フィルタ装置
- ・第一弁（サプレッション・チェンバ側）

- ・ 第一弁（ドライウエル側）
- ・ 第二弁
- ・ 第二弁バイパス弁
- ・ 圧力開放板
- ・ 常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ フィルタ装置入口水素濃度（6.5 計装設備）
- ・ フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（6.5 計装設備）

その他，設計基準事故対処設備である格納容器及び真空破壊弁を重大事故等対処設備として使用する。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備については，「10.2 代替電源設備」にて記載する。原子炉格納施設の格納容器については，「9.1 原子炉格納施設」にて記載する。フィルタ装置入口水素濃度及びフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）については，「6.5 計装設備（重大事故等対処設備）」にて記載する。

(2) 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器内の圧力及び温度を低下させるための重大事故等対処設備（格納容器内の減圧及び除熱）として，代替循環冷却系ポンプ，サプレッション・プール，緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器（A）を使用する。ま

た，非常用取水設備である S A 用海水ピット，海水引込み管及び S A 用海水ピット取水塔を使用する。

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

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

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

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・代替循環冷却系ポンプ
- ・緊急用海水ポンプ
- ・残留熱除去系熱交換器（A）
- ・サブレッション・プール
- ・常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）

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

残留熱除去系熱交換器（A）については、「5.4 残留熱除去系」にて記載する。サプレッション・プールについては、「9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備」にて記載する。常設代替高圧電源装置については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

格納容器は、設計基準事故対処設備を代替するものではないため、多様性、位置的分散等について重大事故等対処設備の設計方針を適用しないが、その他の重大事故等対処設備としての設計方針を適用して設計する。

「9.7.2(1) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱」に使用する真空破壊弁並びに「9.7.2(2) 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱」に使用する残留熱除去系熱交換器（A）は、設計基準事故対処設備であるとともに重大事故等時においても使用するため、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」に示す設計方針を適用する。ただし、多様性、位置的分散等を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち多様性、位置的分散の設計方針は適用しない。

9.7.2.1 多様性、位置的分散

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

フィルタ装置、第一弁（サプレッション・チェンバ側）、第一弁（ドライウェル側）、第二弁、第二弁バイパス弁及び圧力開放板を使用する格納容器圧力逃がし装置は、代替循環冷却系ポンプ、サプレッシ

ョン・プール，緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器（A）を使用する代替循環冷却系に対して，原理の異なる冷却，減圧手段を用いることで多様性を持つ設計とする。

フィルタ装置，第一弁（サプレッション・チェンバ側），第一弁（ドライウェル側），第二弁，第二弁バイパス弁及び圧力開放板を使用する格納容器圧力逃がし装置は，代替循環冷却系ポンプ，サプレッション・プール，緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器（A）を使用する代替循環冷却系に対して，構成機器を共用しないことにより，独立性を持つ設計とする。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は，原子炉建屋原子炉棟内の代替循環冷却系ポンプ及び原子炉建屋付属棟近傍の地下格納槽内の緊急用海水ポンプと離れた原子炉建屋南側のフィルタ装置格納槽内に設置することで，位置的分散を図る設計とする。

代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプの電源を，設計基準事故対処設備としての電源に対して常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより，残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水に対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。また，代替循環冷却系ポンプは冷却を自然冷却とすることで，残留熱除去系海水ポンプにより冷却する低圧炉心スプレイ系ポンプ及び残留熱除去系ポンプに対して多様性を持つ設計とする。

代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは，原子炉建屋原子炉棟内の低圧炉心スプレイ系ポンプ，残留熱除去系ポンプ及び屋外の残留熱除去系海水ポンプと離れた位置に設置することで，位置的分散を図る設計とする。

電源設備の多様性, 位置的分散については, 「10.2 代替電源設備」に示す。

9.7.2.2 悪影響防止

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

フィルタ装置, 第一弁 (サプレッション・チェンバ側), 第一弁 (ドライウエル側), 第二弁, 第二弁バイパス弁及び圧力開放板を使用する格納容器圧力逃がし装置は, 通常時の他系統と隔離された状態から, 弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また, フィルタ装置, 第一弁 (サプレッション・チェンバ側), 第一弁 (ドライウエル側), 第二弁, 第二弁バイパス弁及び圧力開放板を使用する格納容器圧力逃がし装置は, 重大事故等時の排気経路に換気空調系, 原子炉建屋ガス処理系並びに耐圧強化ベント系が接続されており, それぞれの系統を隔離する弁を各 2 弁ずつ設置し, 格納容器圧力逃がし装置使用時に確実に隔離することで, 他の系統・機器に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替循環冷却系ポンプ, サプレッション・プール, 緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器 (A) を使用する代替循環冷却系は, 弁操作等によって, 設計基準事故対処設備として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また, サプレッション・プール水に含まれる核分裂生成物の系外放出を防止するため, 代替循環冷却系は閉ループにて構成する設計とする。

9.7.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

フィルタ装置，第一弁（サプレッション・チェンバ側），第一弁（ドライウエル側），第二弁，第二弁バイパス弁及び圧力開放板は，格納容器の過圧破損防止に必要な放出流量を有する設計とする。

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

代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは，格納容器の過圧破損防止に必要なポンプ流量を有する設計とする。

サプレッション・プールは，設計基準事故時の非常用炉心冷却設備の水源と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合の容量が，格納容器の過圧破損防止に必要な容量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

残留熱除去系熱交換器（A）は，設計基準事故時の残留熱除去系海水系の機能と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合の伝熱容量が，格納容器の過圧破損防止に必要な容量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

9.7.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

フィルタ装置，第一弁（サプレッション・チェンバ側），第一弁（ドライウエル側），第二弁，第二弁バイパス弁及び圧力開放板は，重大事故等時における設置場所の環境条件を考慮した設計とする。

第一弁（サプレッション・チェンバ側），第一弁（ドライウエル側），第二弁及び第二弁バイパス弁の操作は，中央制御室及び原子炉建屋

原子炉棟外で可能な設計とする。

代替循環冷却系ポンプ，サプレッション・プール，緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器（A）は，重大事故等時における設置場所の環境条件を考慮した設計とする。

代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプの操作は，中央制御室で可能な設計とする。

残留熱除去系熱交換器（A）及び緊急用海水ポンプは，海水を通水するため，耐腐食性材料を使用する設計とする。

9.7.2.5 操作性の確保

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

フィルタ装置，第一弁（サプレッション・チェンバ側），第一弁（ドライウエル側），第二弁及び第二弁バイパス弁を使用する格納容器圧力逃がし装置は，中央制御室の制御盤の操作スイッチで操作が可能な設計とする。第一弁（サプレッション・チェンバ側），第一弁（ドライウエル側），第二弁及び第二弁バイパス弁は，現場でも操作が可能となるよう，遠隔人力操作機構を設け，原子炉建屋原子炉棟外から容易かつ確実に開閉操作できる設計とする。

代替循環冷却系ポンプ，サプレッション・プール，緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器（A）を使用する代替循環冷却系は，中央制御室の制御盤の操作スイッチで操作が可能な設計とする。また，通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替え可能な設計とする。

9.7.3 主要設備及び仕様

格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要設備及び仕様は第 9.7-1 表のとおり。

9.7.4 試験検査

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

フィルタ装置は，内部の確認が可能なようにマンホールを設ける設計とする。

第一弁（サプレッション・チェンバ側），第一弁（ドライウエル側），第二弁，第二弁バイパス弁及び圧力開放板は，機能・性能の確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また，第一弁（サプレッション・チェンバ側），第一弁（ドライウエル側），第二弁，第二弁バイパス弁及び圧力開放板は，分解が可能な設計とする。

代替循環冷却系ポンプ，緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系熱交換器（A）は，機能・性能の確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また，代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは，分解が可能な設計とする。

残留熱除去系熱交換器（A）は，内部の確認が可能なようにフランジを設ける設計とする。

第 9.7-1 表 格納容器の過圧破損を防止するための設備主要仕様

(1) 格納容器圧力逃がし装置

兼用する設備は以下のとおり。

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

a. フィルタ装置

放射性物質除去性能

エアロゾル:99.9%以上(スクラビング水及び金属フィルタ)

無機よう素:99%以上(スクラビング水及びよう素除去部)

有機よう素:98%以上(よう素除去部)

個 数 : 1

最高使用圧力 : 0.62MPa[gage]

最高使用温度 : 200℃

材 料 : ステンレス鋼

b. 第一弁(サブプレッション・チェンバ側)

型 式 : 電気作動

個 数 : 1

最高使用圧力 : 0.62MPa[gage]

最高使用温度 : 200℃

材 料 : ステンレス鋼

c. 第一弁(ドライウエル側)

型 式 : 電気作動

個 数 : 1

最高使用圧力 : 0.62MPa[gage]

最高使用温度 : 200℃

材 料 : ステンレス鋼

d. 第二弁

型 式 : 電気作動

個 数 : 1

最高使用圧力 : 0.62MPa[gage]

最高使用温度 : 200℃

材 料 : ステンレス鋼

e. 第二弁バイパス弁

型 式 : 電気作動

個 数 : 1

最高使用圧力 : 0.62MPa[gage]

最高使用温度 : 200℃

材 料 : ステンレス鋼

f. 圧力開放板

型 式 : 引張型ラブチャーディスク

個 数 : 1

最高使用圧力 : 0.08MPa[gage]

最高使用温度 : 200℃

材 料 : ステンレス鋼

(2) 代替循環冷却系

a. 代替循環冷却系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却

するための設備

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

型 式 : うず巻形

個 数 : 1

容 量 : 約 $250\text{m}^3/\text{h}$

全 揚 程 : 約 120m

b. 緊急用海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

型 式 : ターボ形

個 数 : 1 (予備 1)

容 量 : 約 $844\text{m}^3/\text{h}$

全 揚 程 : 約 130m

c. 残留熱除去系熱交換器 A

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

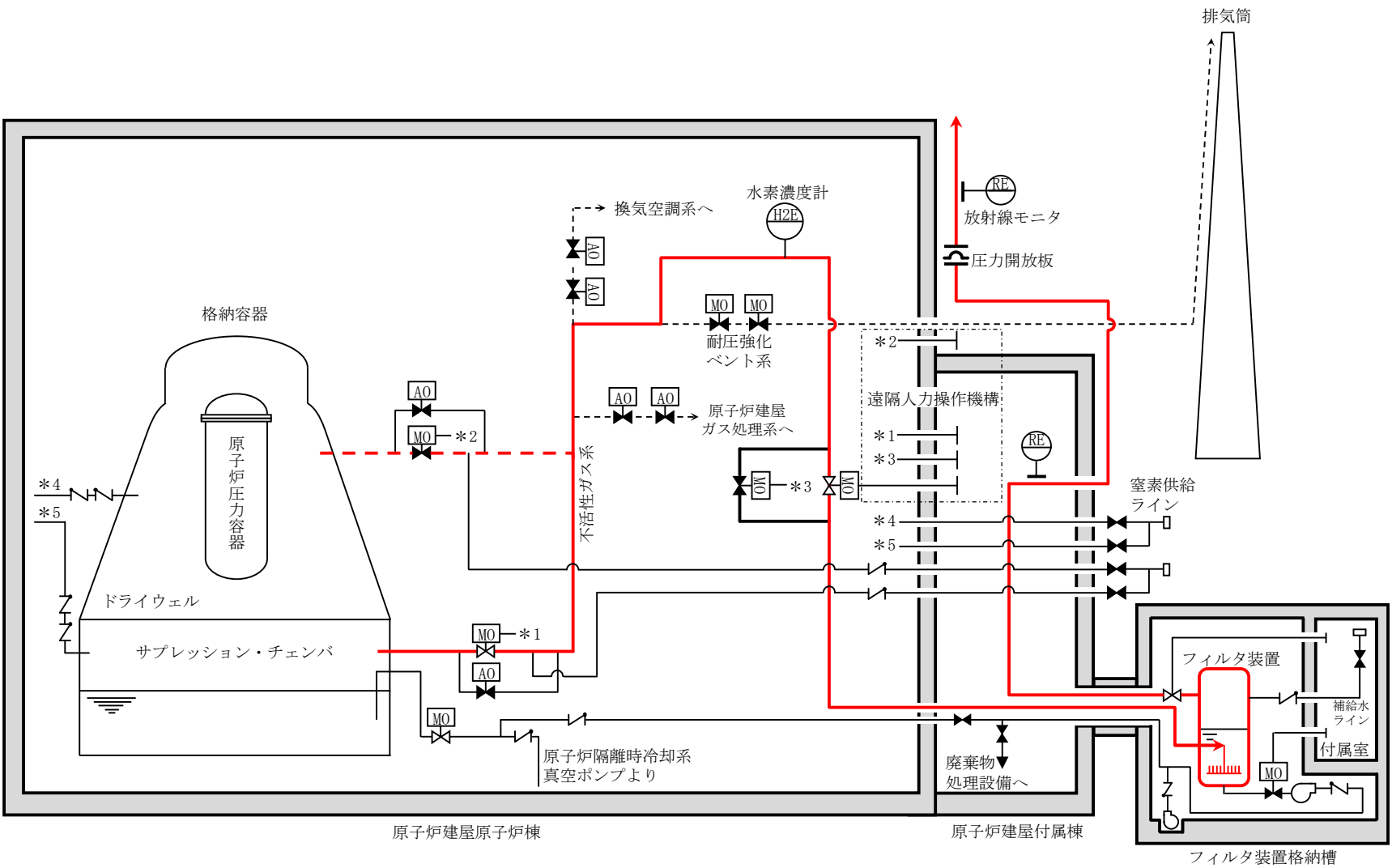
主要仕様については、「5.4 残留熱除去系」に示す。

d. サプレッション・プール

兼用する設備は以下のとおり。

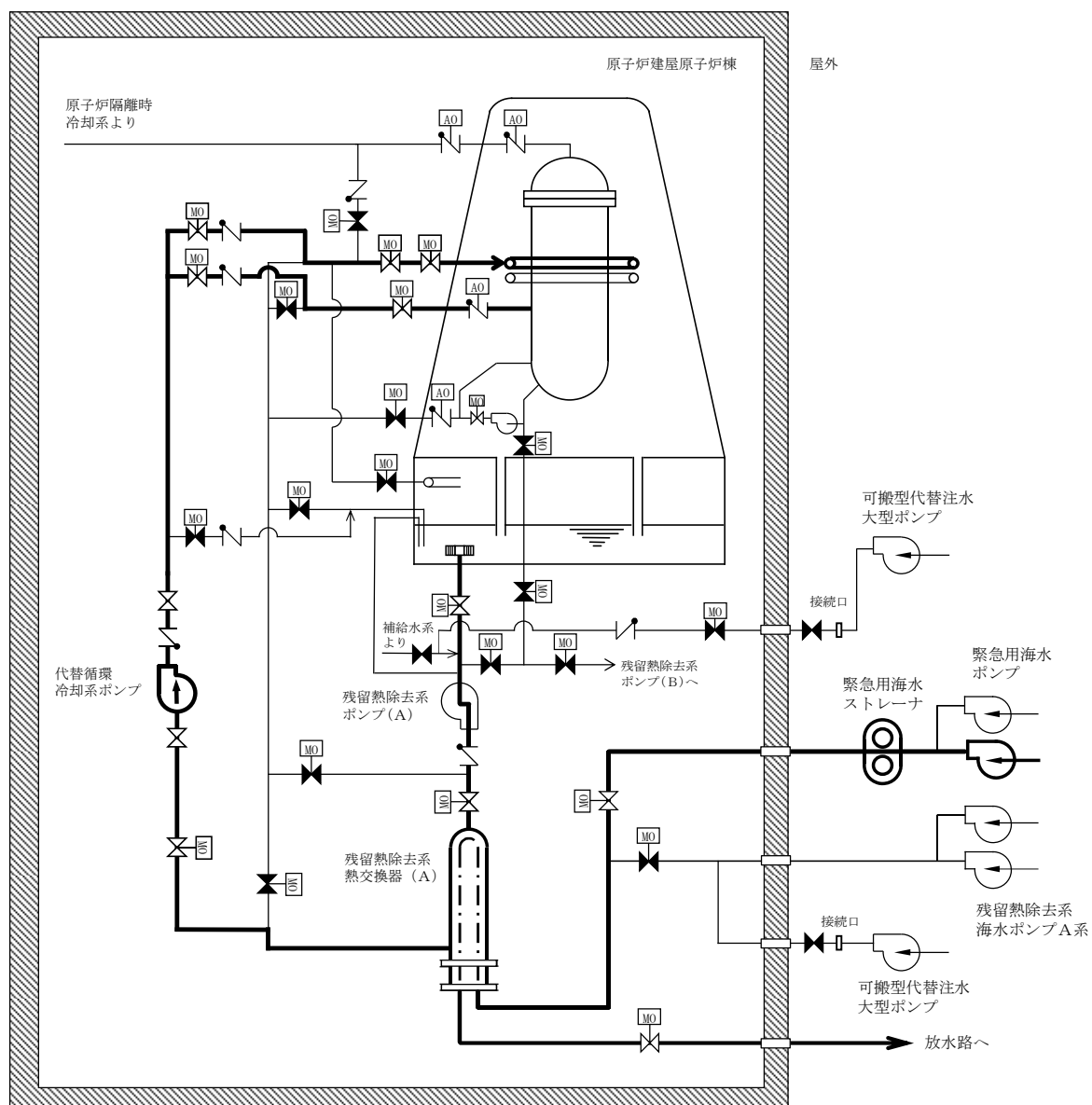
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要な水の供給設備

主要仕様については、「9.1 原子炉格納施設」に示す。



第 9.7-1 図 格納容器圧力逃がし装置系統概要図

50 条-17



緊急用海水系使用時の図を示す。

第 9.7-2 図 代替循環冷却系系統概要図

3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備【50条】

< 添付資料 目次 >

3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

3.7.1 設置許可基準規則第50条への適合方針

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

3.7.2 重大事故等対処設備

3.7.2.1 格納容器圧力逃がし装置

3.7.2.1.1 設備概要

3.7.2.1.2 主要設備の仕様

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

3.7.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.7.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

- (1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）
 - (i) 要求事項
 - (ii) 適合性

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

（i） 要求事項

（ii） 適合性

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

（i） 要求事項

（ii） 適合性

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

（i） 要求事項

（ii） 適合性

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

（i） 要求事項

（ii） 適合性

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

（i） 要求事項

（ii） 適合性

3.7.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

（i） 要求事項

（ii） 適合性

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

（i） 要求事項

（ii） 適合性

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

（i） 要求事項

(ii) 適合性

3.7.2.2 代替循環冷却系

3.7.2.2.1 設備概要

3.7.2.2.2 主要設備の仕様

- (1) 代替循環冷却系ポンプ
- (2) 緊急用海水ポンプ
- (3) 残留熱除去系熱交換器 (A)
- (4) サプレッション・プール

3.7.2.2.3 代替循環冷却系の多様性及び独立性，位置的分散

3.7.2.2.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.7.2.2.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

- (1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項一）
 - (i) 要求事項
 - (ii) 適合性
- (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）
 - (i) 要求事項
 - (ii) 適合性
- (3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）
 - (i) 要求事項
 - (ii) 適合性
- (4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）
 - (i) 要求事項
 - (ii) 適合性
- (5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）
 - (i) 要求事項

(ii) 適合性

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

(i) 要求事項

(ii) 適合性

3.7.2.2.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 要求事項

(ii) 適合性

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

(ii) 適合性

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

(i) 要求事項

(ii) 適合性

3.7.3 その他設備

3.7.3.1 サプレッション・プール水pH制御装置

3.7.3.1.1 設備概要

3.7.3.1.2 他設備への悪影響について

50-1 SA設備基準適合性 一覧表

50-2 電源構成図

50-3 配置図

50-4 系統図

50-5 試験及び検査

- 50-6 容量設定根拠
- 50-7 接続図
- 50-8 保管場所図
- 50-9 アクセスルート図
- 50-10 その他設備
- 50-11 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器圧力逃がし装置）について
- 50-12 代替循環冷却系の成立性について
 - 1. 代替循環冷却系設備の構成
 - 1.1 設置目的
 - 1.2 設備構成の概略
 - 1.3 系統設計仕様
 - 1.3.1 設計方針
 - 1.3.2 注水先流量分配
 - 1.3.3 他条文に対する位置づけ
 - 2. 代替循環冷却設備の成立性確認
 - 2.1 代替循環冷却系の運用について
 - 2.2 代替循環冷却設備の有効性について
 - 2.3 代替循環冷却設備の操作性
 - 3. 代替循環冷却系の健全性について
 - 3.1 代替循環冷却系運転時の系統水漏えいの可能性
 - 3.2 耐放射線に関する設計考慮について
 - 3.3 水の放射線分解による水素影響について

3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備【50 条】

【設置許可基準規則】

(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)

第五十条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

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

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

3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

3.7.1 設置許可基準規則第50条への適合方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設置する。

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

viii) 格納容器圧力逃がし装置はサブプレッション・チェンバ側及びドライウ

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

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

(2) 代替循環冷却系の設置（設置許可基準規則第1項 a））

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

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

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

(3) サプレッション・プール水pH制御装置の設置

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

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

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

(4) 不活性ガス系隔離弁のバイパスラインの設置

既設の不活性ガス系隔離弁（格納容器圧力逃がし装置の第一弁（サプレッション・チェンバ側）及び第一弁（ドライウエル側））のバイパスラインは、万一、何らかの理由で不活性ガス系隔離弁（格納容器圧力逃がし装置の第一弁（サプレッション・チェンバ側）及び第一弁（ドライウエル側））が開操作不可能な場合において、バイパスラインの弁を開操作することにより、格納容器内の圧力及び温度の上昇を緩和する。

なお、バイパスラインの口径が小さく、格納容器の過圧破損防止には十分な容量でないこと等の理由から、不活性ガス系隔離弁（格納容器圧力逃がし装置の第一弁（サプレッション・チェンバ側）及び第一弁（ドライウエル側））のバイパスラインについては、自主的な運用とする。

3.7.2 重大事故等対処設備

3.7.2.1 格納容器圧力逃がし装置

3.7.2.1.1 設備概要

格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内の圧力及び温度を低下させるために、重大事故緩和設備として、フィルタ装置、第一弁（サプレッション・チェンバ側）、第一弁（ドライウエル側）、第二弁、第二弁バイパス弁及び圧力開放板から構成される格納容器圧力逃がし装置を使用する。

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

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

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

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

所を設けることで、長期的にも溶融炉心及び水没の影響を受けない設計とする。

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

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

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

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

第一弁（サブプレッション・チェンバ側）、第一弁（ドライウェル側）、第

二弁及び第二弁バイパス弁は、格納容器の隔離機能を確保するために設置するが、事故時の格納容器内の環境を考慮し、格納容器の貫通部の外側に配置する設計とする。

第一弁（サプレッション・チェンバ側）、第一弁（ドライウエル側）、第二弁及び第二弁バイパス弁は、開閉操作により格納容器内雰囲気ガスの放射性物質をフィルタ装置で捕集した後、格納容器内雰囲気ガスの大気放出又はその大気放出を停止することができる設計とする。

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

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

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

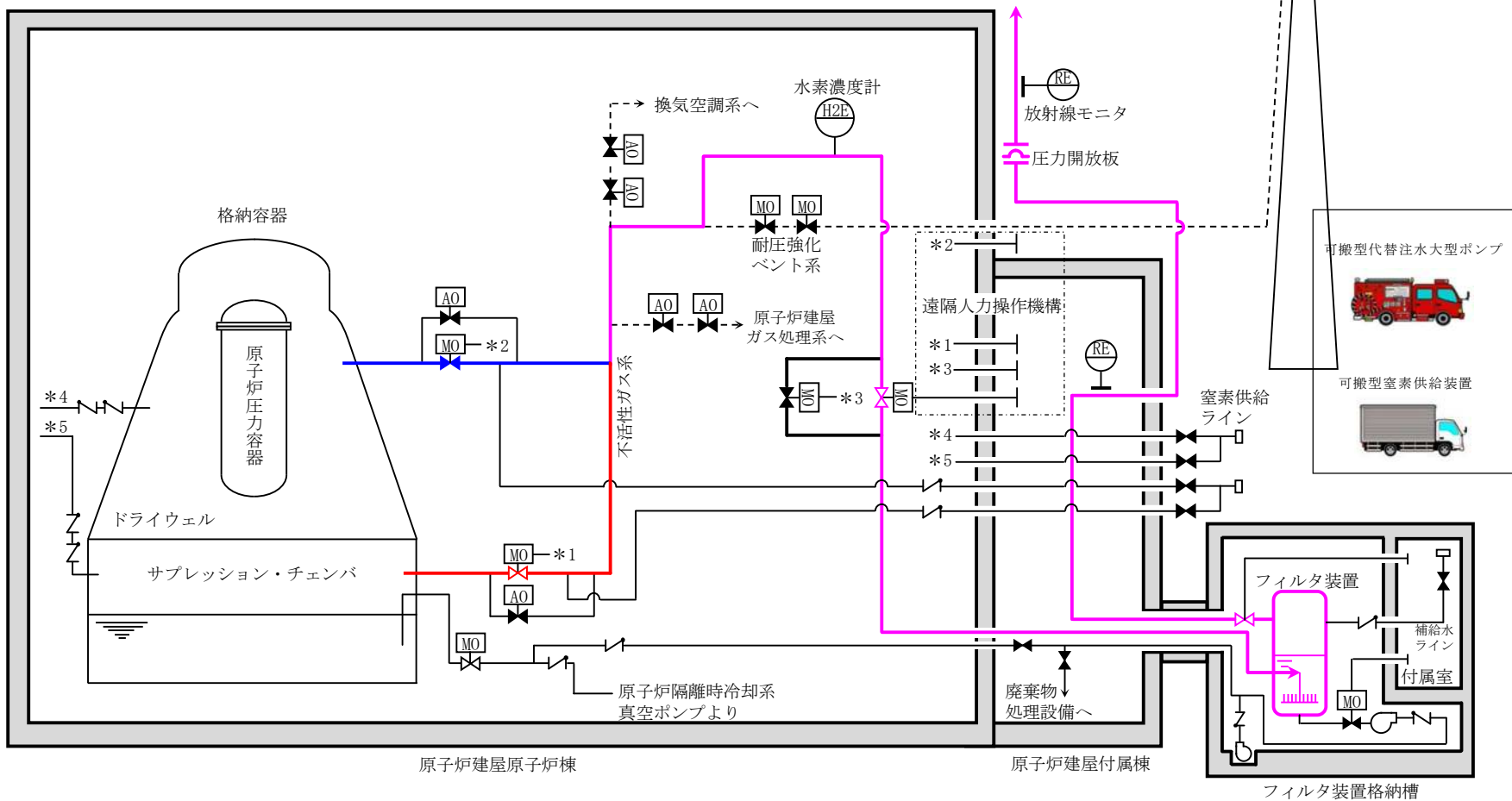
きる設計とする。また、フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備より可搬型整流器を介した給電に加え、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備より給電できる設計とする。

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

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

- ドライウェル（D/W）ベントの流路
- ウェットウェル（W/W）ベントの流路
- D/Wベント及びW/Wベント共通の流路

※系統構成はW/Wベント時の状態を示す。



第3.7-1図 格納容器圧力逃がし装置系統概要図

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

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

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

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

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

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

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

3.7.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

兼用する設備は以下のとおり。

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

(1) フィルタ装置

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

放射性物質除去性能

スクラビング水及び金属フィルタ

エアロゾルに対して : 99.9%以上

スクラビング水及びよう素除去部

ガス状放射性よう素のうち無機よう素に対して : 99%以上

よう素除去部

ガス状放射性よう素のうち有機よう素に対して : 98%以上

材 料 : スクラビング水

: 金属フィルタ

: よう素除去部 : 銀ゼオライト

最高使用圧力 : 0.62MPa[gage]

最高使用温度 : 200℃

個 数 : 1

取付箇所 : 格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置格納槽

(2) 第一弁（サプレッション・チェンバ側）

型 式 : 電気作動

個 数 : 1

最高使用圧力 : 0.62MPa[gage]

最高使用温度 : 200℃

材 料 : ステンレス鋼

(3) 第一弁（ドライウェル側）

型 式 : 電気作動

個 数 : 1

最高使用圧力 : 0.62MPa[gage]

最高使用温度 : 200℃

材 料 : ステンレス鋼

(4) 第二弁

型 式 : 電気作動

個 数 : 1

最高使用圧力 : 0.62MPa[gage]

最高使用温度 : 200℃

材 料 : ステンレス鋼

(5) 第二弁バイパス弁

型 式 : 電気作動

個 数 : 1

最高使用圧力 : 0.62MPa[gage]

最高使用温度 : 200℃

材 料 : ステンレス鋼

(6) 压力開放板

設 定 圧 力 : 0.08MPa[gage]

個 数 : 1

取 付 箇 所 : 原子炉建屋原子炉棟近傍屋外

3.7.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

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

(1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は、フィルタ装置格納槽（地下埋設）内に設置される設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合におけるフィルタ装置格納槽（地下埋設）内に想定される環境条件を第3.7-2表に示す。

第一弁（サプレッション・チェンバ側）、第一弁（ドライウェル側）、第二弁及び第二弁バイパス弁は、原子炉建屋原子炉棟内に設置される設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における原子炉建屋原子炉棟内に想定される環境条件を第3.7-3表に示す。

圧力開放板及び配管の一部は、屋外に設置される設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における屋外に想定される環境条件を第3.7-4表に示す。

(50-3-1～50-3-10)

第 3.7-2 表 想定する環境条件（フィルタ装置格納槽（地下埋設）内）

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

第 3.7-3 表 想定する環境条件（原子炉建屋原子炉棟内）

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

第 3.7-4 表 想定する環境条件（屋外）

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

(2) 操作性(設置許可基準規則第43条第1項二)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

フィルタ装置，第一弁（サプレッション・チェンバ側），第一弁（ドライウエル側），第二弁及び第二弁バイパス弁を使用する格納容器圧力逃がし装置は，中央制御室の制御盤の操作スイッチで操作が可能な設計とする。

第一弁（サプレッション・チェンバ側），第一弁（ドライウエル側），第二弁及び第二弁バイパス弁は，全ての電源喪失時においても現場で操作が可能となるよう遠隔人力操作機構を設け，原子炉建屋原子炉棟外から容易かつ確実に開閉操作できる設計とする。

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

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

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

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

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

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

第二弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ）を運転するための弁操作は，想定される重大事故等が発生した場合において第二弁操作室の環境条件を考慮の上，第二弁操作室にて操作可能な設計とする。

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

第3.7-6表及び第3.7-7表に各操作場所を示す。

(50-3-8～50-3-12)

第 3.7-6 表 操作対象機器

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

※¹ 中央制御室にてランプ確認を行う

全閉でないことが確認された場合はスイッチ操作にて閉操作を行う

第3.7-7表 操作対象機器（第二弁操作室空気ポンベユニット）

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

(3) 試験及び検査(設置許可基準規則第 43 条第 1 項三)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

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

第一弁（サプレッション・チェンバ側）、第一弁（ドライウエル側）、第二弁及び第二弁バイパス弁は、機能・性能検査として漏えい確認及び開閉動作の確認、分解検査として部品の浸透探傷試験及び外観点検が可能な設計とする。

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

(50-5-1～50-5-11)

第 3.7-8 表 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置等の試験及び検査

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

(4) 切替えの容易性(設置許可基準規則第 43 条第 1 項四)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

(5) 悪影響の防止(設置許可基準規則第43条第1項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

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

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

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

(50-4-1～50-4-2)

第 3.7-10 表 他系統との隔離弁

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

(6) 設置場所(設置許可基準規則第 43 条第 1 項六)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等について」に示す。

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

(50-3-8～50-3-12)

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

場所及び操作場所(1/2)

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

第3. 7-11表 格納容器圧力逃がし装置を使用する際に操作が必要な機器の設置

場所及び操作場所(2/2)

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

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

(1) 容量(設置許可基準規則第43条第2項一)

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

フィルタ装置，第一弁（サプレッション・チェンバ側），第一弁（ドライウェル側），第二弁，第二弁バイパス弁及び圧力開放板は，格納容器の過圧破損防止に必要な放出流量を有する設計とする。

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

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

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

金属フィルタ許容エアロゾル量については，想定される重大事故等

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

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

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

(50-6-1～50-6-20)

(2) 共用の禁止(設置許可基準規則第43条第2項二)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

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

(50-4-1～50-4-2)

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

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

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

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

3.7.2.2 代替循環冷却系

3.7.2.2.1 設備概要

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

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

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

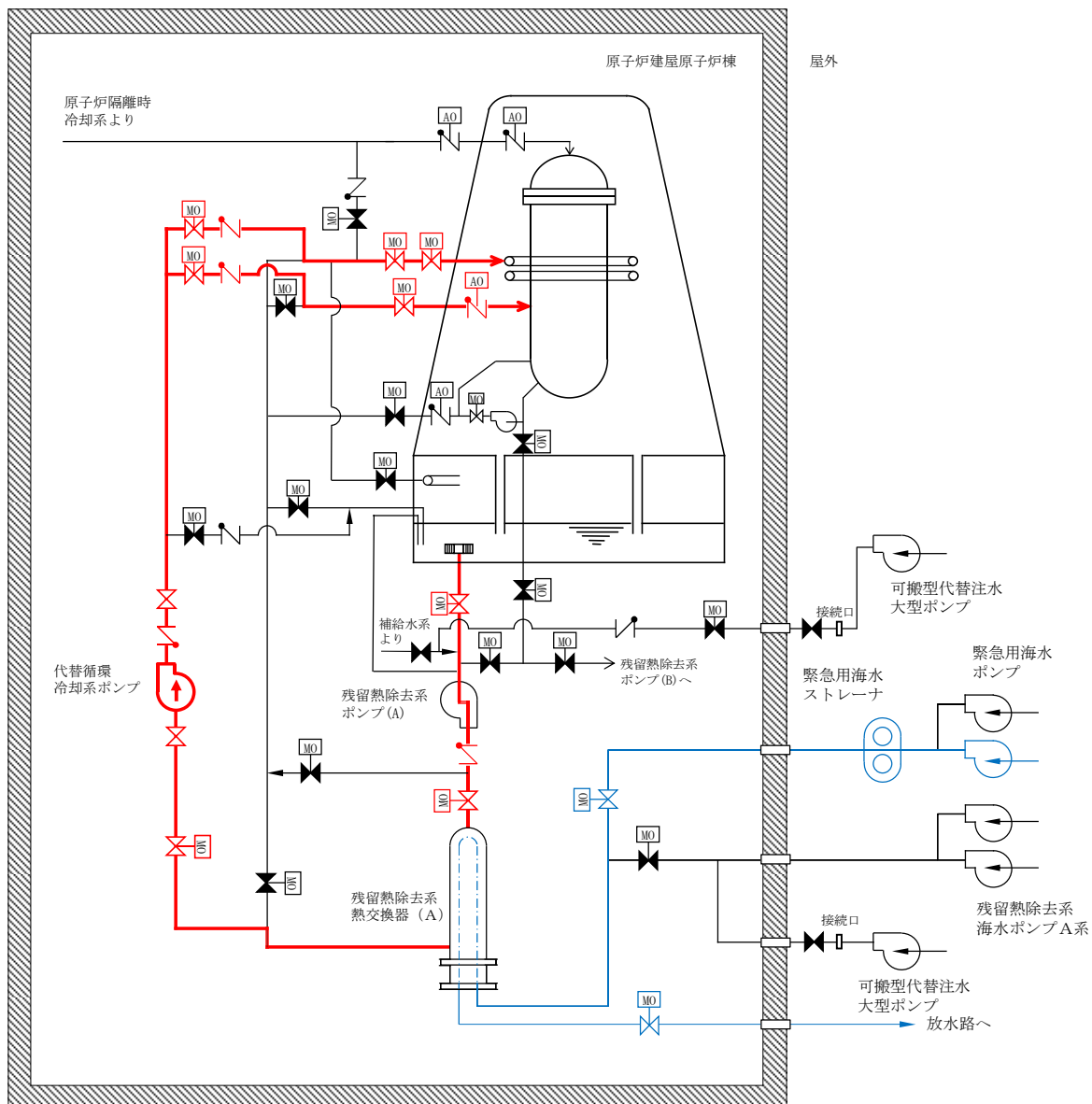
原子炉圧力容器へ注水された系統水は、原子炉圧力容器又は格納容器内配管の破断口等から流出し、格納容器のドライウェル内へスプレイされた水とともに、ベント管を経て、サプレッション・チェンバに戻ることで循環する。

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

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

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

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



緊急用海水系使用時の図を示す。

第 3.7-2 図 代替循環冷却系 系統概要図

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

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

第 3. 7-12 表 代替循環冷却系に関する重大事故等対処設備一覧（2 / 2）

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

*1：水源への補給に必要となる設備については、「3. 13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

*2：電源設備については「3. 14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

*3：計装設備については「3. 15 計装設備（設置許可基準規則第58条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.7.2.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 代替循環冷却系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・格納容器内の冷却等のための設備
- ・格納容器の過圧破損を防止するための設備

種 類 : うず巻形

容 量 : 約250m³/h

全 揚 程 : 約120m

最高使用圧力 : 3.45MPa[gage]

最高使用温度 : 77℃

個 数 : 1

取 付 箇 所 : 原子炉建屋原子炉棟地下2階

原 動 機 出 力 : 約140kW

(2) 緊急用海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・格納容器内の冷却等のための設備
- ・格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

種 類 : ターボ型
容 量 : 約844m³/h
全 揚 程 : 約130m
最高使用圧力 : 2.45MPa[gage]
最高使用温度 : 38℃
個 数 : 1 (予備1)
取 付 箇 所 : 地下格納槽
電 動 機 出 力 : 約 510kW

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

(3) 残留熱除去系熱交換器A

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・格納容器内の冷却等のための設備
- ・格納容器の過圧破損を防止するための設備

個 数 : 1
伝 熱 容 量 : 19.4×10³kW
取 付 箇 所 : 原子炉建屋原子炉棟地下2階

(4) サプレッション・プール

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

個 数 : 1

容 量 : 約 3,400m³

3.7.2.2.3 代替循環冷却系の多様性及び独立性，位置的分散

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

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

第 3. 7-14 表 多様性及び位置的分散

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

第 3.7-15 表 設計基準事故対処設備との独立性

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

3.7.2.2.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

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

(1) 環境条件及び荷重条件(設置許可基準規則第43条第1項一)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替循環冷却系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、原子炉建屋原子炉棟に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、原子炉建屋原子炉棟の環境条件を考慮し、第3.7-16表に示す設計とする。

(50-3-14)

第 3. 7-16 表 想定する環境条件及び荷重条件(代替循環冷却系ポンプ)

考慮する外的事象	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である原子炉建屋原子炉棟で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するものではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。
地震	適切な地震荷重との組み合わせを考慮した上で機器が損傷しない設計とする。（詳細は「2. 1. 2耐震設計の基本方針」に示す。）
風(台風)，竜巻，積雪，火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，風(台風)，竜巻，積雪及び火山の影響は受けない。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

(2) 操作性(設置許可基準規則第 43 条第 1 項二)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

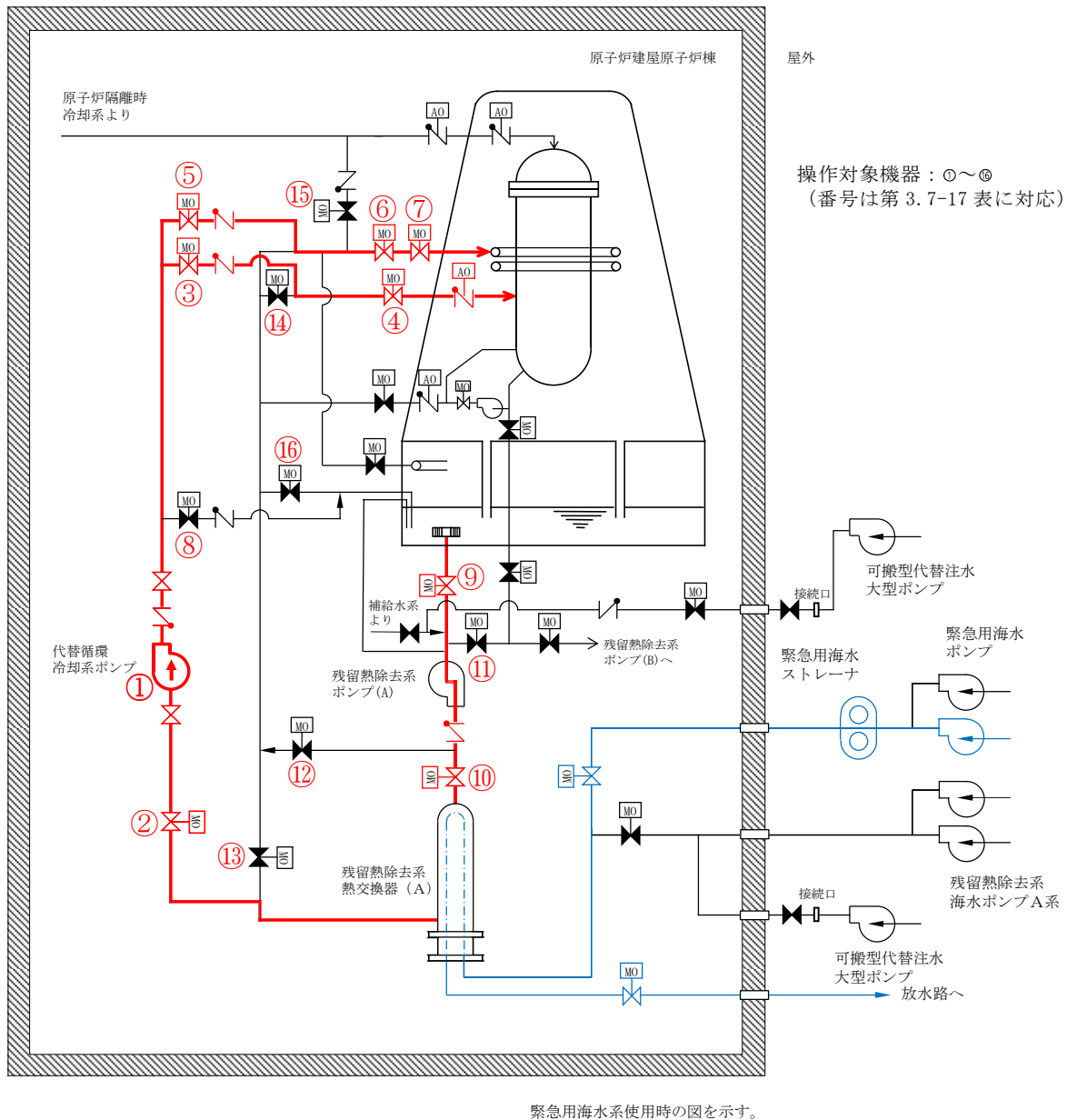
代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプ及びサプレッション・プールを使用し、原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイを行う系統は、重大事故等時、通常待機時の系統から弁操作等にて速やかに切替えができる設計とする。また、代替循環冷却系ポンプ及び電動弁は、中央制御室の操作スイッチで操作が可能な設計とする。

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

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

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

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



第3.7-3図 操作対象機器

第 3. 7-17 表 操作対象機器

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

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

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

(3) 試験及び検査(設置許可基準規則第43条第1項三)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

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

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

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

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

(50-5-5～50-5-7)

第 3.7-18 表 代替循環冷却系ポンプの試験及び検査

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

(4) 切替えの容易性(設置許可基準規則第43条第1項四)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

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



第 3.7-4 図 代替循環冷却系 タイムチャート*

* : 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合方針についての1.7で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止(設置許可基準規則第43条第1項五)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

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

第 3.7-19 表 他系統との隔離弁

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

(6) 設置場所(設置許可基準規則第 43 条第 1 項六)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

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

第 3.7-20 表 操作対象機器リスト

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

3.7.2.2.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量(設置許可基準規則第43条第2項一)

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

代替循環冷却系は、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止する設計とする。代替循環冷却系ポンプの容量は、炉心損傷後の格納容器破損防止の重要事故シーケンスのうち、格納容器過圧・過温破損シーケンスに係る有効性評価解析(原子炉設置変更許可申請書添付書類十)において、有効性が確認されている循環流量の $250\text{m}^3/\text{h}$ を確保可能な設計とし、水源と移送先の圧力差、静水頭、機器圧損、配管及び弁類圧損を考慮して循環流量 $250\text{m}^3/\text{h}$ が達成可能な設計とする。

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

(50-6-27～50-6-31)

(2) 共用の禁止(設置許可基準規則第43条第2項二)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

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

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

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

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

3.7.3 その他設備

3.7.3.1 サプレッション・プール水pH制御装置

3.7.3.1.1 設備概要

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

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

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

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

3.7.3.1.2 他設備への悪影響について

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

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

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

性に対する悪影響はない。

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

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

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

50-1 SA設備基準適合性 一覧表

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）

第50条:原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備				格納容器圧力逃がし装置フィルタ装置	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力 /屋外の天候/放射線	その他建屋内 (地下格納槽)	C
				荷重	(有効に機能を発揮する)	—
				海水	(海水を通水しない)	対象外
				他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—
				電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外
				関連資料	[配置図]50-3	
		第2号	操作性	中央制御室操作 (操作スイッチ操作) 現場操作 (操作スイッチ操作)(弁操作)	A, B d, B f	
			関連資料	[配置図]50-3		
		第3号	試験・検査(検査性、系統 構成・外部入力)	容器(タンク類)	C	
			関連資料	[試験・検査説明資料]50-5		
		第4号	切替性	当該系統の使用に当たり系統の切替操作が不要	B b	
			関連資料	[系統図]50-4		
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a
				その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外
				関連資料	[系統図]50-4	
		第6号	設置場所	現場操作(設置場所) 中央制御室操作	A b B	
			関連資料	[配置図]50-3 [系統図]50-4		
	第2項	第3号	共通要因故障防止	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A
				関連資料	[容量設定根拠]50-7	
			共通要因故障防止	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外
				関連資料	—	
				環境条件、自然現象、 外部人為事象、溢水、 火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備—対象(同一目的のS A 設備あり)	B
			サポート系故障	対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a	
			関連資料	[配置図]50-3 [系統図]50-4		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）

第50条:原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備				圧力開放板	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境温度・湿度・圧力 /屋外の天候/放射線	屋外	D	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	
			関連資料	[配置図]50-3		
		第2号	操作性	(操作不要)	対象外	
			関連資料	[配置図]50-3		
		第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	その他	M	
			関連資料	[試験・検査説明資料]50-5		
		第4号	切替性	当該系統の使用に当たり系統の切替操作が不要	B b	
			関連資料	[系統図]50-4		
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a
				その他(飛散物)	(考慮対象なし)	対象外
			関連資料	[系統図]50-4		
		第6号	設置場所	(操作不要)	対象外	
			関連資料	[配置図]50-3 [系統図]50-4		
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	[容量設定根拠]50-6		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	緩和設備又は防止でも緩和でもない設備—対象(同一目的のSA設備あり)	B
				サポート系故障	(サポート系なし)	対象外
			関連資料	[配置図]50-3 [系統図]50-4		

東海第二発電所 SA 設備基準適合性 一覧表（常設）

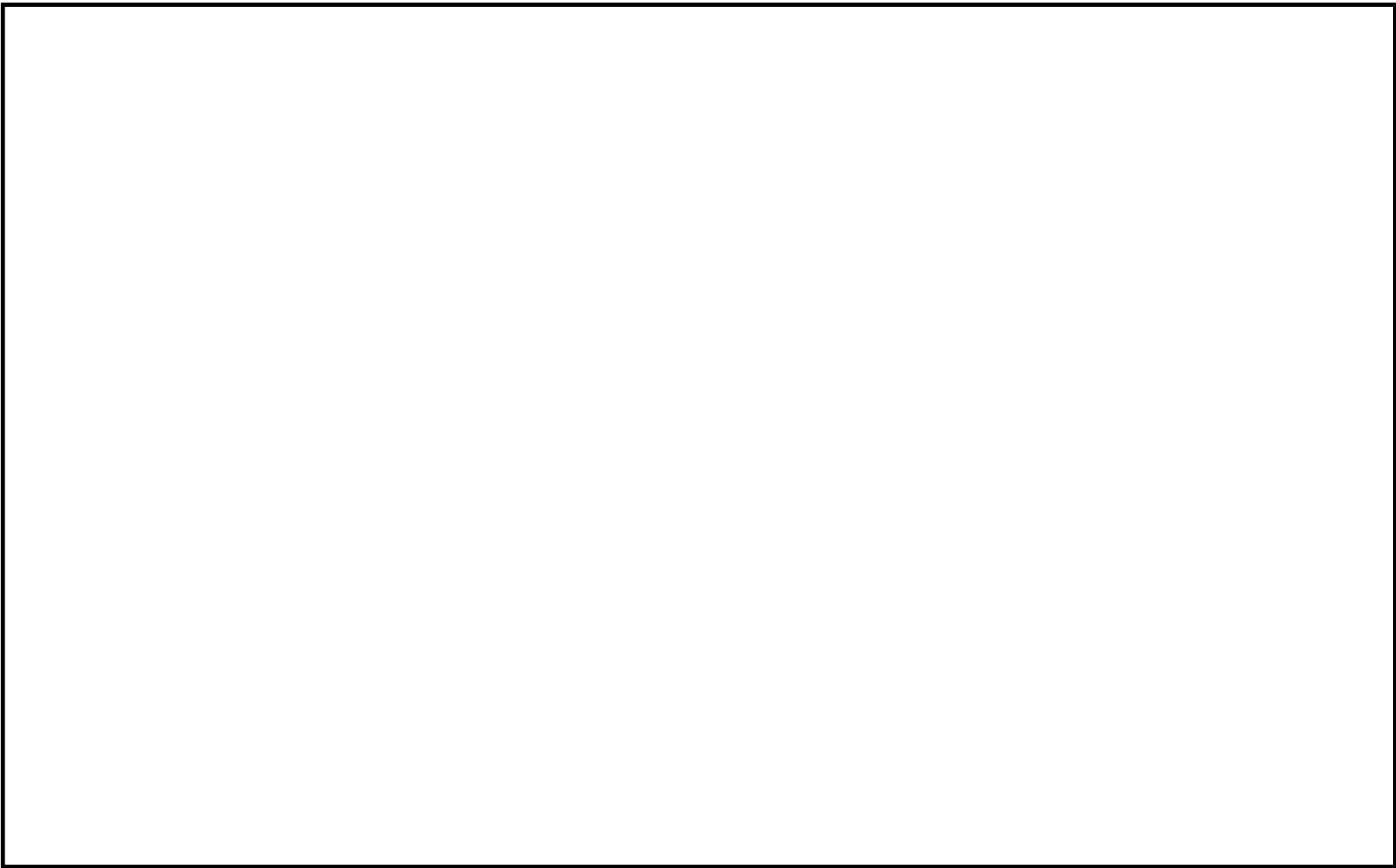
第50条：原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備				代替循環冷却系ポンプ	類型化区分	
第43条	第1項	第1号	環境条件・湿度・圧力／屋外の天候/放射線	原子炉建屋原子炉棟内	B	
			荷重	(有効に機能を発揮する)	—	
			海水	(海水を通水しない)	対象外	
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	—	
			電磁波による影響	(電磁波により機能が損なわれない)	対象外	
			関連資料	配置図[50-4]		
		第2号	操作性	中央制御室操作	A	
			関連資料	配置図[50-4]		
		第3号	試験・検査(検査性, 系統構成・外部入力)	ポンプ, 弁, 配管	A, B, F	
			関連資料	試験及び検査説明資料[50-6]		
		第4号	切替性	当該系統の使用に当たり系統の切替操作が必要	B a	
			関連資料	系統図[50-5]		
		第5号	悪影響防止	系統設計	弁等の操作で系統構成	A a
				その他(飛散物)	対象外	対象外
				関連資料	系統図[50-5]	
		第6号	設置場所	中央制御室操作	B	
			関連資料	配置図[50-4]		
	第2項	第1号	常設SAの容量	重大事故等への対処を本来の目的として設置するもの	A	
			関連資料	容量設定根拠[50-7]		
		第2号	共用の禁止	(共用しない設備)	対象外	
			関連資料	—		
		第3号	共通要因故障防止	環境条件, 自然現象, 外部人為事象, 溢水, 火災	防止設備—対象(代替対象D B設備有り)—屋内	A a
				サポート系故障	対象(サポート系有り)—異なる駆動源又は冷却源	C a
				関連資料	本文	

50-2 電源構成図

50-2-1

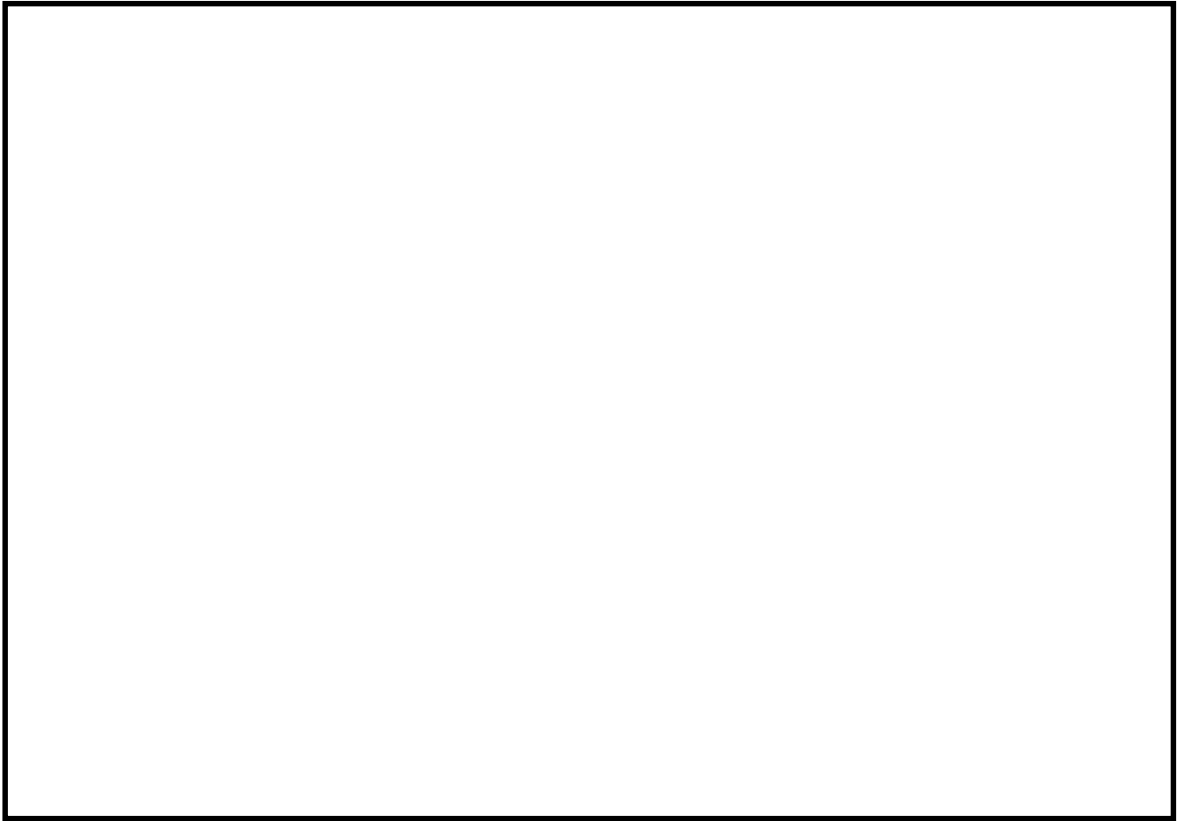
50-3 配置図

50-3-1

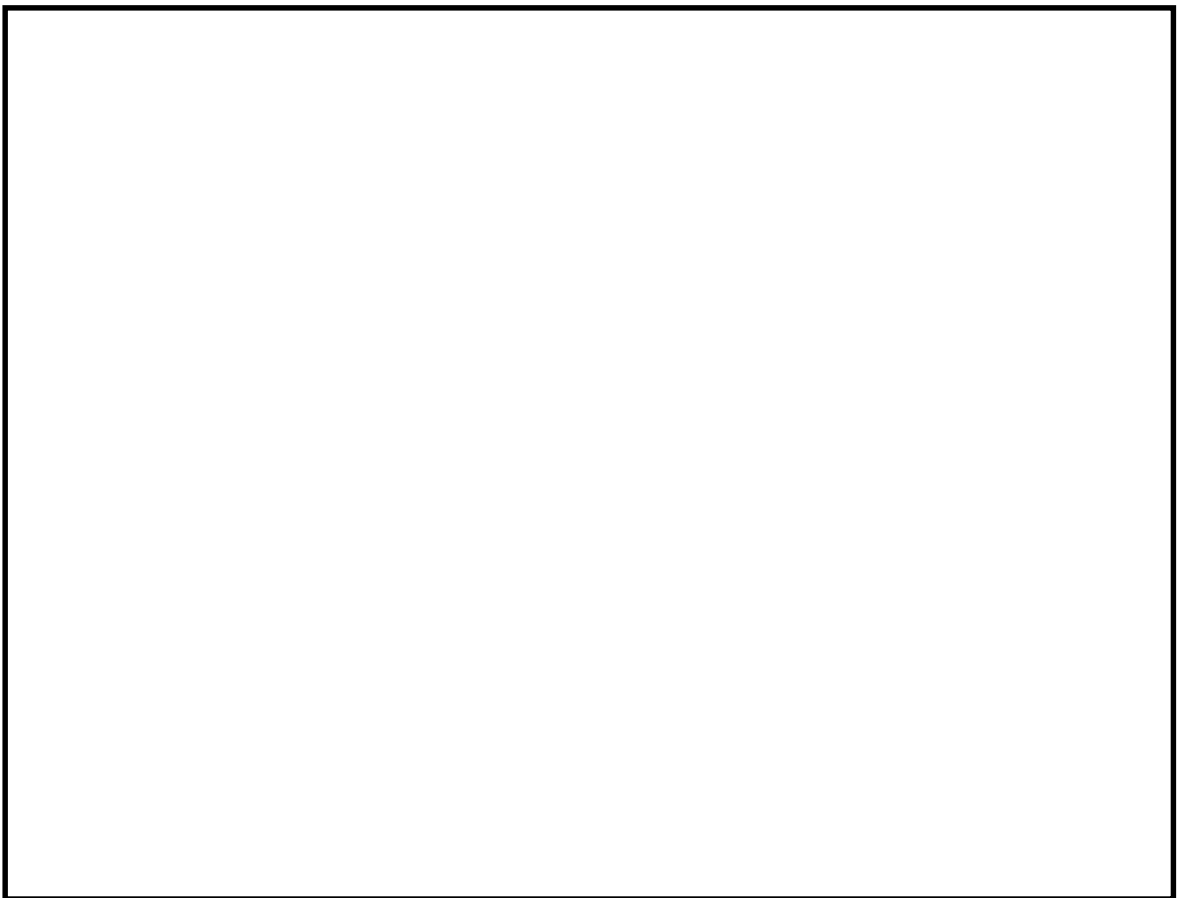


第 50-3-1 図 格納容器フィルタベント系 配管ルート図（全体図）

50-3-2

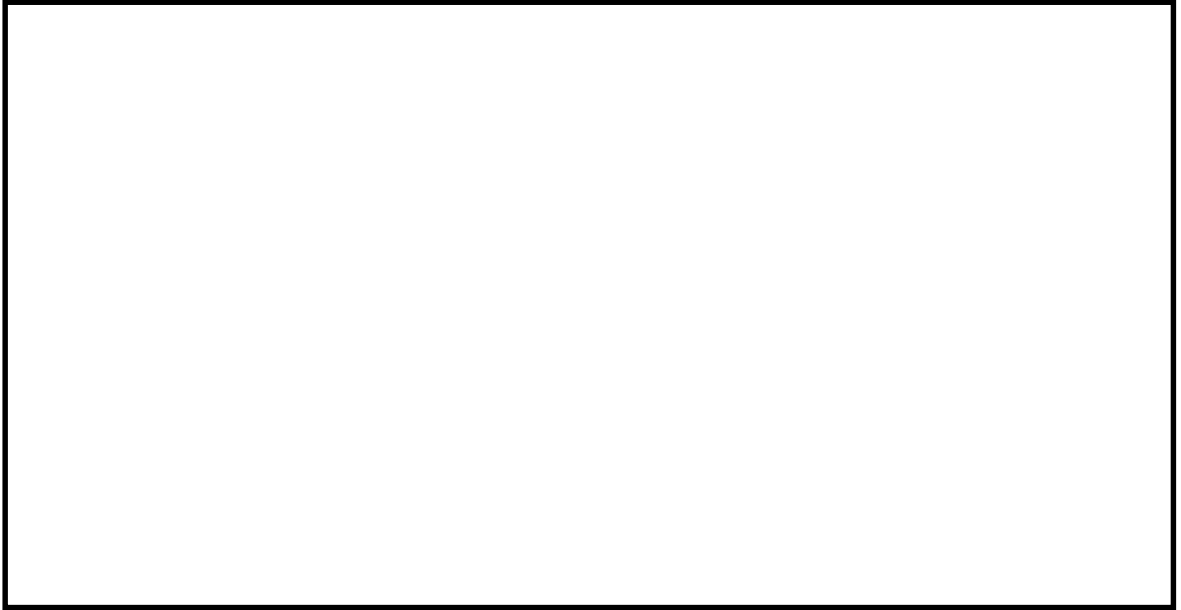


第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (1／12)

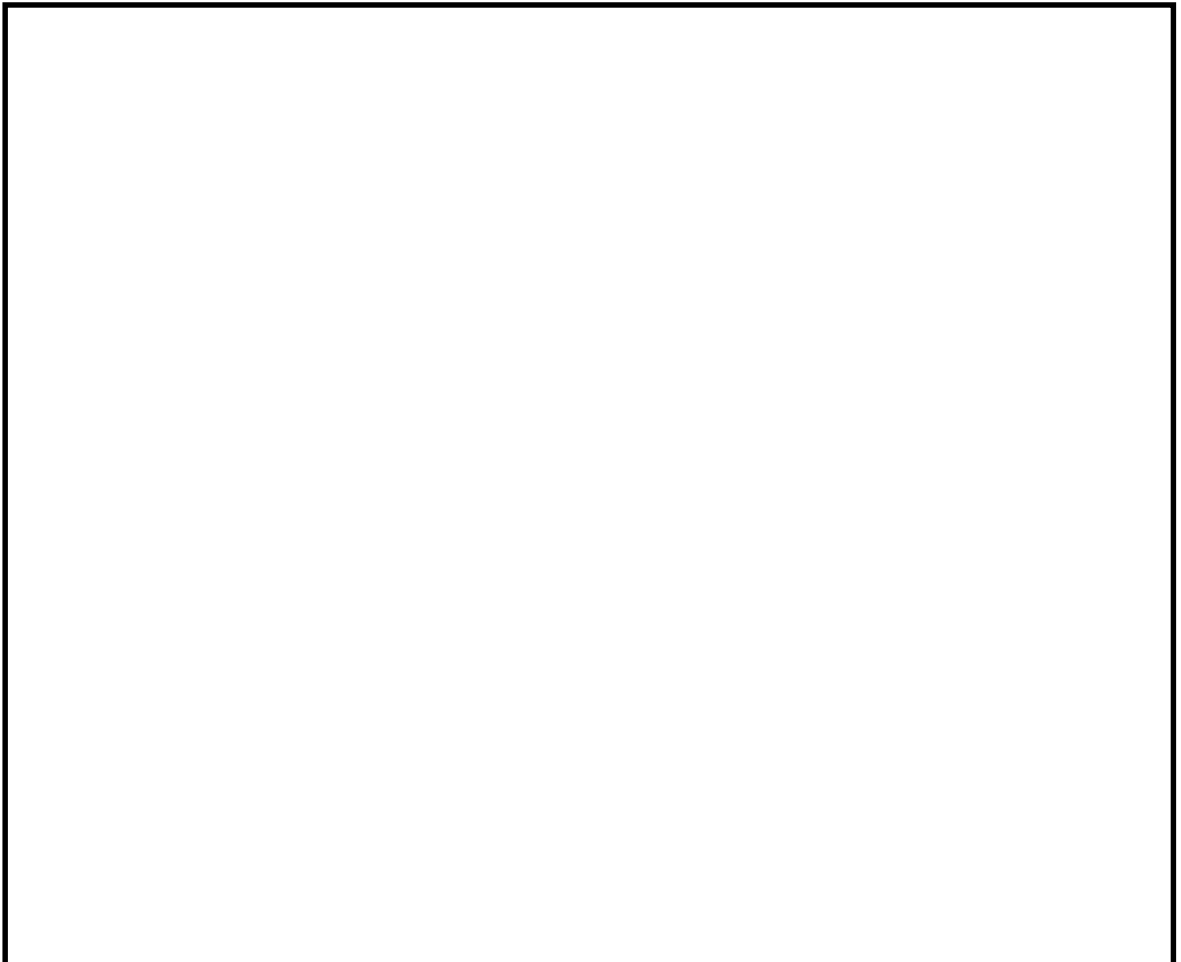


第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (2／12)

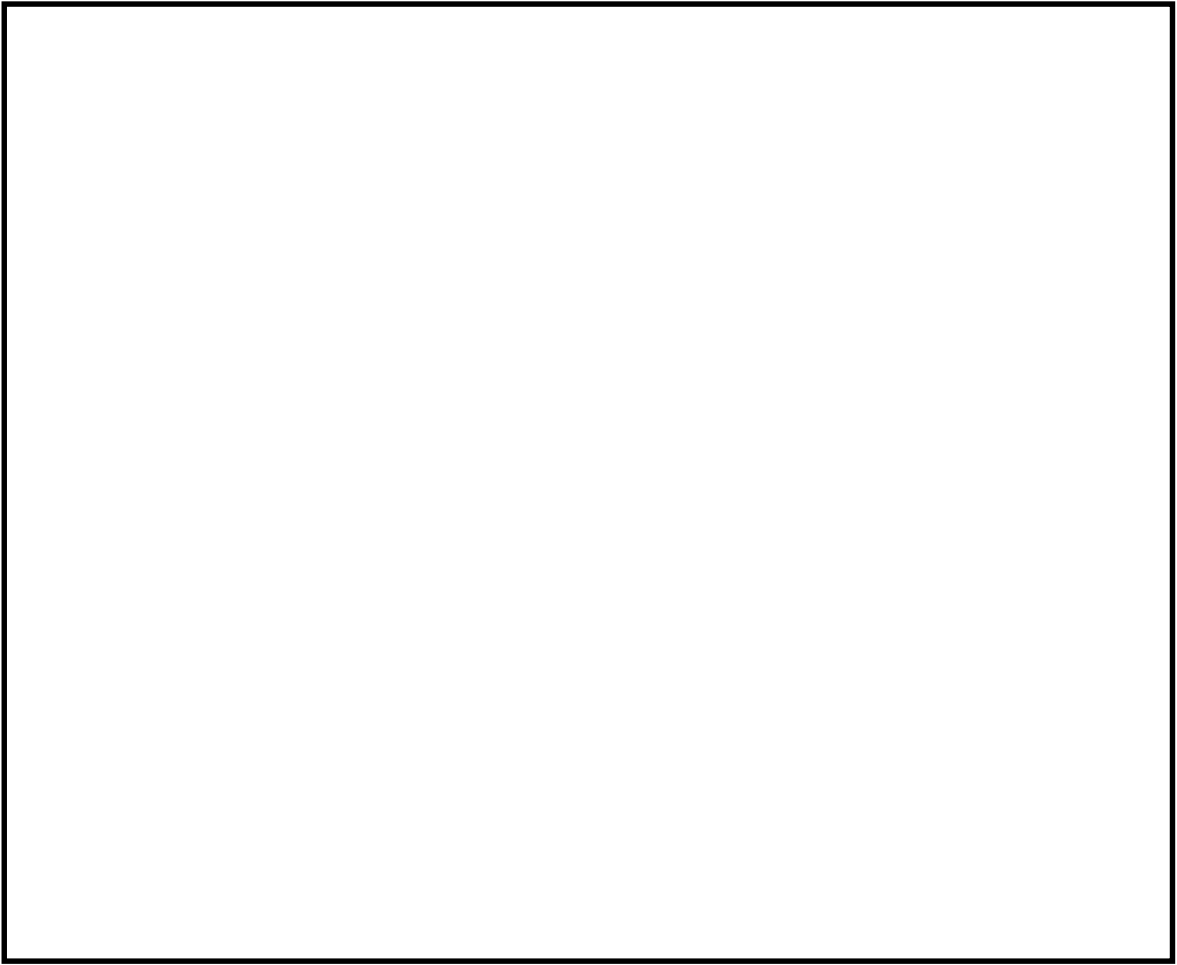
50-3-3



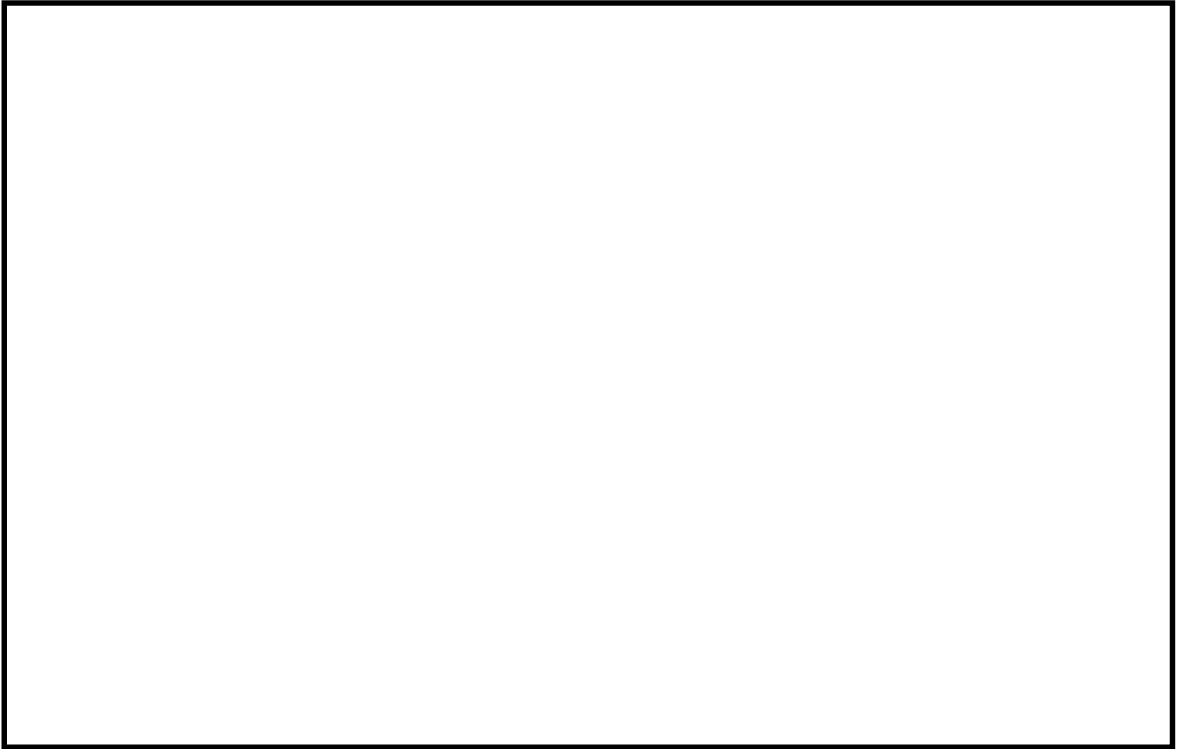
第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (3／12)



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

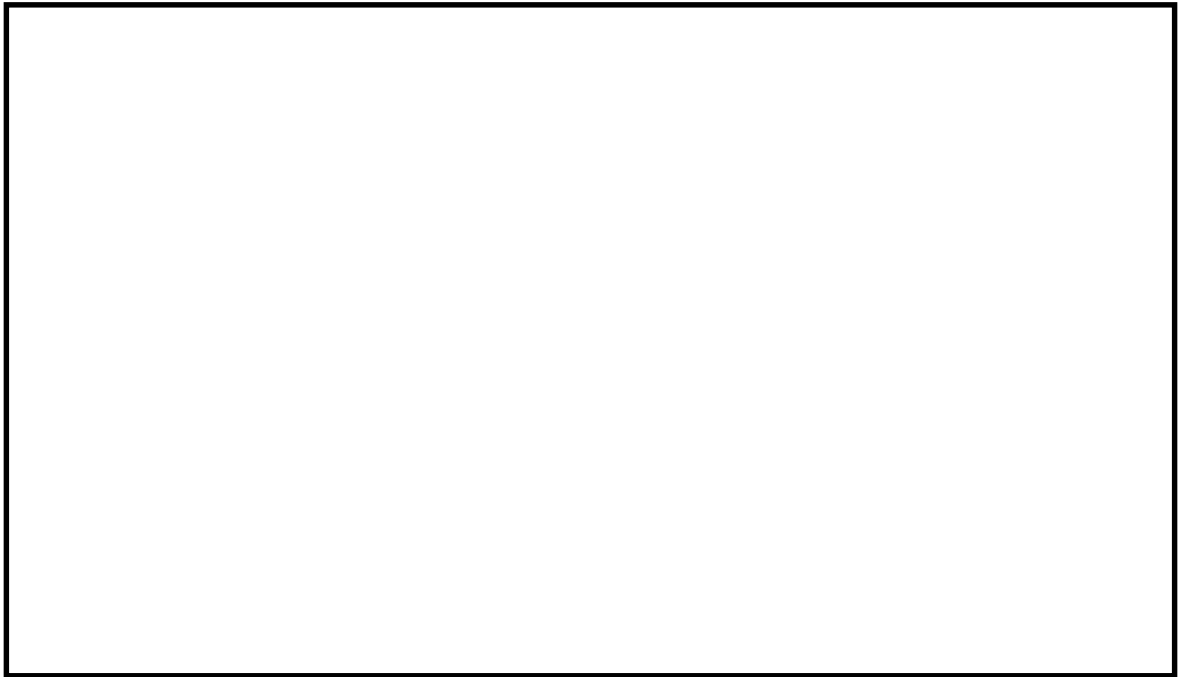


第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (5／12)



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

50-3-5



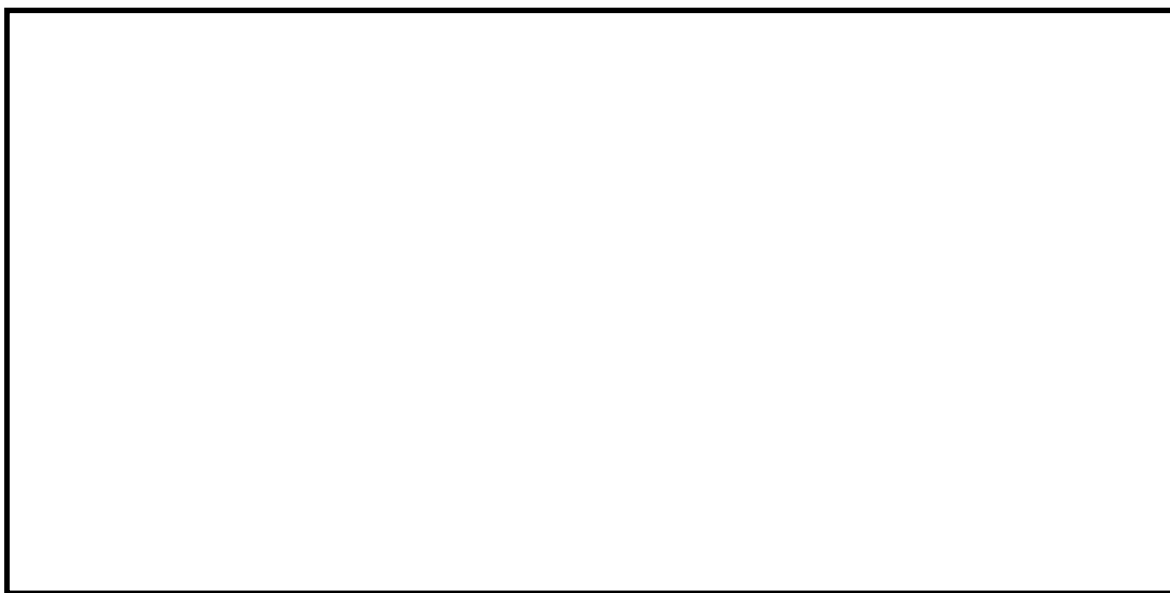
第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (7/12)



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



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



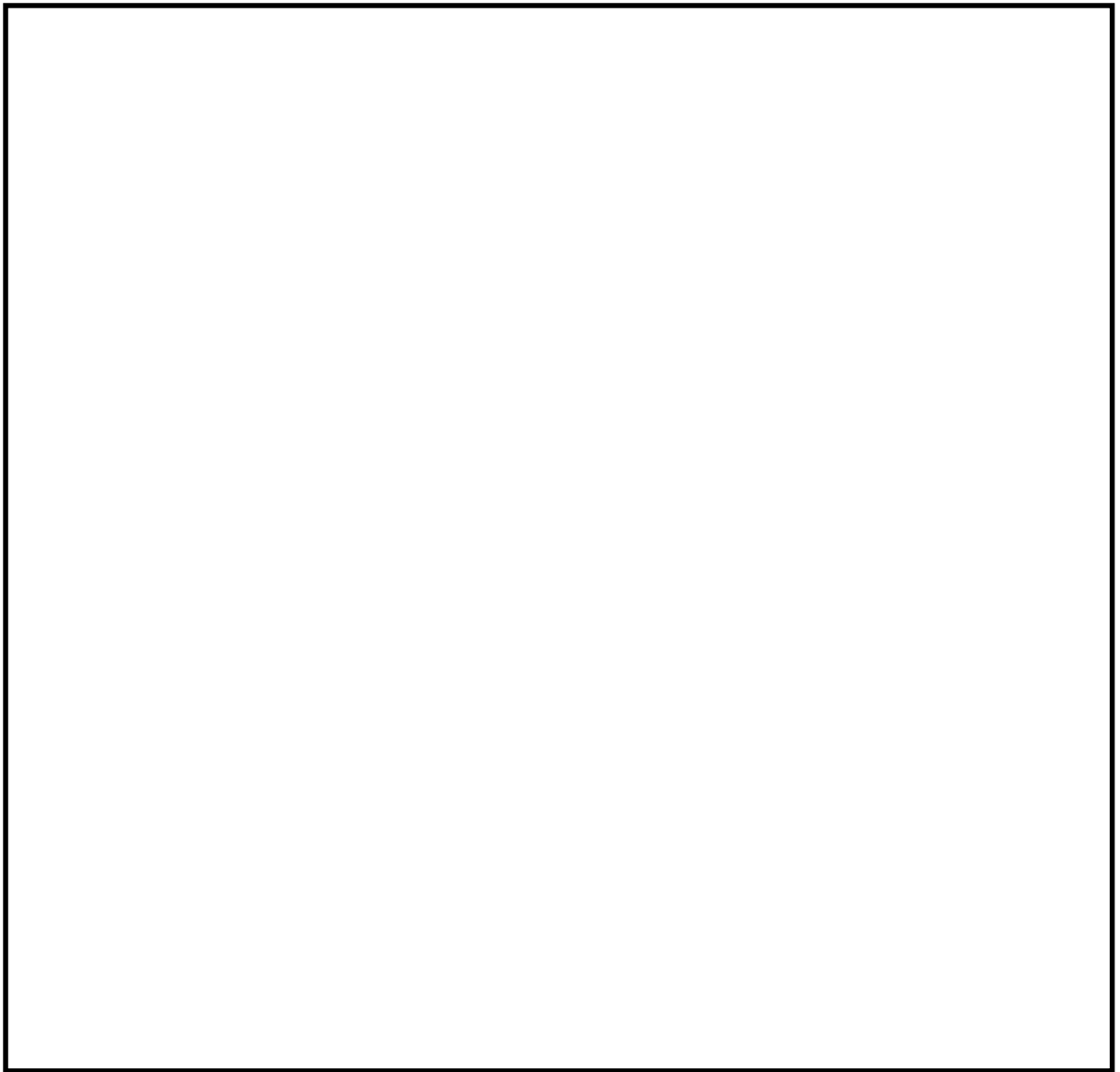
第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (10/12)



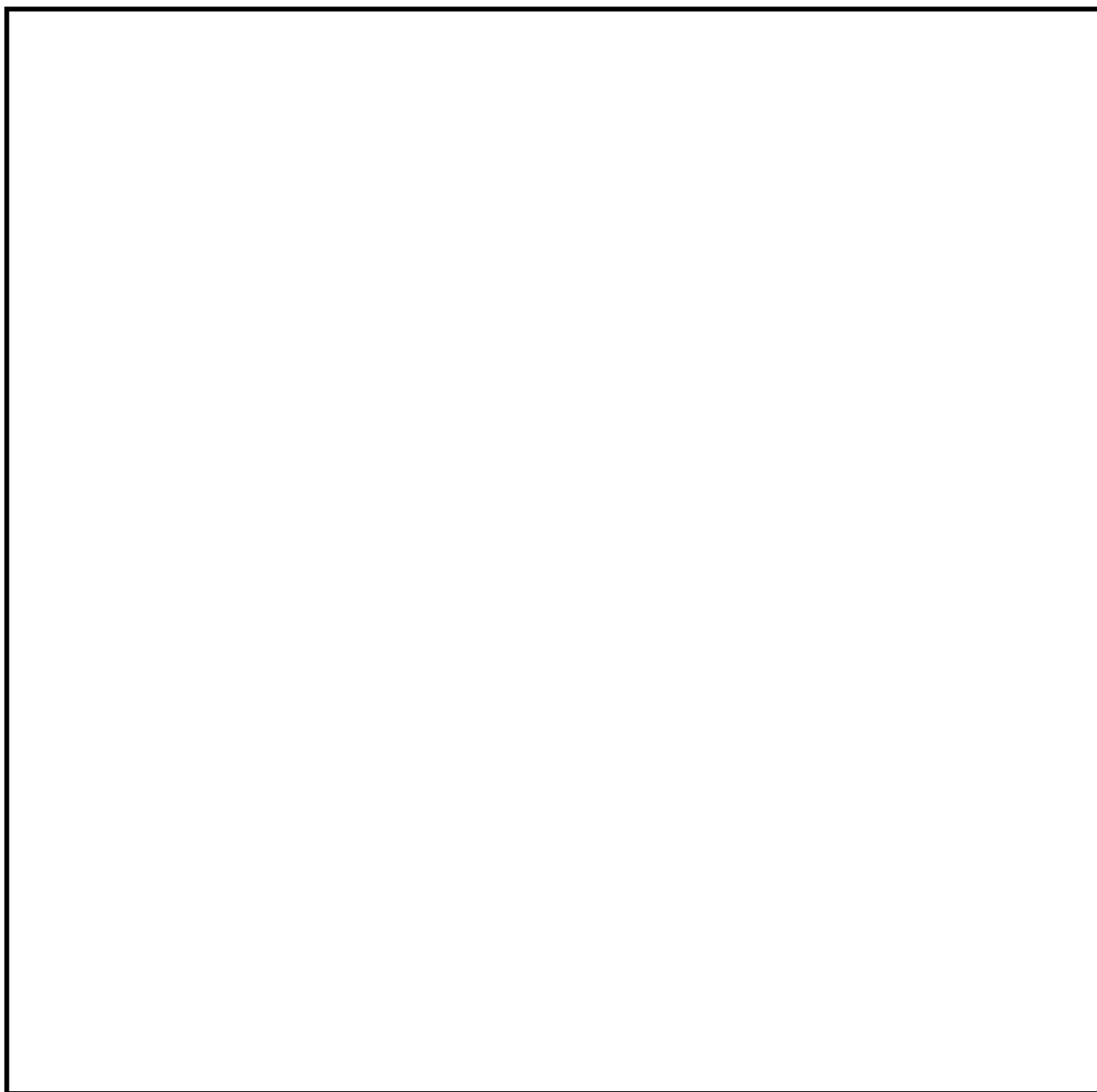
第 50-3-12 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (11／12)



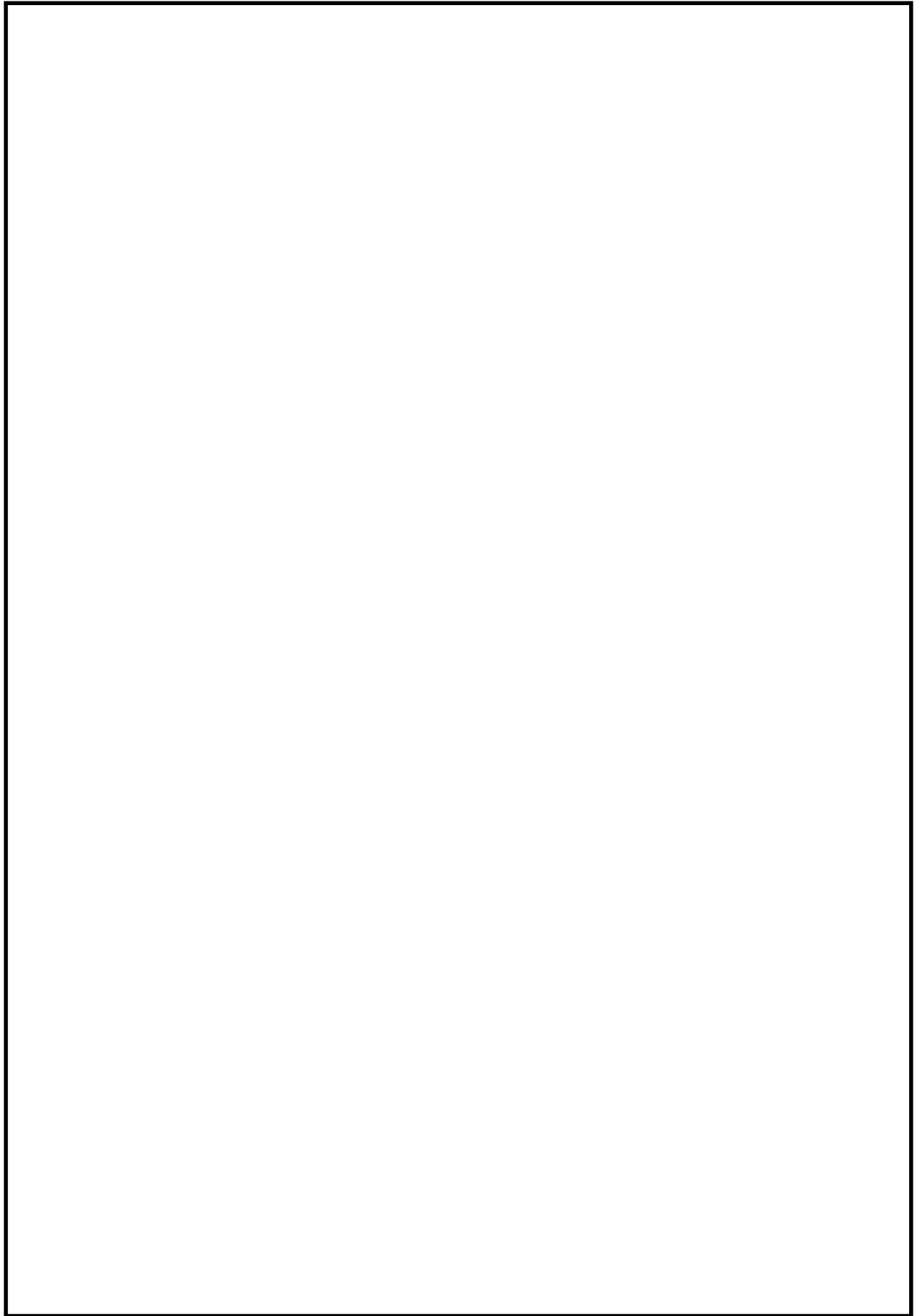
第 50-3-2 図 格納容器フィルタベント系配管ルート拡大図 (12／12)



第 50-3-3 図 隔離弁の操作場所 (1／3)

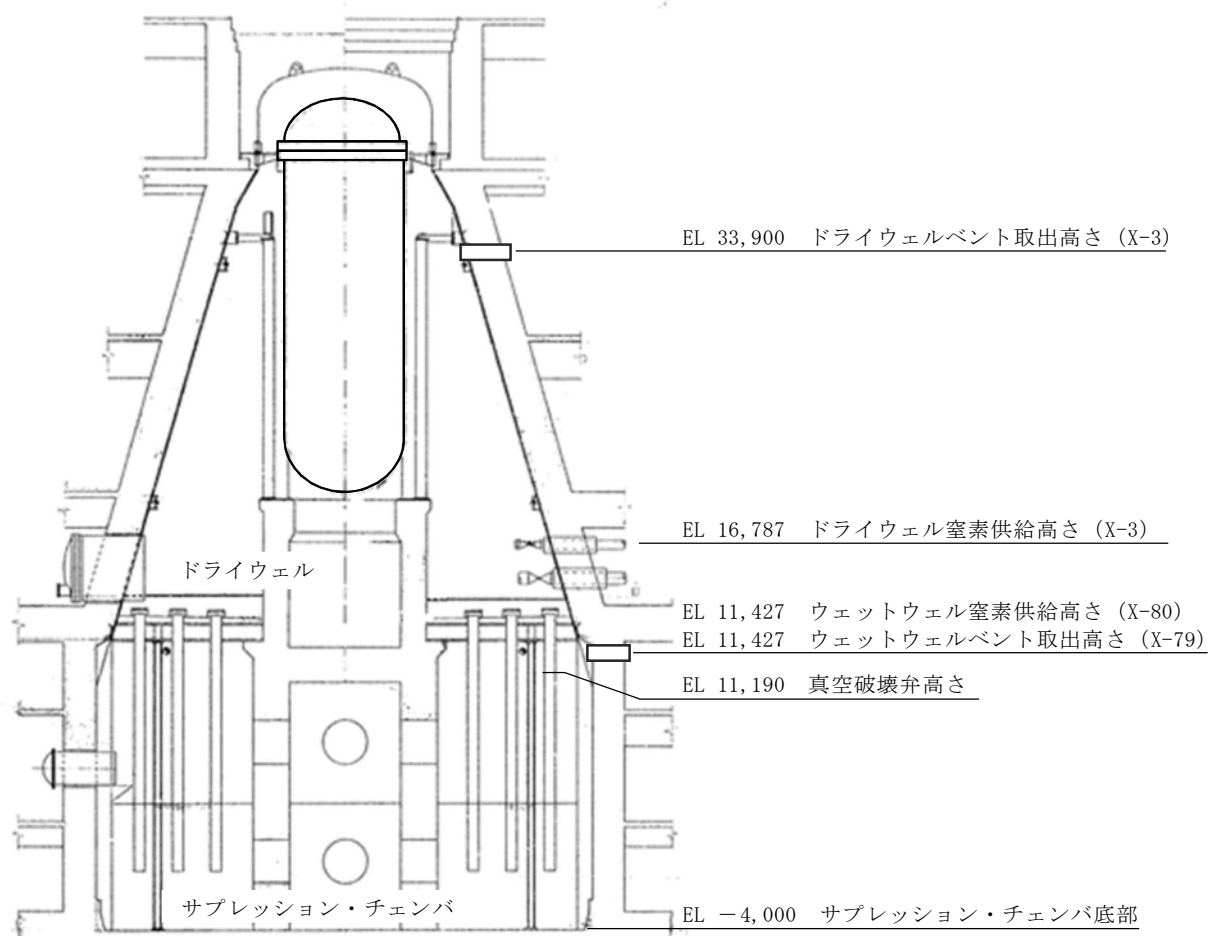


第 50-3-3 図 隔離弁の操作場所 (2/3)

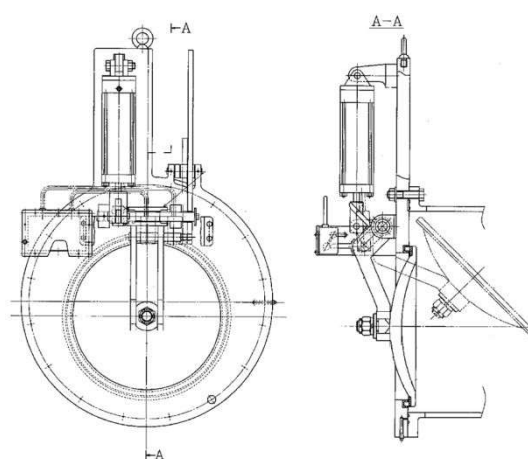


第 50-3-3 図 隔離弁の操作場所 (3／3)

50-3-11



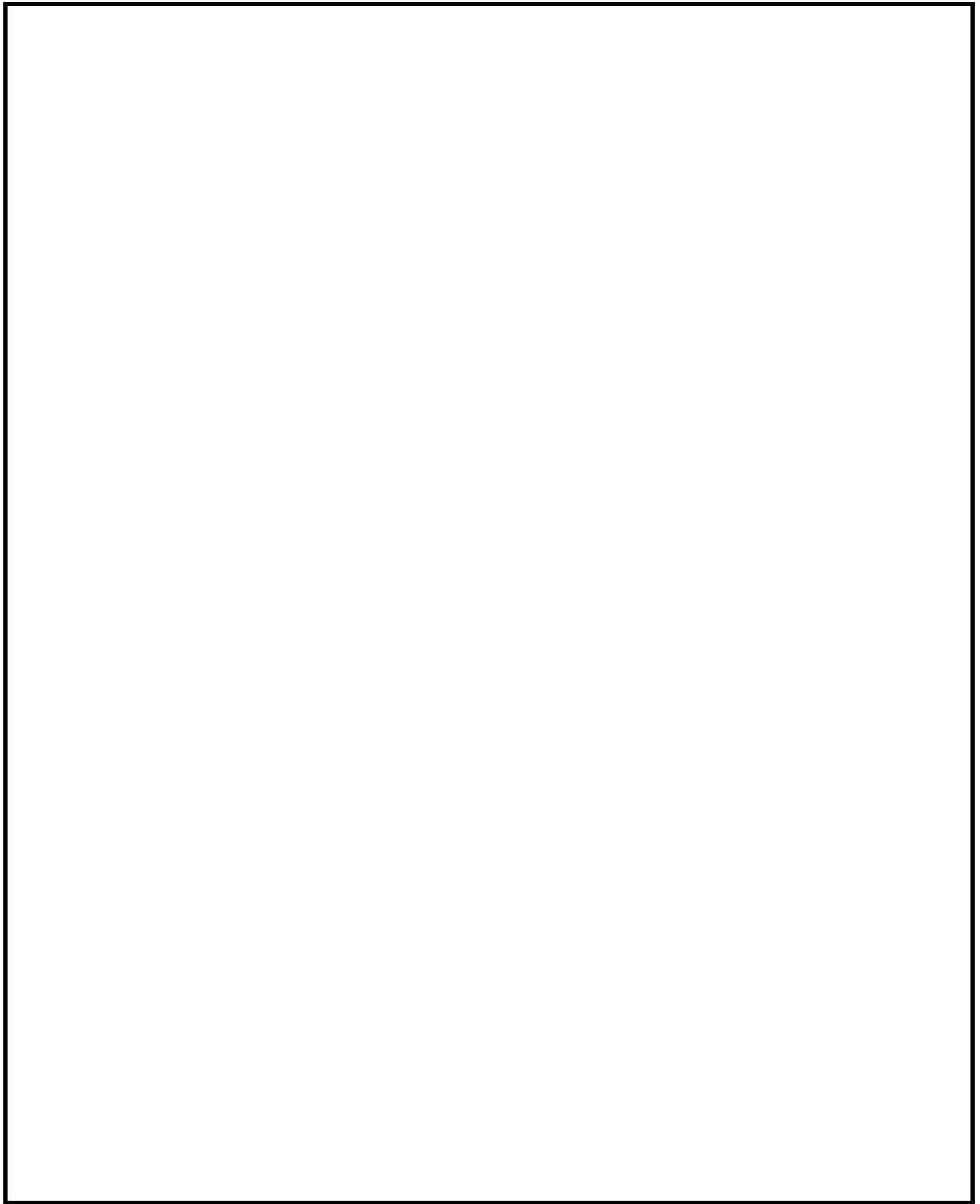
格納容器



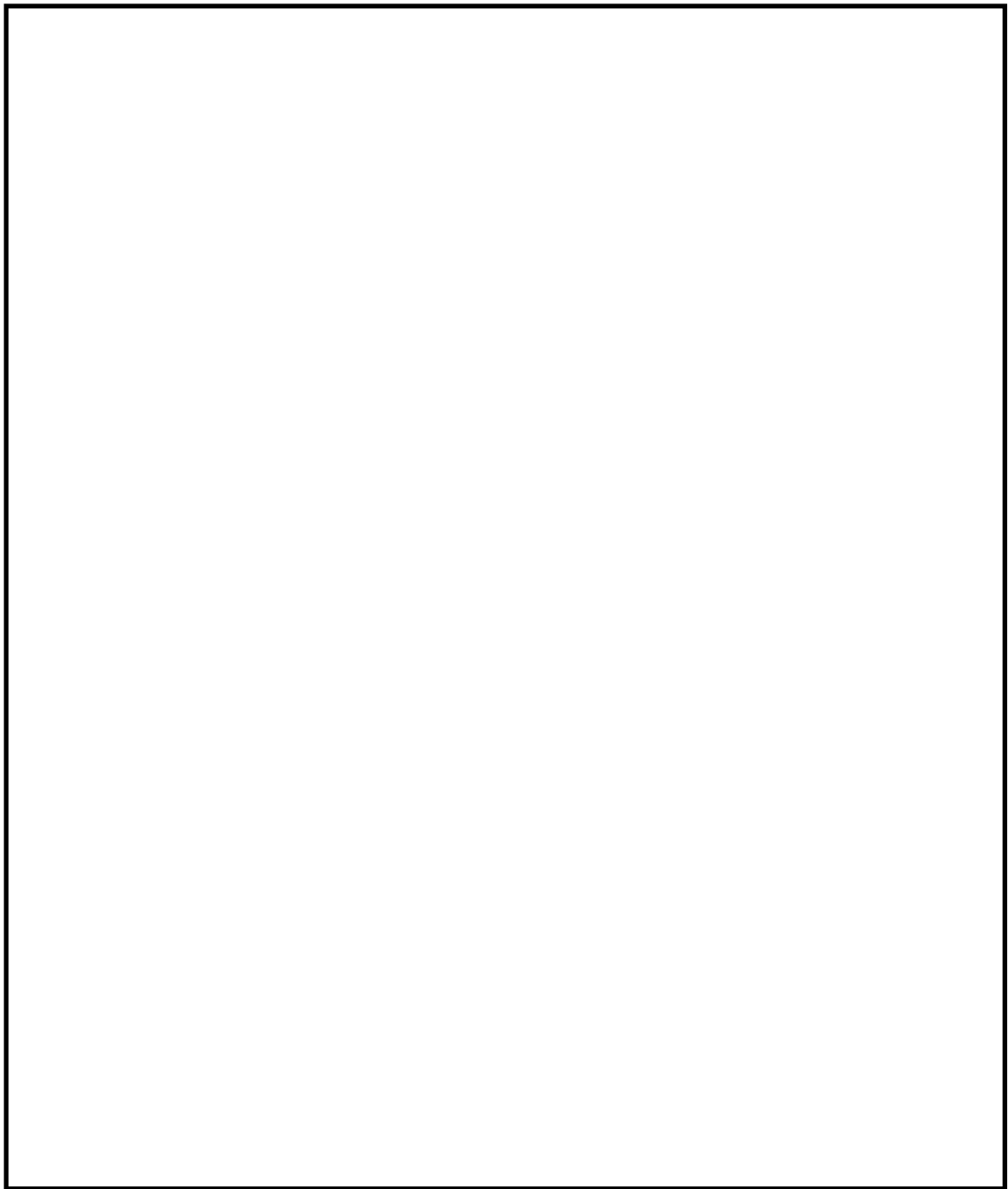
真空破壊弁
(個数：11)

第 50-3-4 図 真空破壊弁設置場所

50-3-12



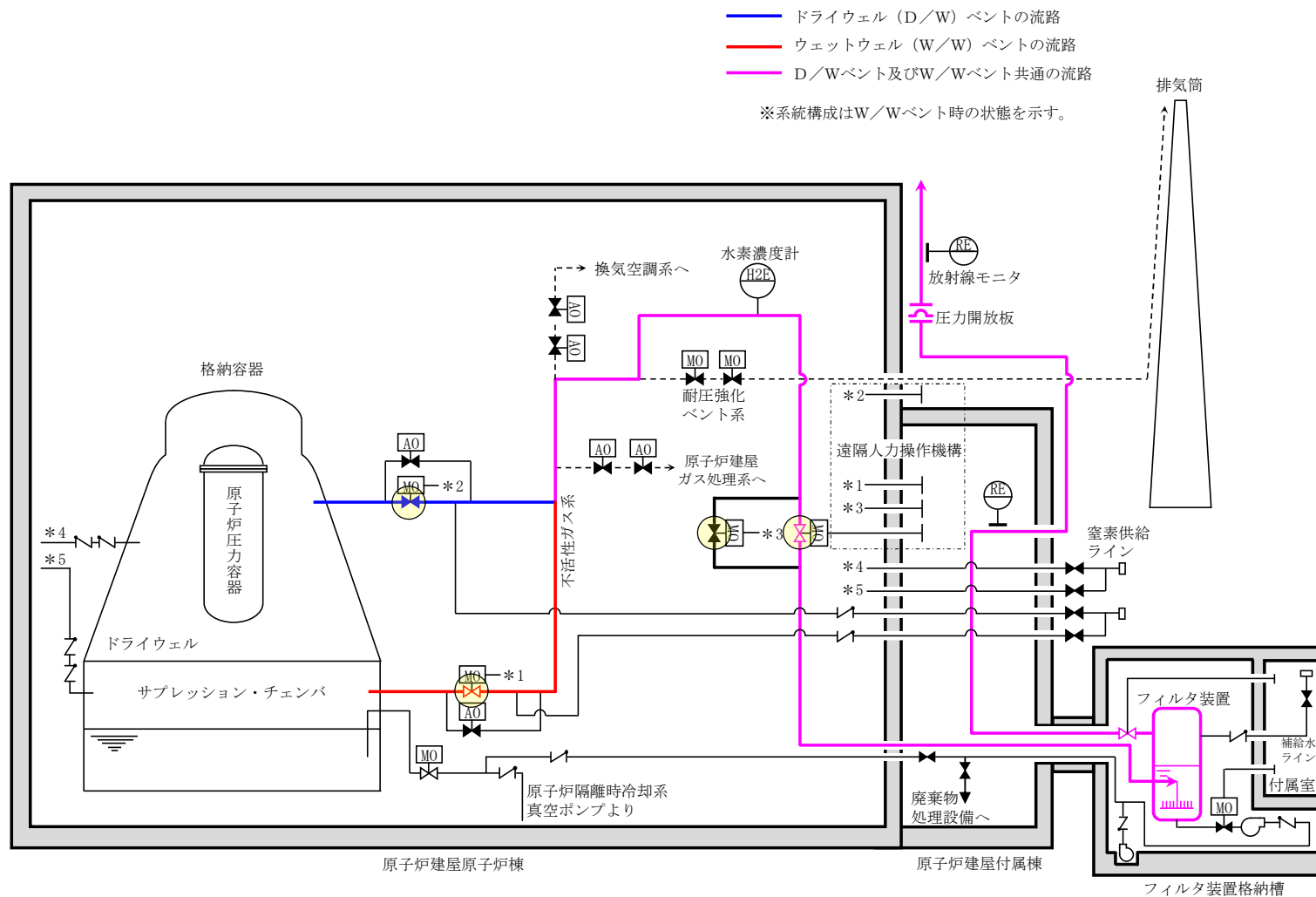
第 50-3-5 図 中央制御室配置図



第 50-3-6 図 代替循環冷却系ポンプ配置図

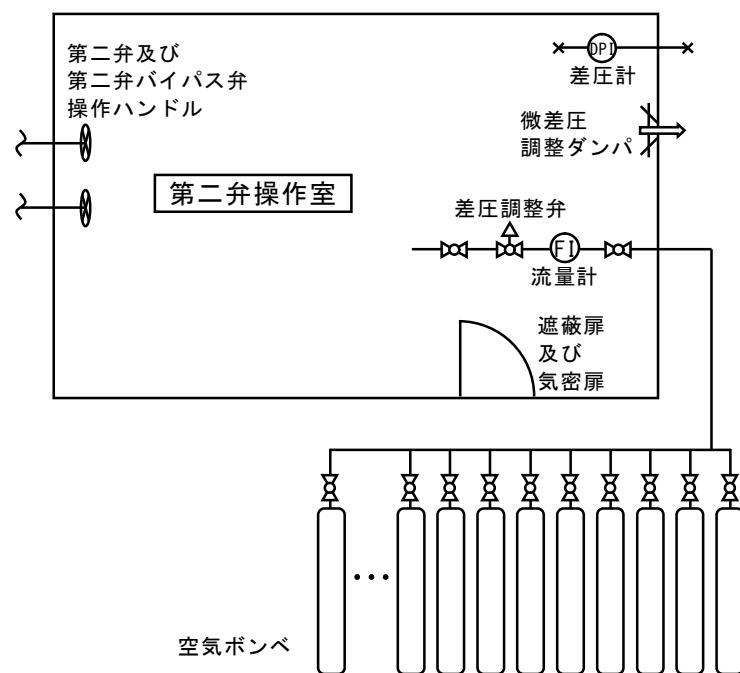
50-4 系統図

50-4-1

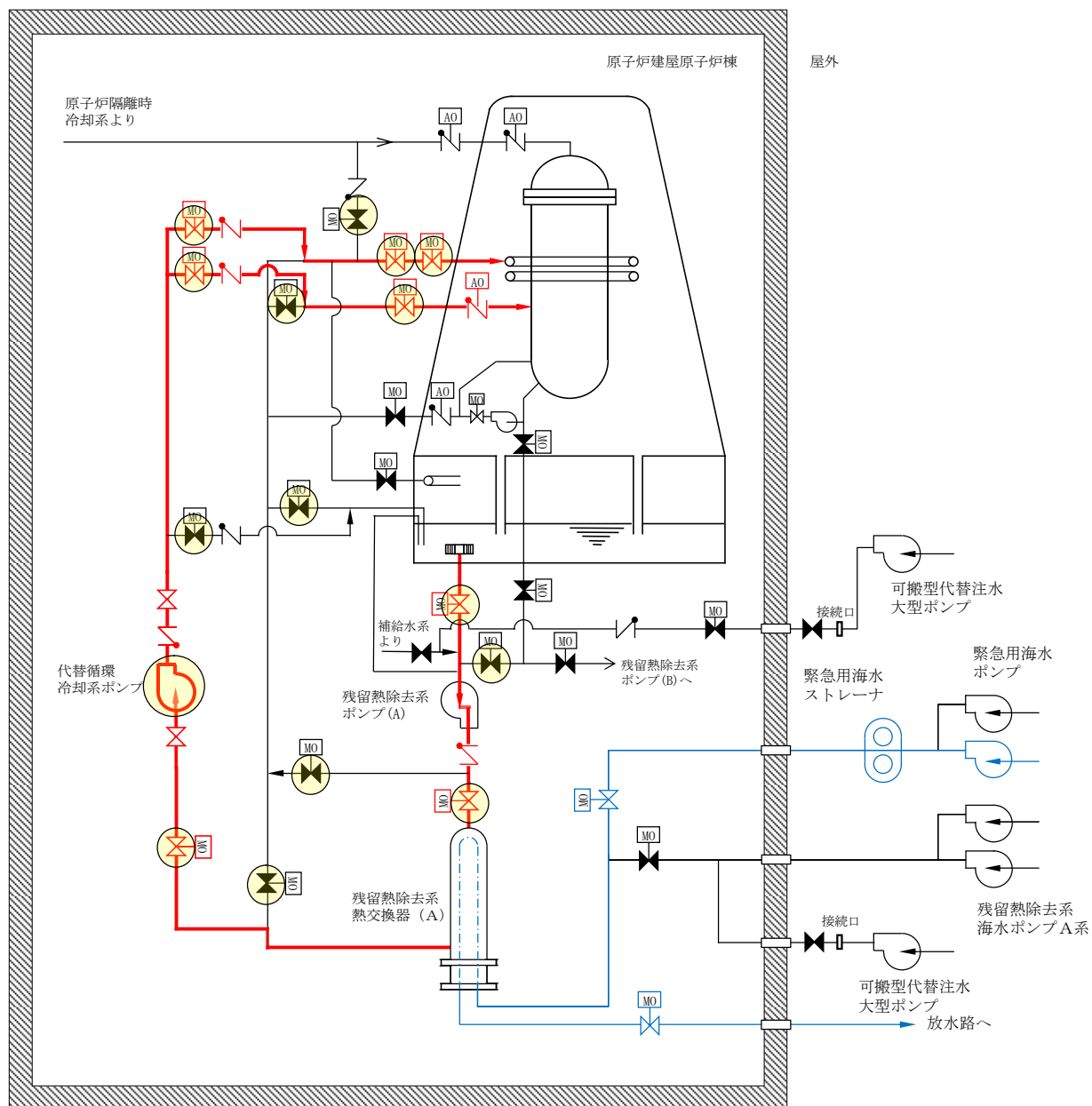


第 50-4-1 図 格納容器圧力逃がし装置系統概要図

● : 重大事故等発生時に操作する弁



第 50-4-2 図 第二弁操作室空気ポンベユニット 系統概要図



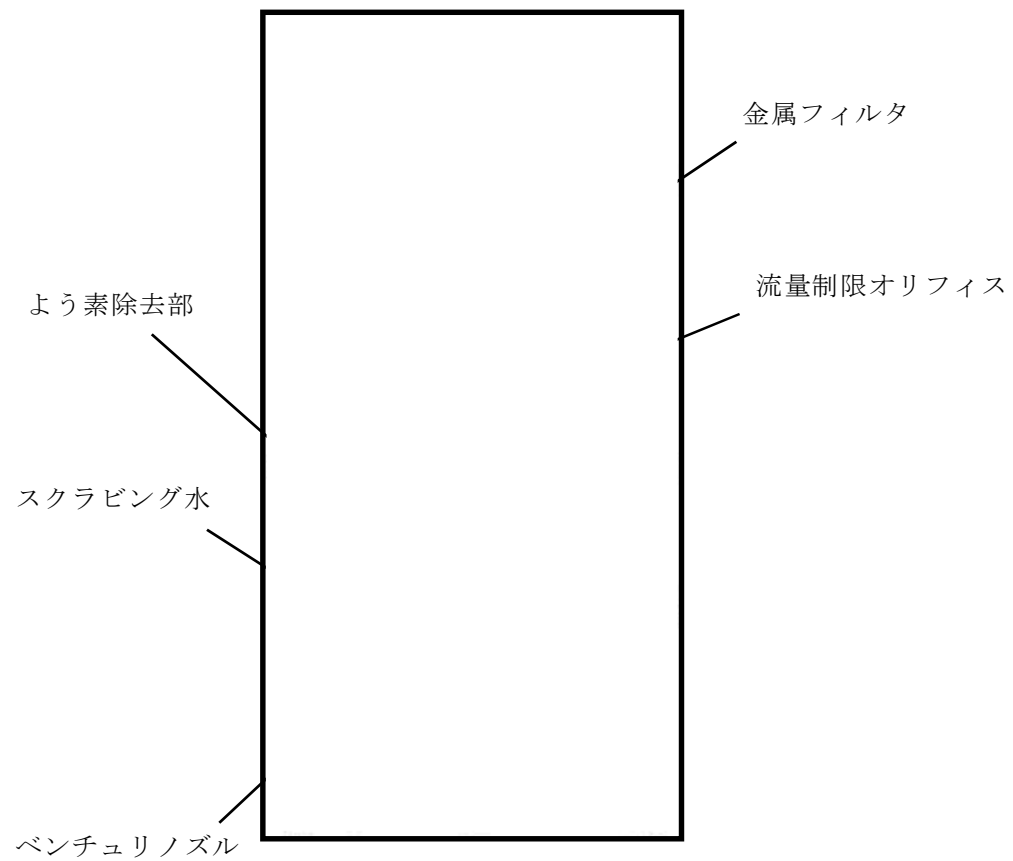
緊急用海水系使用時の図を示す。

○ : 重大事故等発生時に操作する機器

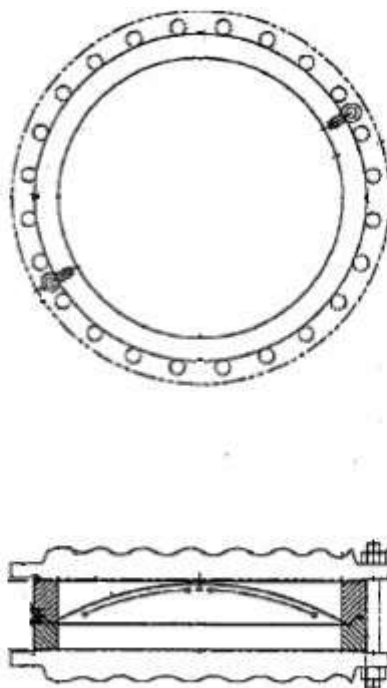
第 50-4-3 図 代替循環冷却系系統概要図

50-5 試験及び検査

50-5-1

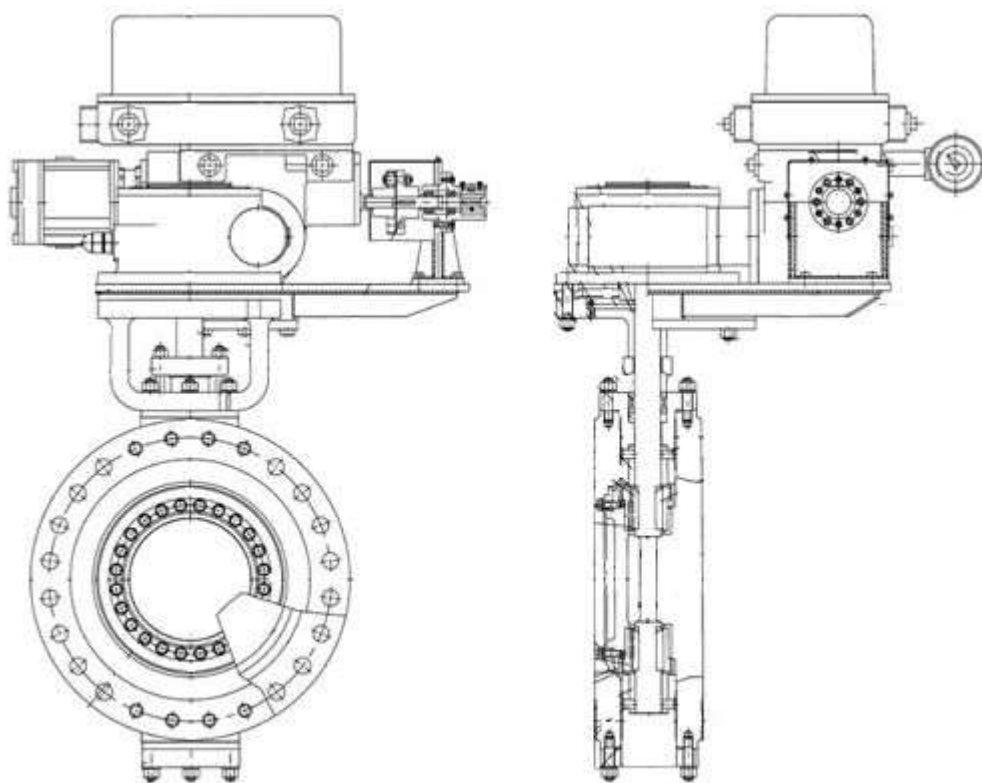


第 50-5-1 図 フィルタ装置構造図

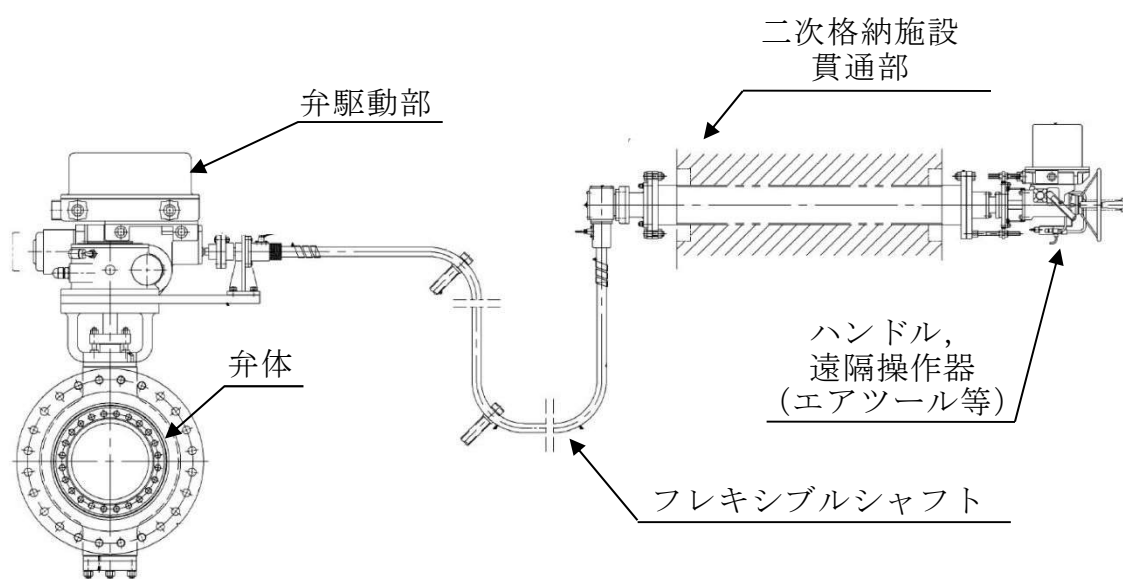


第 50-5-2 図 圧力開放板構造図

50-5-2

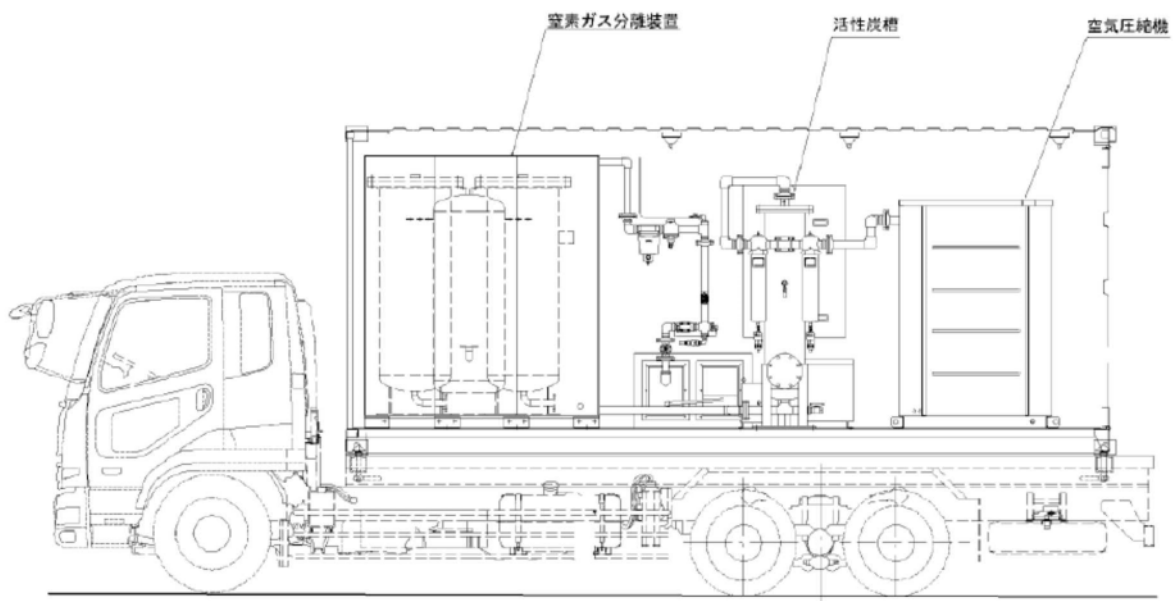


第 50-5-3 図 電動駆動弁構造図

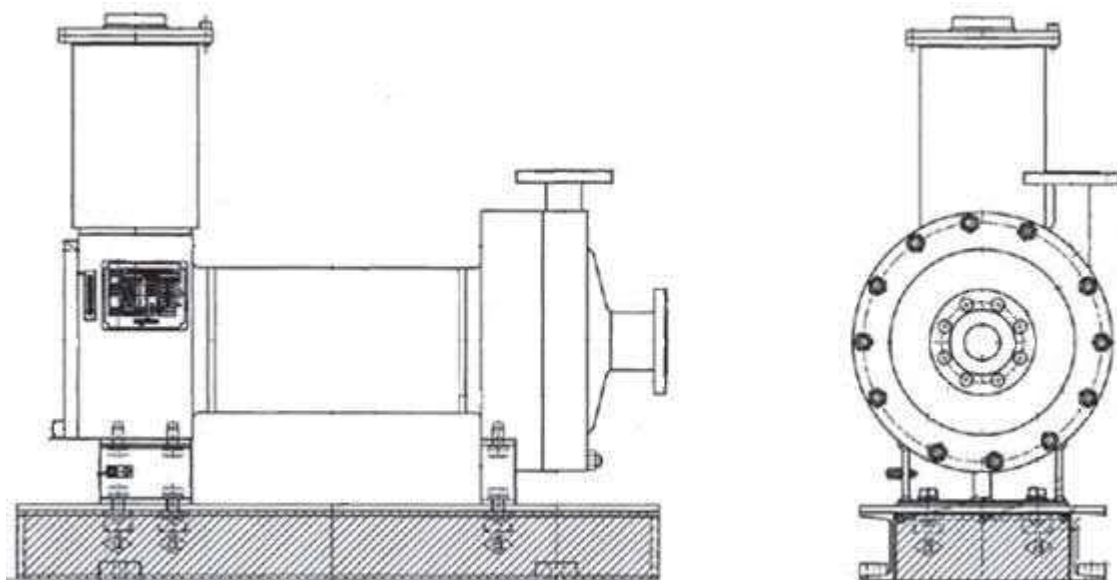


第 50-5-4 図 遠隔人力操作機構構造図

50-5-3

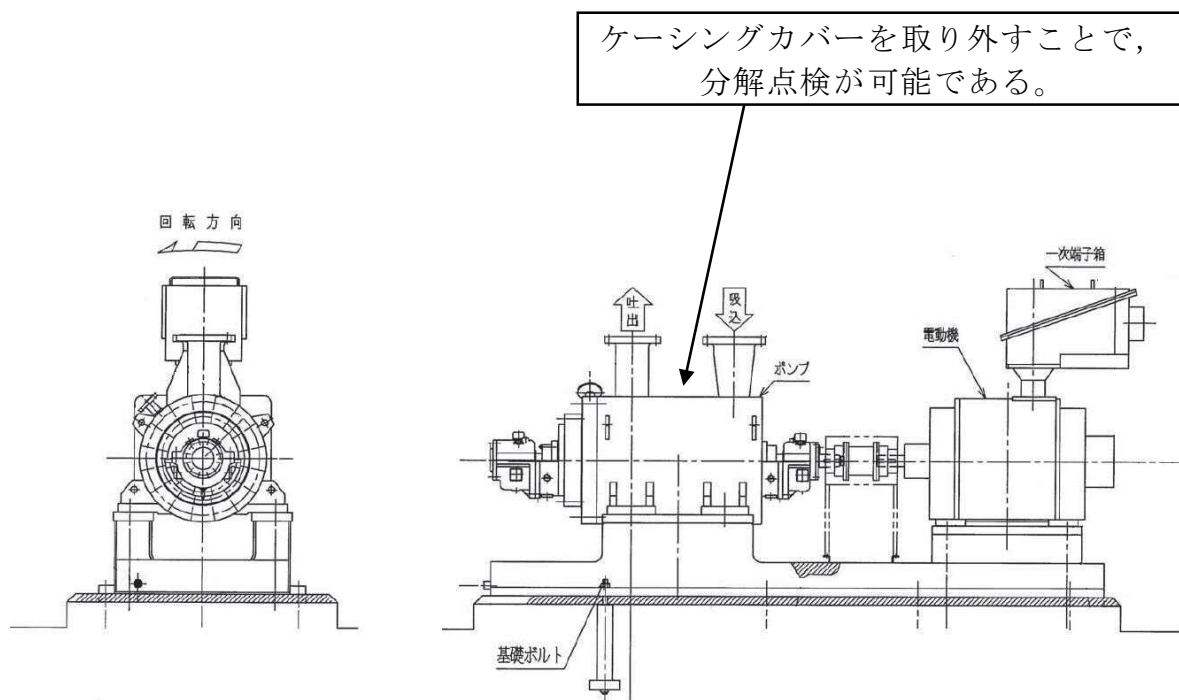


第 50-5-5 図 可搬型窒素供給装置構造図

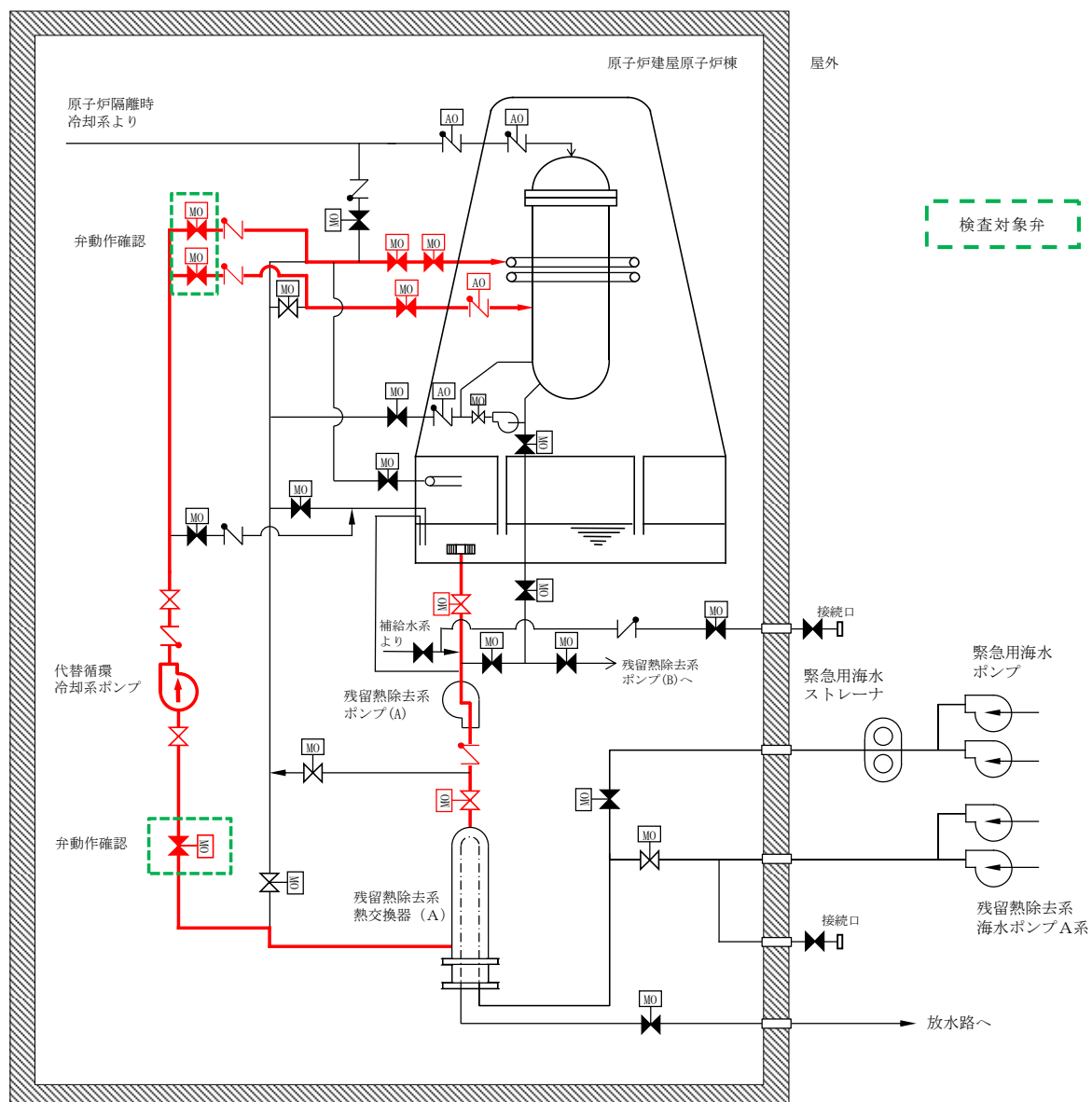


第 50-5-6 図 移送ポンプ構造図

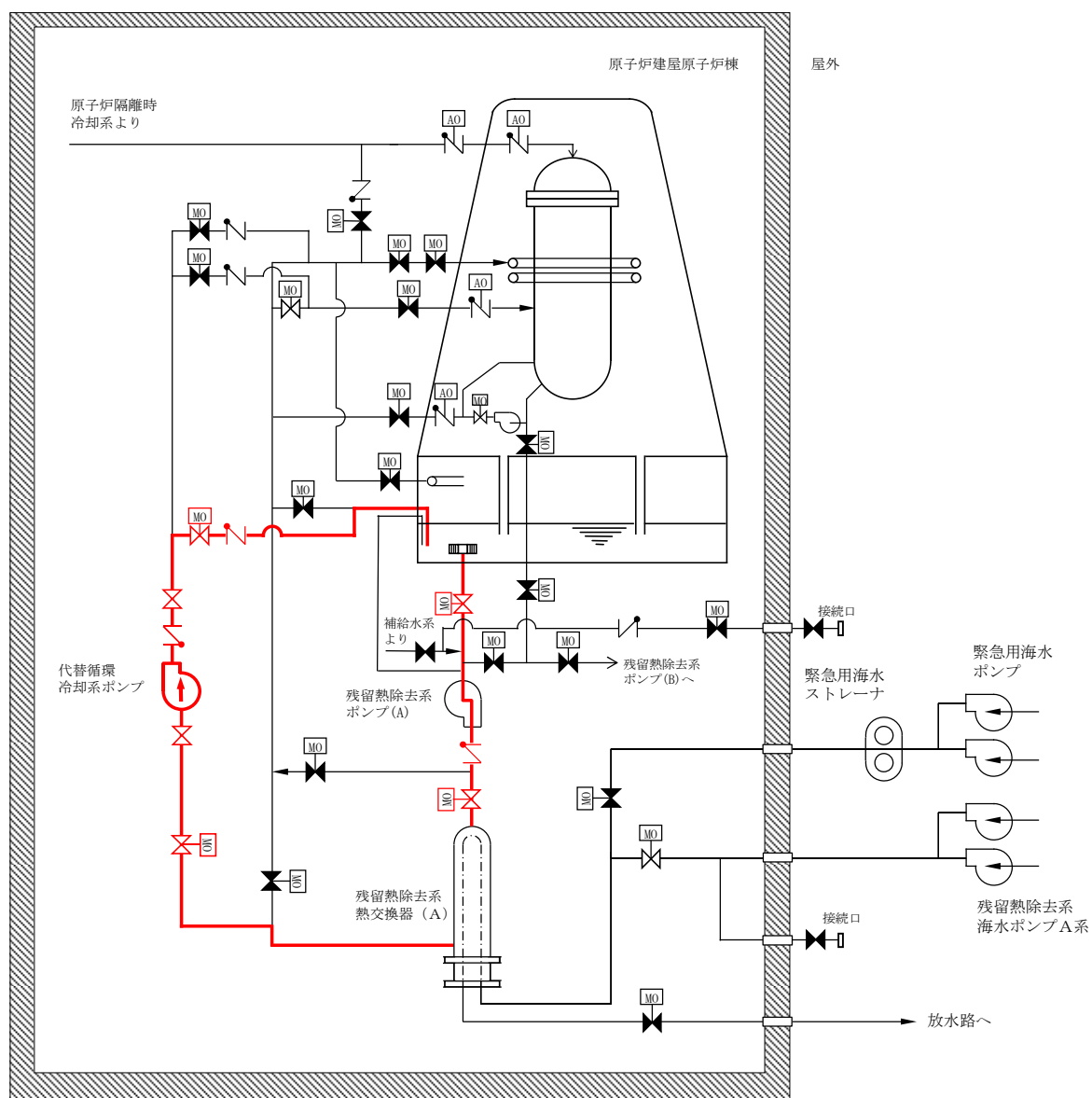
50-5-4



第 50-5-13 図 代替循環冷却系ポンプ外観図



第 50-5-14 図 代替循環冷却系 弁作動試験



第 50-5-15 図 代替循環冷却系 性能検査系統図

50-6 容量設定根拠

50-6-1

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

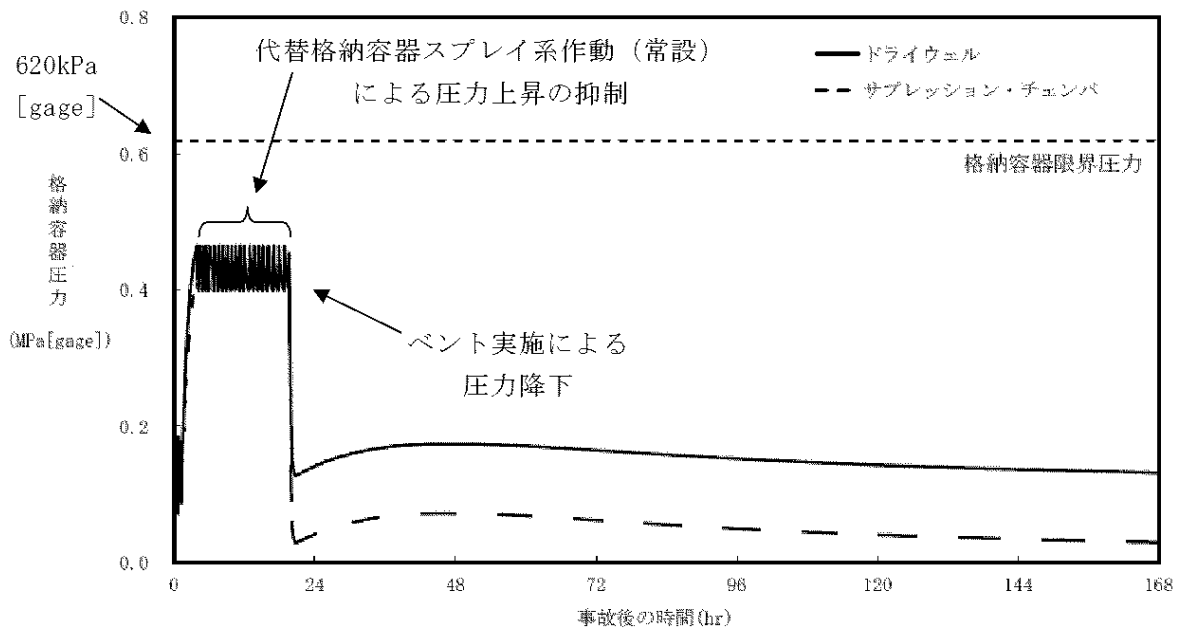
(1) 最高使用圧力及び最高使用温度

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

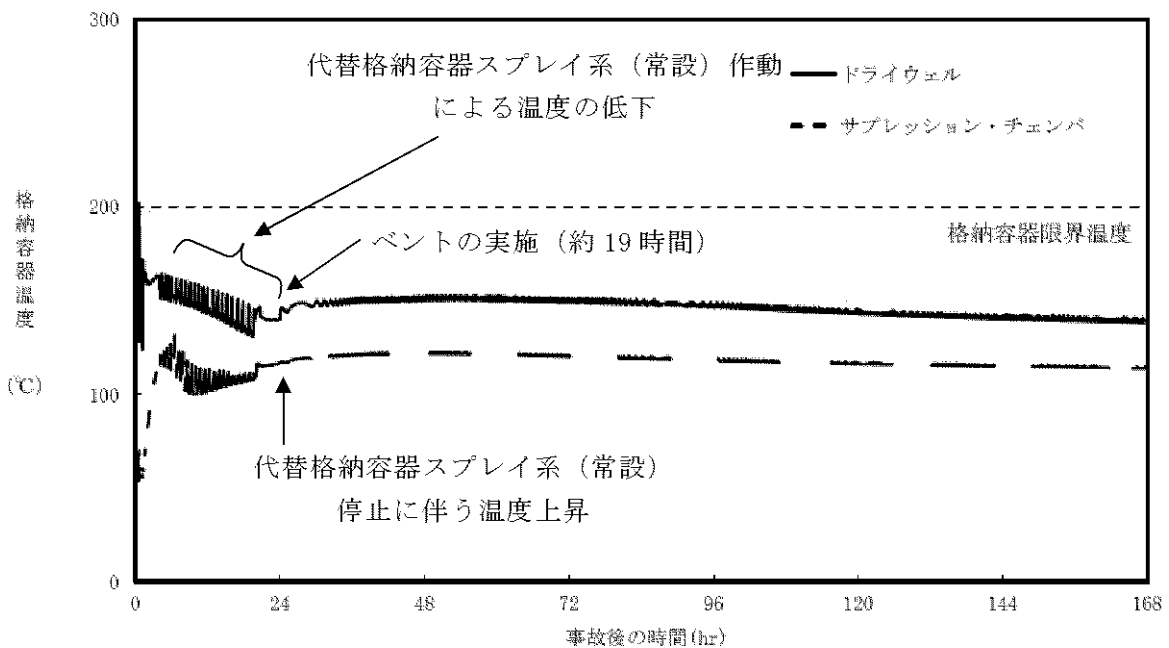
有効性評価における格納容器圧力及び格納容器温度の推移から、ベント時に格納容器圧力及び格納容器温度は限界圧力を下回る 620kPa[gage] 及び限界温度を下回る 200℃を下回ることから、2Pd、200℃を最高使用圧力及び最高使用温度としている。

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

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



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



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

(2) 系統流量（ベントガス流量）

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

a．蒸気流量の設定

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

b．格納容器圧力の設定

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

c．系統流量の算出

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

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

ここで、

W_{Vent} : 系統流量 (t/h)

Q_R : 定格熱出力 (3,293×10³ kW)

h_S : 飽和蒸気の比エンタルピー (2,739 kJ/kg @1Pd)

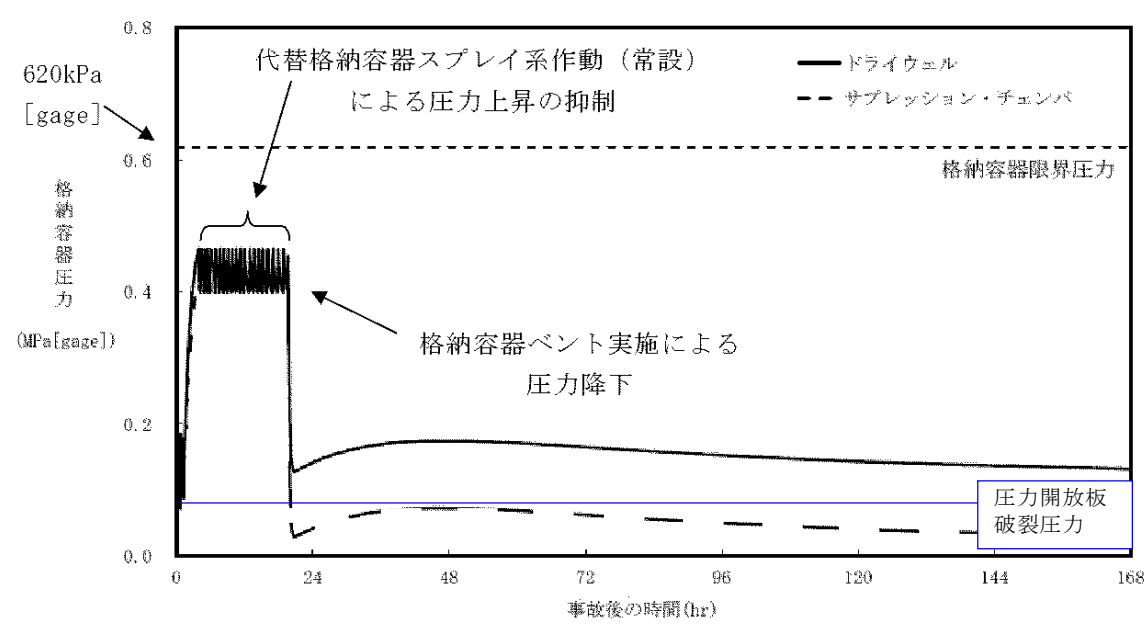
h_w : 飽和水の比エンタルピー (251 kJ/kg @60℃)

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

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

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

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



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

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

第50-6-1表 主な酸性物質と塩基性物質

発生源	酸性物質	塩基性物質	備考
燃料（核分裂生成物）	よう化水素（HI）	水酸化セシウム（CsOH）等	
原子炉水	—	五ほう酸ナトリウム（ $\text{Na}_2\text{B}_{10}\text{O}_{16}$ ）	ほう酸水注入系によりほう酸水を原子炉へ注入した場合
サプレッション・プール水及び溶存窒素	硝酸（ HNO_3 ）	—	
格納容器内塩素含有被覆材ケーブル	塩化水素（ HCl ）	—	
格納容器下部コンクリート（熔融炉心落下時）	二酸化炭素（ CO_2 ）	—	
格納容器内塗料	硝酸（ HNO_3 ）	アンモニア（ NH_3 ）	

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

a. 格納容器内ケーブルの被覆材の放射線分解による酸の発生量

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

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

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

b. 格納容器内電気ケーブルの被覆材の熱分解による酸の発生量

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

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

c. サプレッション・プール水での放射線分解による硝酸の発生量

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

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

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

る量がその分減少するため、上記の評価に包絡される。

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

ここで、

$[\text{HNO}_3]$: 硝酸濃度 (mol/L)

G : HCO_3 の水中におけるG値 (個/100eV)

$E(t)^\gamma, E(t)^\beta$: γ 線と β 線の積算吸収線量 (kGy)

d. MCC I により発生する二酸化炭素の発生量

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

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



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

e. 無機よう素の捕集により消費される塩基の量

ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量を以下のとおり設定した。

- ・ 事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量

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

- ・ 格納容器への放出割合

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

- ・ 格納容器に放出されるよう素の元素割合

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

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

(1)式に示すとおり、無機よう素はベンチュリスクラバにて薬剤 []

[]) との反応により捕集される。

[] (1)

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

f. []の分解により消費される塩基の量

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

[]

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

[]

(2) フィルタ装置への酸性物質の移行量

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

【事象発生7日後での塩基の消費量 []mol)】

・ケーブルの放射線分解の塩化水素で消費される塩基の量 []mol

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

【事象発生60日後での塩基の消費量 (mol) 】

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

※ S / P : サプレッション・プール

(3) スクラビング水のpH評価結果

フィルタ装置は無機よう素 (I_2) を捕集及び保持するものであるため、2ヶ月でよう素が十分減衰することを考慮し、スクラビング水には保守的に設定した60日後の酸性物質の移行量 (mol) を考慮する。

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

この場合、初期の pH は , 60 日後のスクラビング水の pH は

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

名称		格納容器圧力逃がし装置 (フィルタ装置容量)
金属フィルタ総面積	m ²	

炉心損傷後のベント時には、溶融炉心から発生するエアロゾルに加え、炉内構造物の過温などによるエアロゾル、MCCIにより発生するCaO₂等のコンクリート材料に起因するエアロゾル、保温材等の熱的・機械的衝撃により発生する粉塵がフィルタ装置に移行する可能性がある。これらのエアロゾルの影響により、金属フィルタに付着し、閉塞する可能性について考慮する。また、液滴の付着による閉塞についても考慮する。

(1) 金属フィルタのエアロゾルによる閉塞

ベンチュリスクラバで捕集されなかったエアロゾルは、後段の金属フィルタに捕集される。この金属フィルタに捕集されるエアロゾル量と金属フィルタの許容負荷量を比較し、閉塞しないことを以下のとおり確認した。

a. 金属フィルタの許容負荷量

金属フィルタ単体に対し、エアロゾルを供給した場合、負荷量は /m²まで許容されることが確認されている。

b. エアロゾル量

有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」における格納容器からフィルタ装置に移行するエアロゾルの重量を第50-6-2表に示す。

第 50-6-2 表 想定されるエアロゾル重量

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

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

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

c．評価結果

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

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

（2）金属フィルタの液滴による閉塞

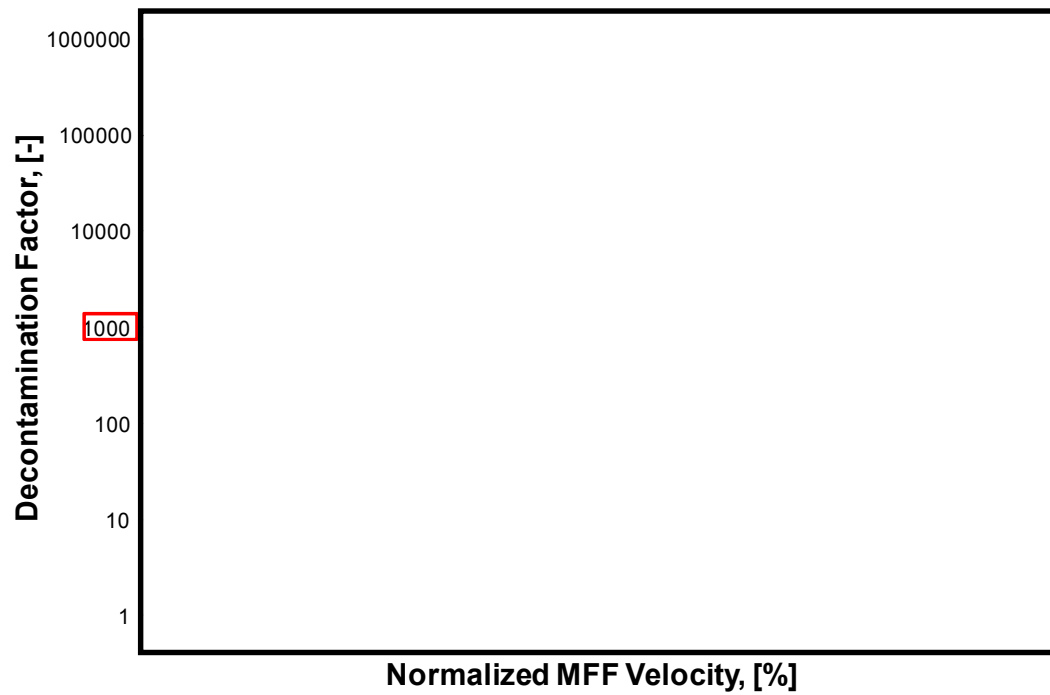
金属フィルタに移行するベントガスに含まれる液滴（湿分）は、 [] []

[]

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

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

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



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

名称		格納容器圧力逃がし装置 (フィルタ装置容量)
よう素除去部 銀ゼオライト充填量	t	
よう素除去部 ベッド厚さ	mm	
ガス状放射性よう素は銀ゼオライトに捕集されるが、銀ゼオライトの吸着容量に達した場合には、ガス状放射性よう素は捕集されずに系外に放出されることが考えられる。 よう素除去部で保持が可能なガス状放射性よう素の吸着容量（銀分子数）は、格納容器から放出されるよう素量に対して十分大きいことから、吸着容量に達することはないことを以下のとおり確認した。また、JAVA PLUS 試験と実機の有機よう素注入量と銀ゼオライト充填量との比較においても、よう素除去部の有機よう素捕集に関する吸着容量が十分であることを確認した。 よう素除去部のベッド厚さは、有機よう素の除去性能（DF＝50）を満足するために必要なベントガスの滞留時間となるように mm としている。 1. よう素除去部銀ゼオライトの充填量について (1) よう素除去部の銀の保有量 よう素除去部の銀ゼオライトの銀含有割合は であるため、銀ゼオライト に含まれる銀の量は である。 (2) ガス状放射性よう素の流入量 よう素除去部に蓄積されるよう素の発熱量を以下のとおり設定した。 ・事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量 BWRプラントにおける代表炉心（ABWR）の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱		

出力（3,293MW）を考慮して算出した結果、約 24.4kg とする。

- ・ 格納容器への放出割合

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

- ・ 格納容器に放出されるよう素の元素割合

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

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

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

（無機よう素（ I_2 ）のモル数）

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

（有機よう素（ CH_3I ）のモル数）

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

（3）評価結果

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

な量であると言える。

- ・有機よう素の除去反応

- ・無機よう素の除去反応

(4) JAVA PLUS 試験と実機の比較による容量の確認

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

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

2. よう素除去部のベッド厚さについて

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

(1) 滞留時間

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

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

ここで,

γ : 吸着剤充填密度 (g/m³)

q : 吸着量 (mol/g)

K : 総括物質移動係数 (m/s)

C : 気相中よう素濃度 (mol/m³)

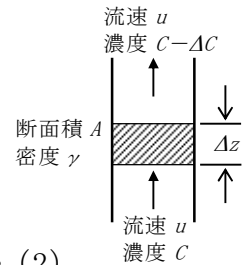
C^* : 気相中よう素平均濃度 (mol/m³)

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

また, ベッド内の物質収支の関係は, 次式で表せる。

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

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



$\partial z = u\partial t$ なので, 次式となる。

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

よって, (1)式より次式が得られる。

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

上式を変数分離し, 両辺を積分すると次式が得られる。

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

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

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

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

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

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

名称		第二弁操作室
正圧化差圧	Pa[gage]	20
【設定根拠】 第二弁操作室の正圧化バウンダリは，配置上，動圧の影響を直接受けない屋内に設置されているため，室内へのインリークは隣接区画との温度差によるものと考えられる。 第二弁操作室の正圧化に必要な差圧を保守的に評価するため，重大事故等発生時の室内の温度を高めの 50℃，隣接区画を外気の設計最低温度 -12.7℃と仮定すると，第二弁操作室の天井高さは最大約 4m であり，以下のとおり約 10.4Pa の圧力差があれば，温度の影響を無視できると考えられる。 $\Delta P = \{ (-12.7^{\circ}\text{C} \text{の乾き空気密度 } [\text{kg}/\text{m}^3]) - (+50^{\circ}\text{C} \text{の乾き空気の密度 } [\text{kg}/\text{m}^3]) \} \times \text{天井高さ } [\text{m}]$ $= (1.3555 [\text{kg}/\text{m}^3] - 1.0925 [\text{kg}/\text{m}^3]) \times 4 [\text{m}]$ $= 1.052 [\text{kg}/\text{m}^2]$ $\div 10.4 [\text{Pa[gage]}]$ したがって，正圧化の必要差圧は裕度を考慮して隣接区画 + 20Pa[gage] とする。		

名称		第二弁操作室空気ポンプユニット (空気ポンプ)
本数	本	17以上
容量	L／本	46.7
充填圧力	MPa[gage]	14.7

第二弁の操作に必要な要員 3 名がベント開始から 3 時間滞在できる設計とする。

(a) 二酸化炭素濃度基準に基づく必要空気量

- ・収容人数： $n=3$
- ・許容二酸化炭素濃度： $C=0.5\%$ （J E A C 4622-2009）
- ・空気ポンプ中の二酸化炭素濃度： $C_0=0.0336\%$
- ・呼吸により排出する二酸化炭素量：M

作業 (時間)	呼吸により排出する 二酸化炭素量：M ($\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$)	空気調和・衛生工学便 覧の作業程度区分
弁操作 (1 時間) ※	0.074	重作業
待機 (3 時間)	0.022	極軽作業

※ 弁操作時間は第 3 表のとおり 1 時間未満であるが、保守的に 1 時間を見込む。

- ・必要換気量： $Q=M \times n / (C-C_0)$

$$\begin{aligned} \text{弁操作時} \quad Q_1 &= 0.074 \times 3 / (0.005 - 0.000336) \\ &= 47.6 \text{ m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{待機時} \quad Q_2 &= 0.022 \times 3 / (0.005 - 0.000336) \\ &= 14.2 \text{ m}^3/\text{h} \end{aligned}$$

- ・必要空気量： $V=Q_1 \times 1 + Q_2 \times 3$

$$= 47.6 \times 1 + 14.2 \times 3$$

$$= 90.2 \text{ m}^3$$

(b) 酸素濃度基準に基づく必要空気量

- ・ 収容人数： $n=3$
- ・ 吸気酸素濃度： $a=20.95\%$ （標準大気の酸素濃度）
- ・ 許容酸素濃度： $b=19.0\%$ （鉱山保安法施工規則）
- ・ 乾燥空気換算酸素濃度： $d=16.4\%$ （空気調和・衛生工学便覧）
- ・ 成人の酸素消費量： $c = (\text{呼吸量}) \times (a-d) / 100$

作業 (時間)	酸素消費量：c ($\text{m}^3/\text{h}/\text{人}$)	呼吸量 (L/min)	空気調和・ 衛生工学便覧 の作業区分
弁操作 (1 時間) ※	0.273	100	歩行 ($300\text{m}/\text{min}$)
待機 (3 時間)	0.02184	8	静座

- ・ 必要換気量： $Q=c \times n / (a-b)$

$$\begin{aligned}\text{弁操作時} \quad Q_1 &= 0.273 \times 3 / (0.2095 - 0.190) \\ &= 42.0 \text{m}^3 / \text{h}\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}\text{待機時} \quad Q_2 &= 0.02184 \times 3 / (0.2095 - 0.190) \\ &= 3.36 \text{m}^3 / \text{h}\end{aligned}$$

$$\begin{aligned}\text{・ 必要空気量：} V &= Q_1 \times 1 + Q_2 \times 3 \\ &= 42.0 \times 1 + 3.36 \times 3 \\ &= 52.08 \text{m}^3\end{aligned}$$

(c) 必要ポンペ本数

(a)，(b)の結果より，第二弁操作室内に滞在する操作員（3名）が弁操作時間を含めて4時間滞在するために必要な空気ポンベによる必要空気量は二酸化炭素濃度基準の 90.2m^3 とする。

空気ポンベの仕様は以下のとおり。

- ・ 容量： $46.7 \text{L}/\text{本}$

- ・ 初期充填圧力：14.7MPa[gage]

したがって，1気圧でのポンベの空気量は約 6.8m^3 ／本であるが，
残圧及び使用温度補正を考慮し，空気供給量は 5.5m^3 ／本とすると，
空気ポンベの必要本数は下記の計算により 17 本となる。

$$90.2 / 5.5 = 16.4 \rightarrow 17 \text{ 本}$$

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

第 1 表 代替冷却系の流量配分パターン

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

ポンプ容量は、有効性評価で期待している流量である 250m³/h とする。

2. 全揚程

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

① 格納容器スプレイ：150m³/h，原子炉注水：100m³/h の場合

a. 格納容器スプレイ

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

b. 原子炉注水

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

② 格納容器スプレイ：250m³/h の場合

a. 格納容器スプレイ

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

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

3. 最高使用圧力

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

① 締切運転時の揚程（設計計画値） 273m

② 水頭圧は，保守的に代替循環冷却系ポンプを設置する原子炉建屋地下2階からサプレッション・プール水位上限（W/WベントのX-7.9ペネトレーションのレベル）までとする。

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

③ 原子炉格納容器限界圧力 0.62MPa

上記①～③の合計より

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

以上より，代替循環冷却系ポンプの最高使用圧力は，3.45MPa とする。

4. 最高使用温度

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

5. 原動機出力

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

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

P : 必要軸動力 (kW)

P_w : 水動力 (kW)

ρ : 流体の密度 (kg/m³) = 1,000

g : 重力加速度 (m/s²) = 9.80665

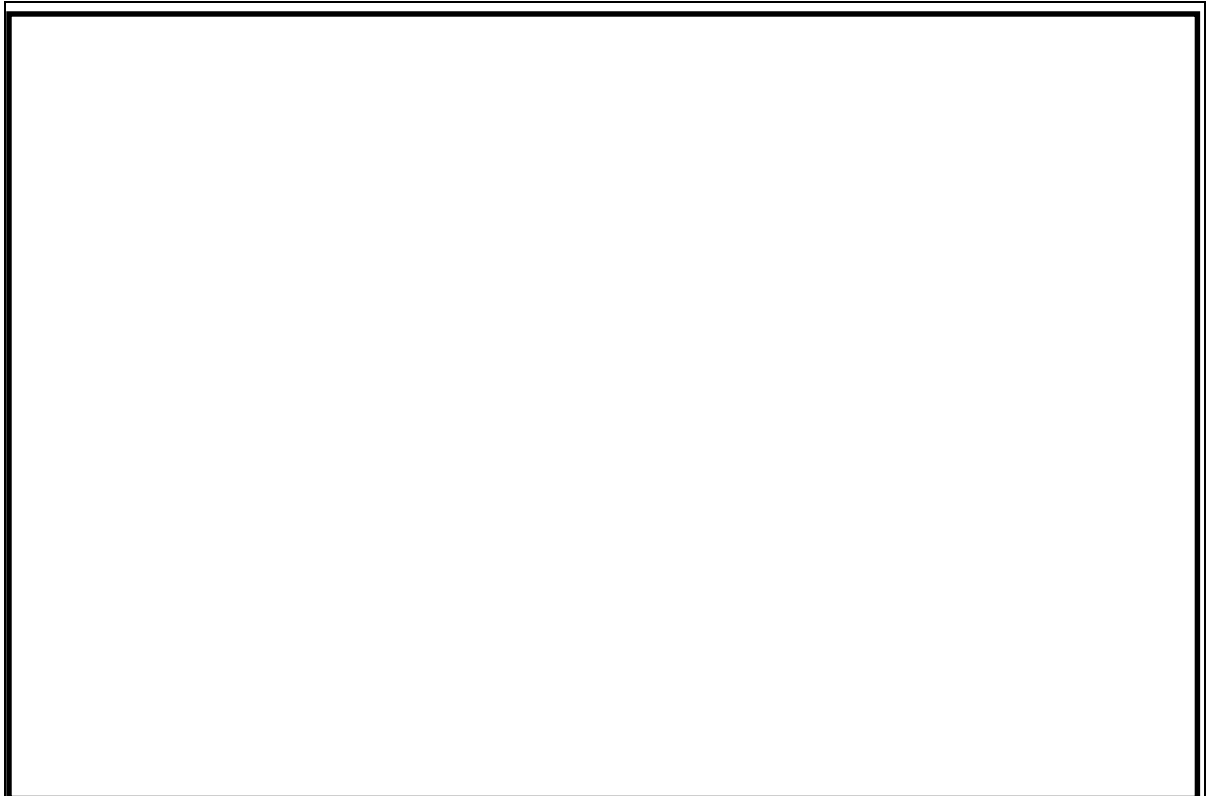
Q : ポンプ容量 (m³/h) = 250

H : ポンプ揚程 (m) = 120 (第50-6-5図より)

η : ポンプ効率 (%) = $\square$ (第50-6-5図より)

(参考文献 : 「ターボポンプ用語」 (JIS B 0131-2002))

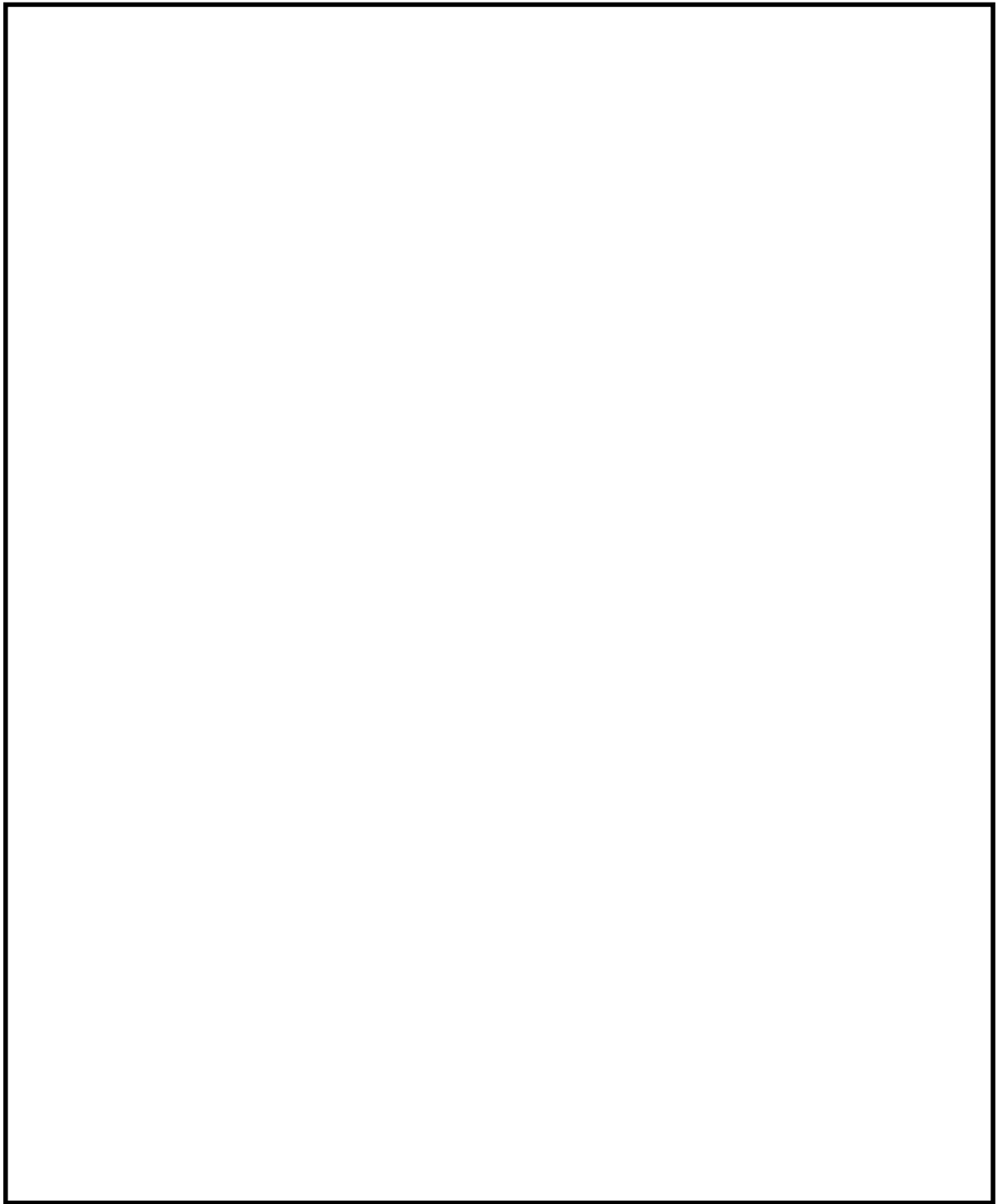
以上より、代替循環冷却系ポンプの原動機出力は、140kW とする。



第 50-6-5 図 代替循環冷却系ポンプ性能曲線

50-7 接続図

50-7-1



第 50-7-1 図 格納容器圧力逃がし装置の可搬設備配置図

50-8 保管場所図

50-8-1

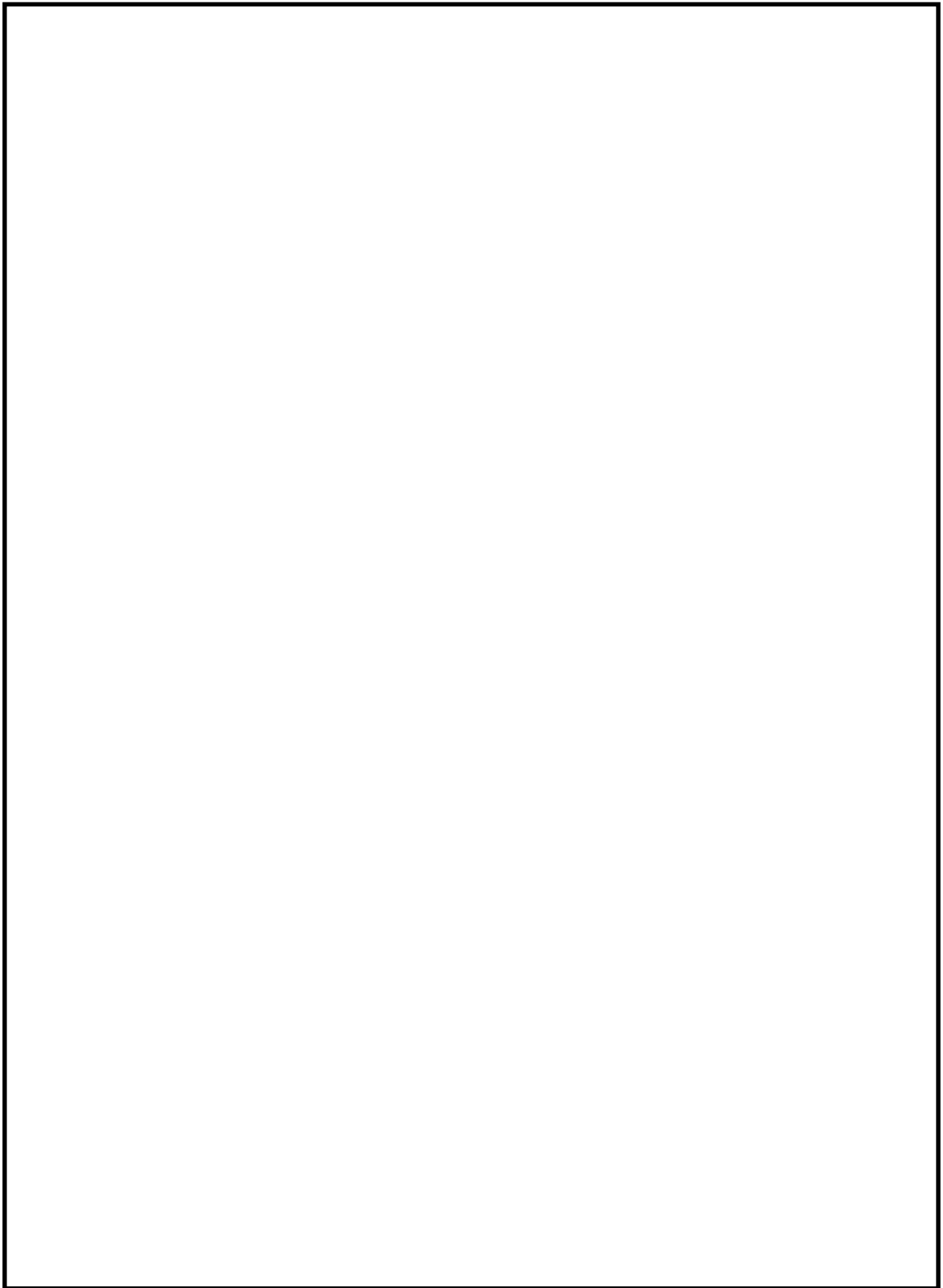


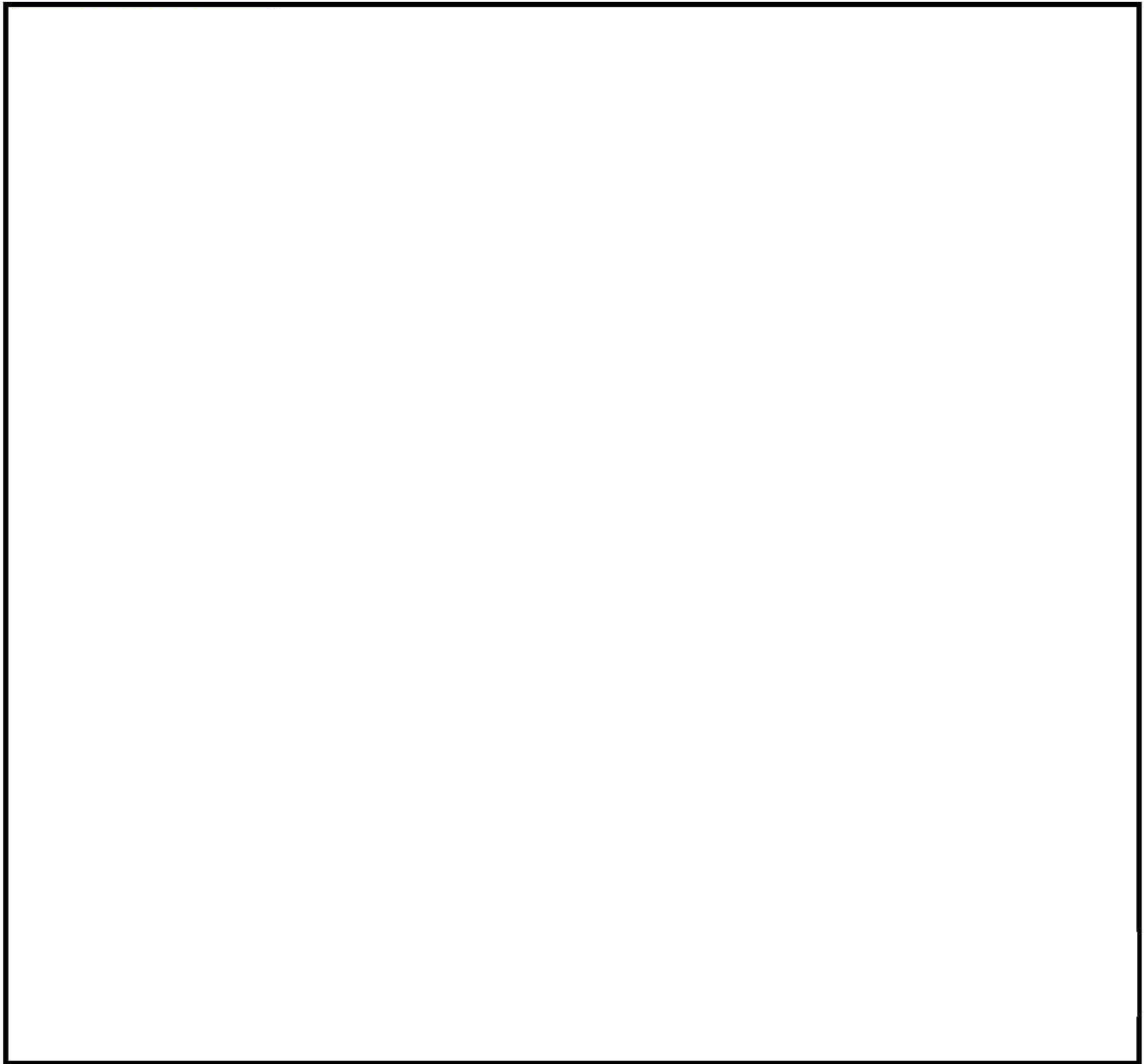
図 50-8-1 可搬型設備保管配置図

(可搬型窒素供給装置, 可搬型代替注水大型ポンプ)

50-8-2

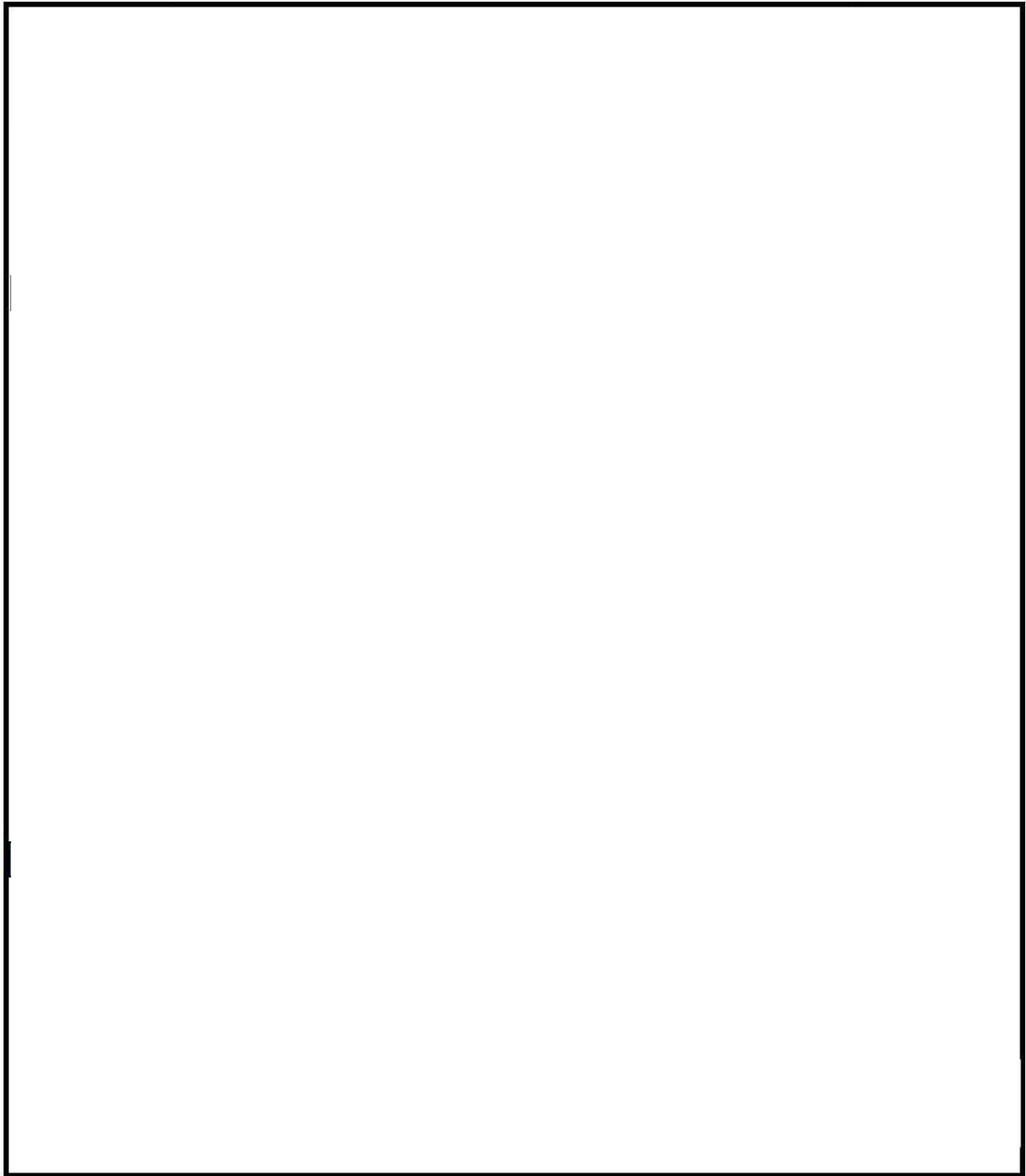
50-9 アクセスルート図

※防潮堤変更に伴い見直し中



第 50-9-1 図 保管場所及びアクセスルート図

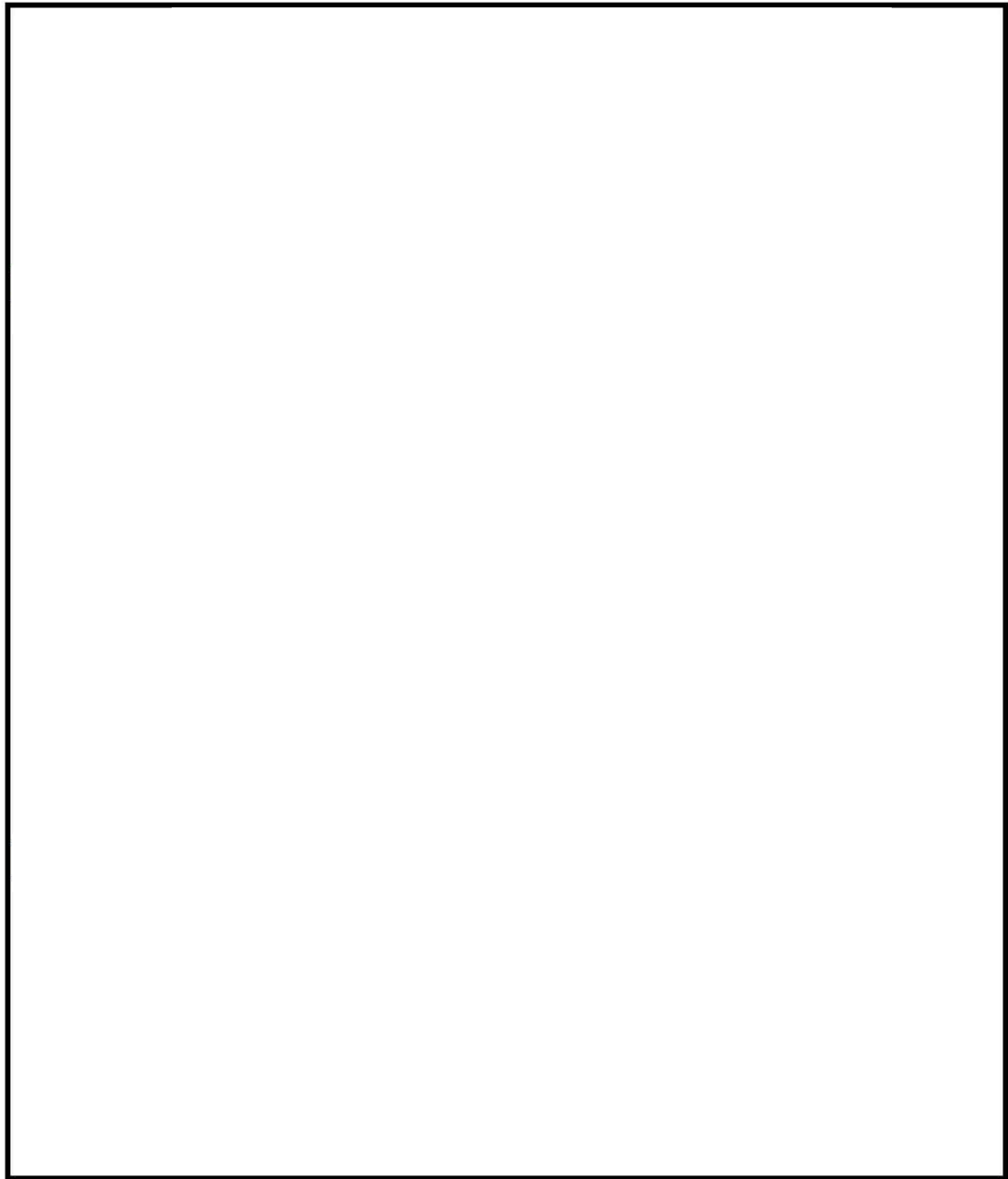
50-9-2



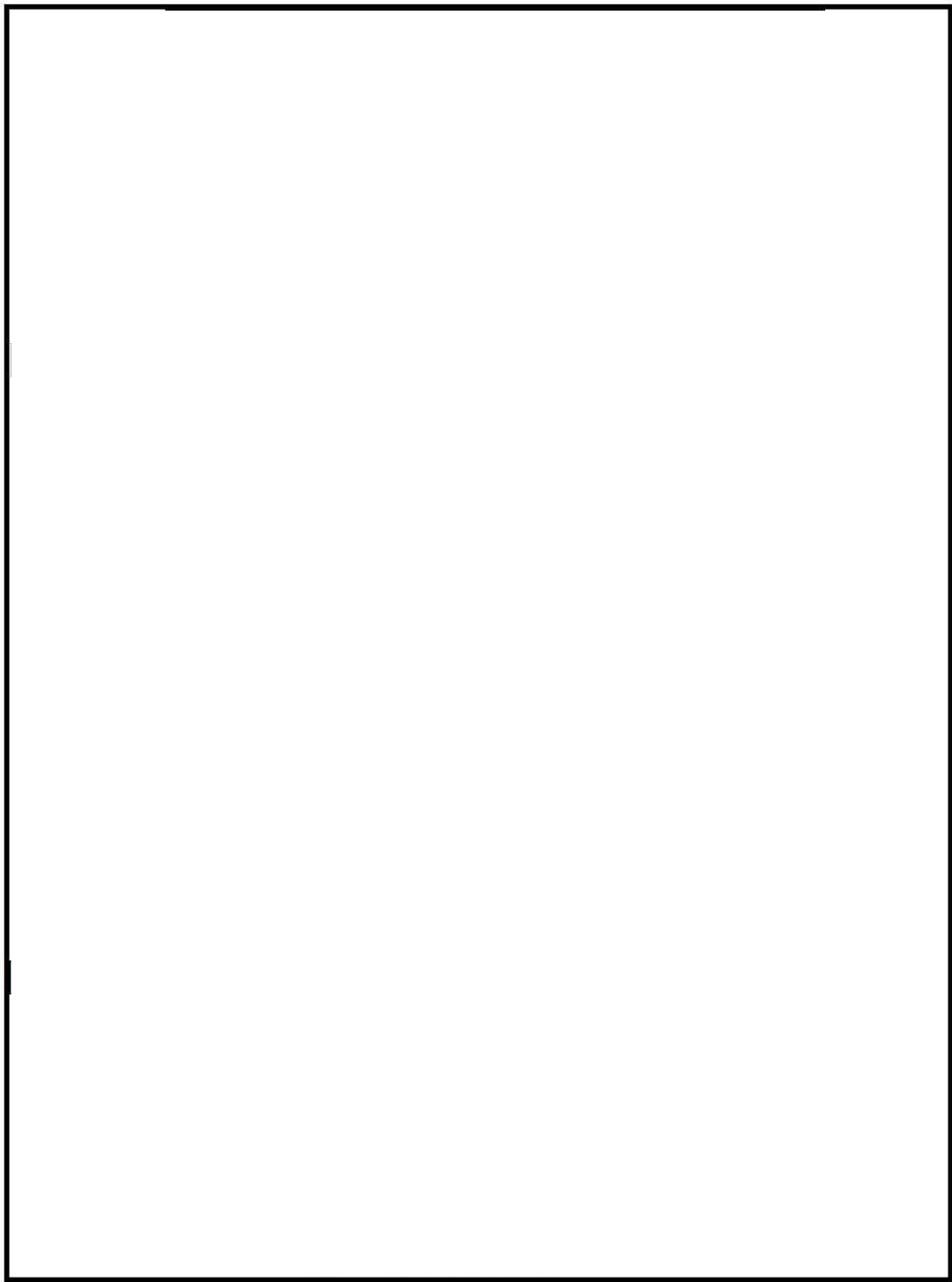
第 50-9-2 図 保管場所～SA 用海水ピット～接続口までのアクセスルート

概要

50-9-3



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



第 50-9-4 図 保管場所～淡水貯水池～接続口までのアクセスルート概要

50-10 その他設備

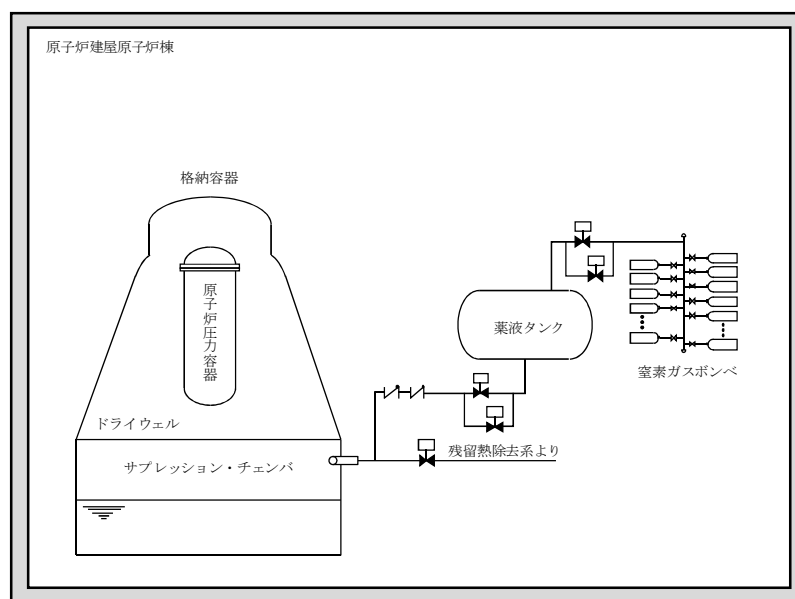
50-10-1

【サプレッション・プール水 pH 制御設備】

設備概要

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

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



第50-10-1図 格納容器pH制御のための設備系統概要図

50-12 代替循環冷却系の成立性について

1. 代替循環冷却系設備の構成

1.1 設置目的

代替循環冷却系は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の第 50 条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）のうち、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であり、格納容器ベントを実施する場合においても、ベント時間を遅延させることが可能な設備である。

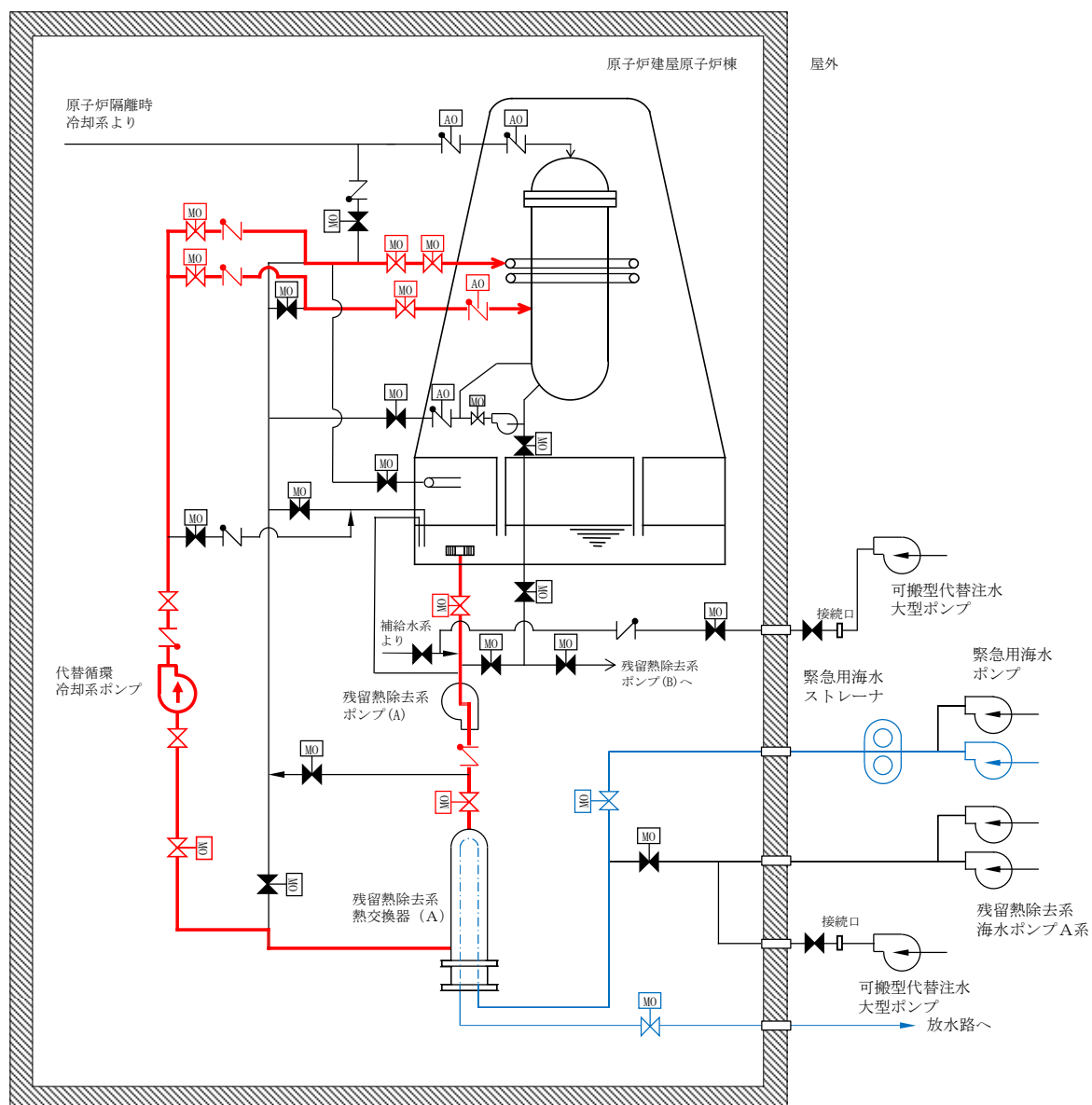
重大事故等においては、サプレッション・プールを水源とした残留熱除去系が使用できない状況も想定されるが、格納容器圧力逃がし装置を使用する場合は、外部水源による原子炉注水及び格納容器スプレイを継続し、ベントラインの水没を防止するため、サプレッション・プール通常水位+6.5m 到達により、格納容器スプレイを停止し、格納容器ベント操作を実施することにより、フィード・アンド・ブリード冷却を継続することとなる。

上記に対し、代替循環冷却系を使用する場合、代替循環冷却系の格納容器除熱機能により、格納容器圧力の上昇を抑制でき、かつ、サプレッション・プールを水源とすることにより水位上昇を抑制できることから、格納容器の過圧破損及びベントラインの水没を防止することができる。代替循環冷却系による格納容器除熱を継続中において、水の放射線分解によって発生する酸素濃度が上昇し、格納容器内の酸素濃度がドライ条件において 4.3vol% に到達した場合には、格納容器内での水素燃焼を防止する観点から格納容器ベントを実施するが、代替循環冷却系を使用しない場合と比較し、大幅にベント時間を遅延させることができる。

1.2 設備構成の概略

代替循環冷却系の系統概要は以下のとおりである。（第 1.2-1 図）

- (1) 本系統は、サプレッション・プールを水源とし、代替循環冷却系ポンプによる原子炉及び格納容器の循環冷却を行うことができる系統である。
- (2) 系統水は、サプレッション・プールから、残留熱除去系の配管及び熱交換器を通り、代替循環冷却系ポンプに供給される。代替循環冷却系ポンプにより昇圧された系統水は、残留熱除去系配管を通り、原子炉への注水及び格納容器スプレイに使用される。
- (3) 原子炉及び格納容器内に注水された系統水は、原子炉本体や格納容器内配管の破断口等からダイヤフラムフロア及びベント管を經由し、サプレッション・プールに流出することにより、循環冷却ラインを形成する。
- (4) 本系統は、全交流動力電源喪失した場合でも、発電所構内に配備した代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。
- (5) 前述のとおり、本系統はサプレッション・プールに流出した水を、再び原子炉注水及び格納容器スプレイの水源として使用する系統であるが、重大事故等時におけるサプレッション・プール水の温度は約 100℃を超える状況が想定され、高温水を用いて原子炉圧力容器又は格納容器へ注水を行った場合、格納容器に対して更なる過圧の要因となり得る。このため、代替循環冷却系の使用においては、緊急用海水系又は代替残留熱除去海水系からの冷却水の供給により、残留熱除去系熱交換器を介した冷却機能を確保する。
- (6) 代替循環冷却系の機能を確保する際に、使用する系統からの核分裂生成物の放出を防止するため、代替循環冷却系による循環ラインは閉ループにて構成する。



緊急用海水系使用時の図を示す。

第 1.2-1 図 代替循環冷却系の系統概要

1.3 系統設計仕様

1.3.1 設計方針

代替循環冷却系について、格納容器除熱を実施することで、格納容器の過圧及び過温破損を防止可能な設計とする。

<設計条件>

格納容器限界圧力及び格納容器限界温度に到達することを防止するため、原子炉注水及び格納容器スプレイによって、格納容器圧力を 620kPa[gage] 以下及び格納容器温度 200℃以下に抑制できること。

<主要仕様>

主要仕様は、以下に示すとおりである。

代替循環冷却系統

系統流量：250m³/h

水 源：サプレッション・プール

除熱手段：緊急用海水系又は代替残留熱除去系海水系

1.3.2 注水先流量分配

代替循環冷却系の系統流量については、格納容器の状態及び試験等の状況に応じて注水先の流量を分配できる設計としている。

第 1.3-1 表に注水先の流量分配パターンを示す。

第 1.3-1 表 代替循環冷却系の流量分配パターン

モード		注水先 (m ³ /h)			備考
		49 条／1.6	47 条／1.4	49 条／1.6	
		格納容器 スプレイ	原子炉注水	サプレッション・プール	
①	循環冷却	150	100	0	有効性評価で期待
②	格納容器スプレイ	250	0	0	有効性評価で期待
③	原子炉注水	0	100	0	
④	原子炉注水／サプレッション・プール冷却	0	100	150	
⑤	テスト	0	0	250	

①循環冷却モード

循環冷却モードは、炉心損傷前において格納容器圧力が 245kPa[gage] (0.8Pd) 到達後又は炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉への注水及び格納容器スプレイを実施する際に使用する流量分配パターンである。有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、事象発生 90 分後から起動し、代替循環冷却系の効果によって格納容器が過圧・過温破損しないことを確認している。

②格納容器スプレイモード

格納容器スプレイモードは、炉心の著しい損傷、溶融が発生し、原子炉への注水が実施できない場合において、溶融炉心が原子炉下部プレナムに移行した場合及び原子炉圧力容器が破損した場合に発生する過熱蒸気を抑制することを目的として、格納容器スプレイを実施する際に使用する流量分配パターンである。原子炉への注水を実施しない有効性評価シナリオ「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」，「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリー

ト相互作用」において、事象発生 90 分後起動し、代替循環冷却系及び代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の効果によって格納容器が過圧・過温破損しないことを確認している。

③原子炉注水モード

原子炉注水モードは、炉心損傷前及び炉心損傷後において、原子炉への注水を実施する際に使用する流量分配パターンである。

④原子炉注水／サブプレッション・プール冷却モード

原子炉注水／サブプレッション・プール冷却モードは、炉心損傷前において格納容器圧力が 245kPa[gage] (0.8Pd) に到達していない場合及び格納容器ベントを停止する際に使用する流量分配パターンである。格納容器ベント停止時においては、炉心損傷の有無に関わらず、格納容器内雰囲気はほぼ蒸気で満たされていることが予想され、格納容器スプレイを実施した場合には負圧に至るおそれがあるため、サブプレッション・プールの冷却によって蒸気を凝縮させ、加えて窒素を注入することによって格納容器雰囲気を蒸気から窒素へ置換を実施する。

⑤テストモード

プラント通常運転中において、起動試験を実施する場合に、サブプレッション・プールへの注水を実施し、機能の健全性を確認する。

1.3.3 他条文に対する位置づけ

(1) 原子炉注水機能（47 条／1.4）

炉心損傷前において、原子炉高圧状態から低圧注水への移行段階での炉心損傷を防止するための注水量としては十分でない場合があるため、自主設備として位置付けている。また、炉心の著しい損傷、熔融が発生した場

合においては、代替循環冷却系ポンプにて溶融炉心の冷却が可能であり、重大事故等対処設備として位置付けている。

(2) 格納容器スプレイ機能（49 条／1.6）

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、格納容器内に浮遊する放射性物質の濃度を低下させるための設備であり、重大事故等対処設備として位置付けている。

(3) サプレッション・プール冷却機能（49 条／1.6）

設計基準事故対処設備である残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）ポンプの機能喪失時に、サプレッション・プール水を冷却できる機能を有するため、重大事故等対処設備として位置付けている。

2. 代替循環冷却系の成立性確認

2.1 代替循環冷却系の運用について

代替循環冷却系は、1.2に示すとおりサプレッション・プールを水源とした低圧の原子炉注水及び格納容器除熱を実施可能な系統であり、サプレッション・プールの水位上昇に対する悪影響はないが、運転に当たり残留熱除去系海水系又は緊急用海水系等による冷却水供給を必要とすることから、事象初期における原子炉注水に当たっては、冷却水を必要としない低圧代替注水系（常設）を優先し、冷却水が確保された後に代替循環冷却系による原子炉注水に切り替える運用としている。

2.2 代替循環冷却系の有効性について

代替循環冷却系の有効性については、格納容器除熱の観点で厳しいシナリ

オである「東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価について」の

「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の

「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」，「3.2 高圧溶融物放出／格納

容器雰囲気直接加熱」，「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互

作用」，「3.4 水素燃焼」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」

において、事象を通じて限界圧力に到達することなく、格納容器ベントを回

避又は大幅に遅延することが可能となることを確認している。なお、炉心損

傷防止対策の有効性評価のうち、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除

熱に期待している事故シーケンスグループについては、代替循環冷却系に期

待した有効性評価を実施することも考えられるが、評価の仮定として、代替

循環冷却系に期待しない場合を想定し、有効性を確認している。炉心損傷防

止対策の有効性評価において代替循環冷却系に期待した場合、格納容器圧力

及び格納容器温度はより低く推移する。

2.3 代替循環冷却系の操作性

代替循環冷却系の運転時において、確実に操作及び監視ができることが必要であるため、以下を考慮する。

代替循環冷却系の系統構成及び運転操作は、中央制御室での遠隔操作が可能な設計とする。

代替循環冷却系の運転を開始した後は、代替循環冷却系ポンプの運転状態を吐出圧力により監視する。また、原子炉への注水流量を代替循環冷却系原子炉注水流量にて監視し、格納容器スプレイ流量を代替循環冷却系格納容器スプレイ流量にて監視する。代替循環冷却系運転による系統水冷却状況を、代替循環冷却系ポンプ入口温度及びサブプレッション・プール水温度により確認する。

また、代替循環冷却系の運転の効果を、原子炉水位、ドライウェル圧力、サプレッション・チェンバ圧力、ドライウェル雰囲気温度、サプレッション・チェンバ雰囲気温度、サプレッション・プール水位により確認する。

3. 代替循環冷却系の健全性について

3.1 代替循環冷却系運転時の系統水漏えいの可能性

代替循環冷却系運転時に系統水の著しい漏えいがないことを以下のとおり確認した。

代替循環冷却系は、既設の残留熱除去系と組み合わせて重大事故等対処設備として系統を構成しているものである。残留熱除去系を単独で通常どおり使用する場合には系統水の著しい漏えいがない設計としているが、代替循環冷却系を使用する場合は通常と異なる流路であり、機器の状態も通常と異なることから、この点に着目して系統水が漏えいする可能性について検討した。

第3.1-1図に示すとおり、代替循環冷却系は代替循環冷却系ポンプでサプレッション・プールの水を循環させる系統構成となっており、残留熱除去系が機能喪失している前提で使用する設備であるため、残留熱除去系ポンプは、停止している状態でポンプ内を系統水が流れることとなる。

残留熱除去系ポンプの軸封部はメカニカルシールで構成されており、ポンプ吐出側から分岐して送水される冷却水により温度上昇を抑える設計としている。（第3.1-2図）

ポンプ停止時に系統水が流れる状態においては、通常どおりメカニカルシールに冷却水が送水されないことが考えられるため、その際のシール機能への影響について確認した。

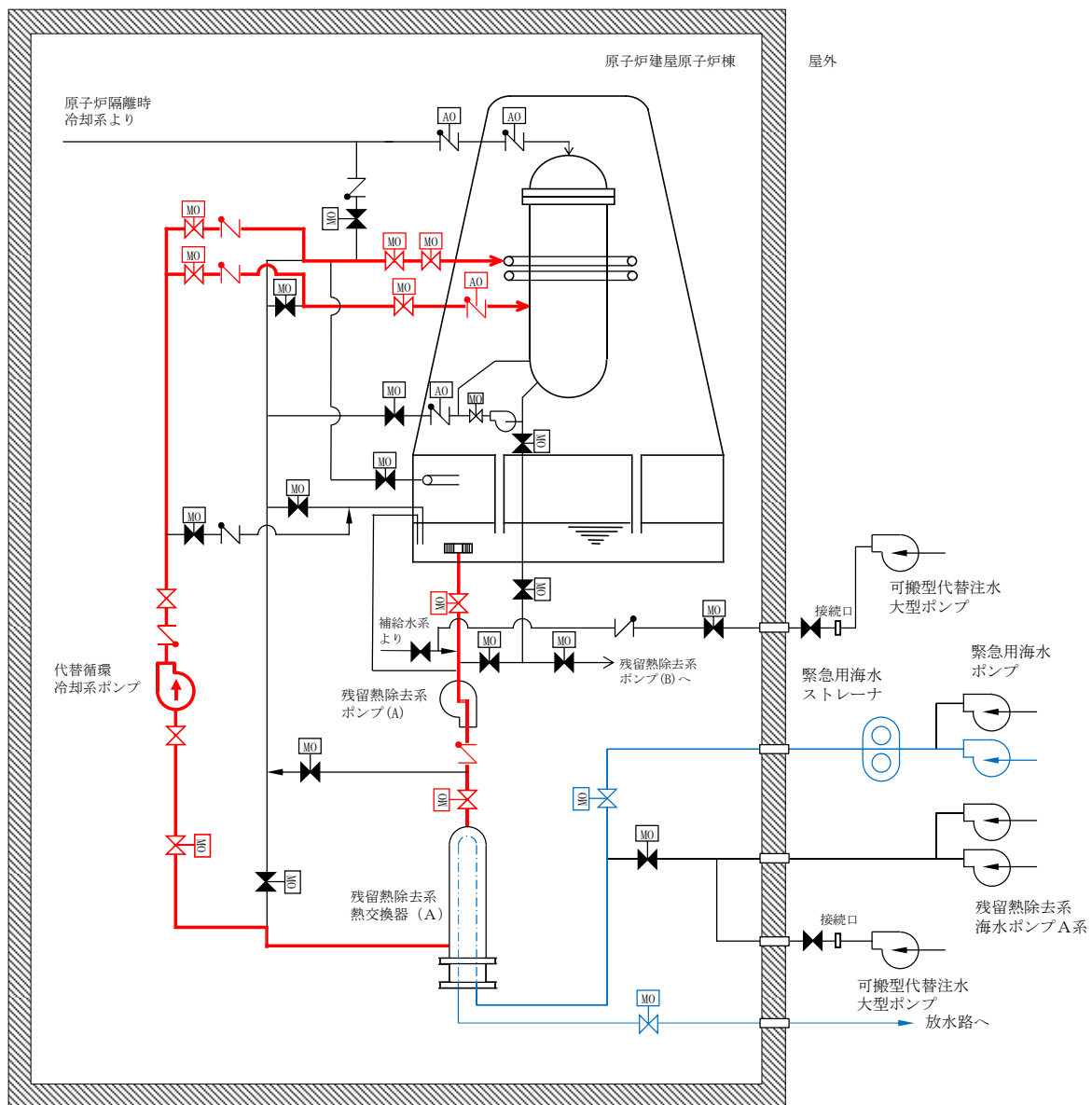
残留熱除去系ポンプのメカニカルシールは、スプリングによって摺動部

を押さえつける形でシールする構造となっている。（第3.1-3図）

代替循環冷却系運転時には残留熱除去系ポンプが停止している状態であるため、通常のポンプ運転時のようにフラッシング水が封水ラインを通じてメカニカルシール部に通水されないことが想定されるが、上述のとおり、フラッシング水はメカニカルシールの温度上昇を抑えるためのものであり、ポンプが停止している状態では冷却の必要がなく、特にメカニカルシールの機能に影響はない。

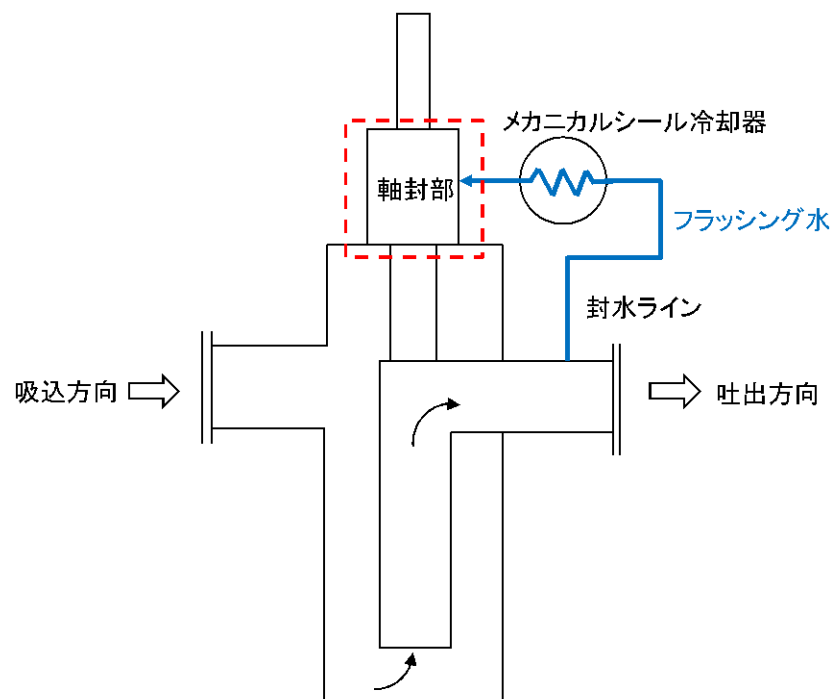
なお、新設する代替循環冷却系ポンプについては、残留熱除去系熱交換器（A）の下流側に配置し、温度が下がった系統水が流れるようにすることでメカニカルシールの健全性を維持できる設計としている。

したがって、代替循環冷却系運転時において系統水の著しい漏えいはないと考えられる。

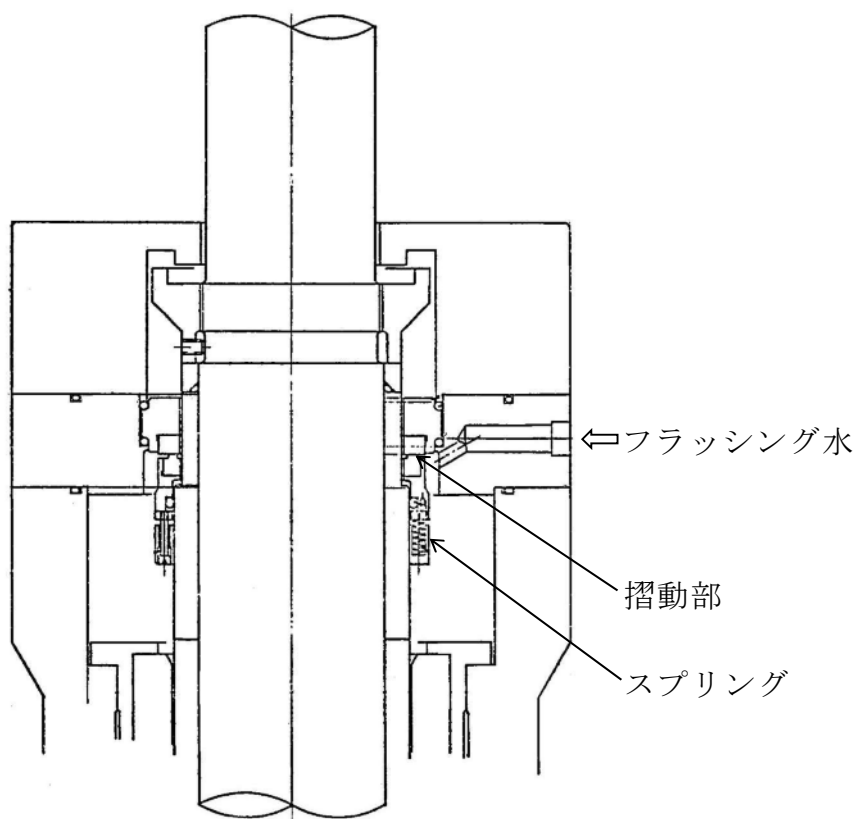


緊急用海水系使用時の図を示す。

第 3. 1-1 図 代替循環冷却系 系統概要図



第 3.1-2 図 残留熱除去系ポンプ概要図



第 3.1-3 図 残留熱除去系ポンプ・メカニカルシール構造図

3.2 耐放射線に関する設計考慮について

代替循環冷却系は、重大事故時に炉心損傷した場合の放射線影響を考慮して設計を行う。具体的には、放射線による劣化影響が懸念される機器（電動機、ケーブル、シール材等）が使用されている機器について、代替循環冷却系を運転する環境における放射線影響を考慮して設計する。

3.3 水の放射線分解による水素影響について

炉心損傷後の冷却水には、放射性物質が含まれていることにより、水の放射線分解による水素等の可燃性ガスの発生が想定されるが、代替循環冷却系運転中は配管内に流れがあり、配管内に水素が大量に蓄積されることは考えにくい。

代替循環冷却系運転を停止した後は、可燃性ガスの爆発防止等の対策として、系統水を入れ替えるためにフラッシングを実施することとしており、水の放射線分解による水素発生を防止することが可能となる。具体的には残留熱除去系 A 系ポンプのサプレッション・プール吸込弁を閉じ、可搬型代替注水大型ポンプから系統内に外部水源を供給することにより、系統のフラッシングを実施する。

<別紙 目次>

別紙 1 循環流量の確保について

別紙 2 系統のバウンダリに対する影響評価について

循環流量の確保について

代替循環冷却系の必要容量は、格納容器破損防止対策の有効性評価において有効性期待している流量 $250\text{m}^3/\text{h}^*$ を確保する。

※： 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損），3.2 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱，3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用，3.4 水素燃焼，3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用で期待する流量

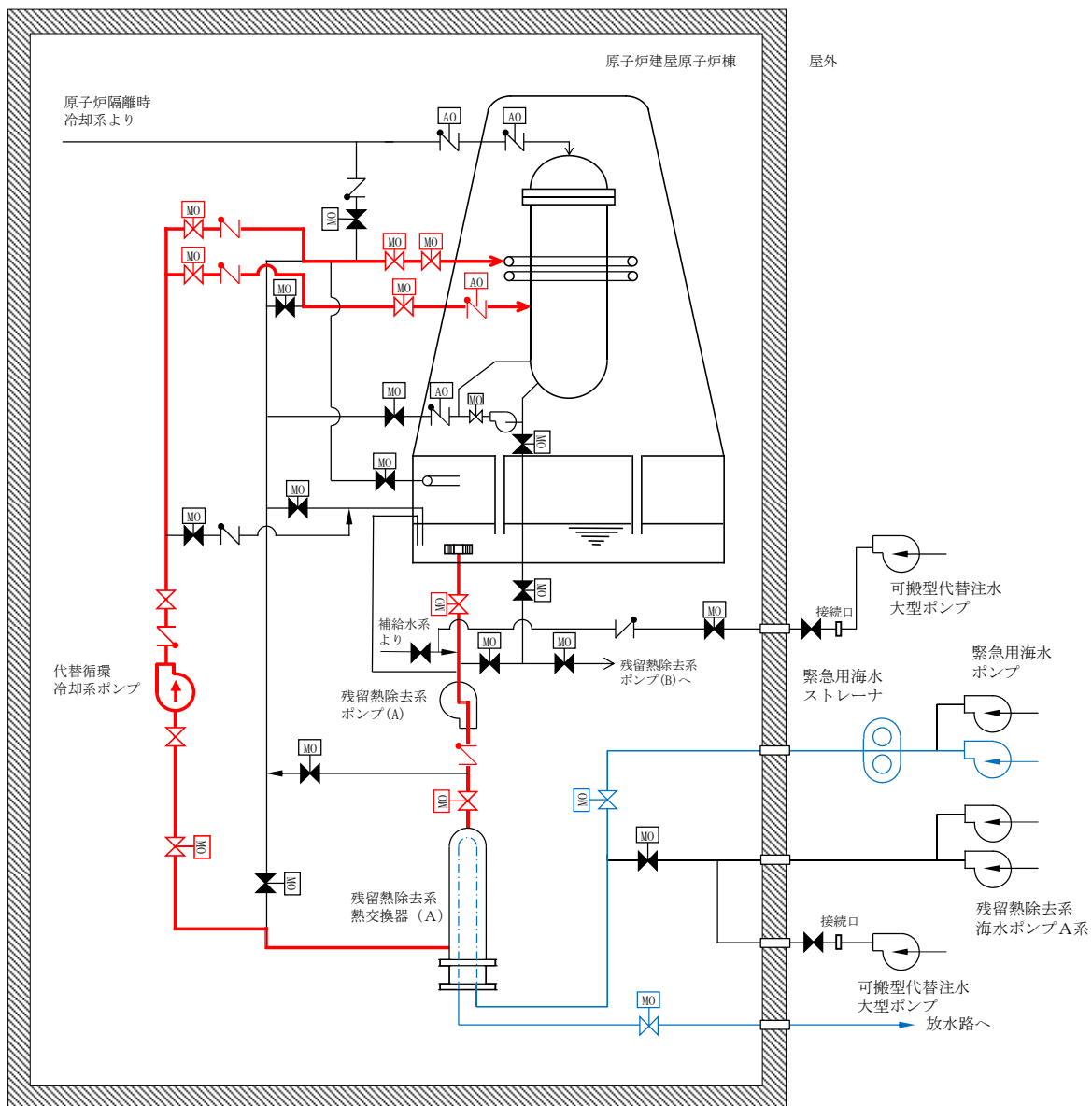
代替循環冷却系ポンプは、補足説明資料 50-6 に示すとおり、循環流量 $250\text{m}^3/\text{h}$ 以上を確保できるものを設置する。

代替循環冷却系ポンプの NPSH (Net Positive Suction Head) の評価を「(1) ポンプの NPSH 評価」に示す。

また、代替循環冷却系運転時の系統閉塞による性能低下を防止するための対策を「(2) 系統の閉塞防止対策」に示す。

(1) ポンプの NPSH 評価

ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効 NPSH」が、ポンプの「必要 NPSH」以上（有効 NPSH $\geq$ 必要 NPSH）であることが必要であり、有効 NPSH と必要 NPSH を比較する NPSH 評価により確認を行う。本評価では、第 1 図の系統構成を想定し、格納容器内圧力、サブプレッション・プール水位と代替循環冷却系ポンプ軸レベル間の水頭差、吸込配管圧力損失（残留熱除去系ストレーナ、残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器の圧力損失を含む）により求められる有効 NPSH と、代替循環冷却系ポンプの必要 NPSH を比較することで評価する。評価条件を第 1 表に示す。



緊急用海水系使用時の図を示す。

第1図 代替循環冷却系 系統概要図

第 1 表 NPSH 評価条件

項目		設定値	単位	設定根拠
P_a	サプレッション・チェンバ空間圧力		m	保守的に大気圧と仮定
P_v	代替循環冷却系ポンプ入口温度での飽和蒸気圧（水頭圧換算値）		m	50℃における飽和蒸気圧力
H	サプレッション・プール水位と代替循環冷却系ポンプ軸レベル間の水頭差		m	S/P 水位レベル (LWL): m とポンプ軸レベル: EL m の差
ΔH	吸込配管圧損（ストレーナ込）		m	ポンプ流量 250m ³ /h における圧損値
	デブリ圧損		m	ポンプ流量 250m ³ /h における圧損値
	代替循環冷却系ポンプの必要 NPSH		m	ポンプ予想性能曲線読み取り値 (@250m ³ /h)

第 1 表の条件を元に，（有効 NPSH） $\geq$ （必要 NPSH）の式より，有効 NPSH が必要 NPSH を満足できるか確認する。

$$(\text{有効 NPSH}) = P_a - P_v + H - \Delta H \geq (\text{必要 NPSH})$$

上記の結果から，重大事故等時において代替循環冷却系は成立する。

(2) 系統の閉塞防止対策

a. 系統の閉塞評価について

代替循環冷却系において系統機能喪失に繋がる閉塞事象が懸念される箇所は、流路面積が小さくなる残留熱除去系吸込ストレーナ、格納容器スプレイノズル部が考えられる。格納容器スプレイノズル部については、最小流路面積部に異物が詰まることを防止するために、残留熱除去系吸込ストレーナ孔径が最小流路面積以下になるように設計している（第2表）。

第2表 残留熱除去系ストレーナについて

残留熱除去系ストレーナ孔径	
P C Vスプレイ最小流路サイズ	

よって、以下に残留熱除去系吸込ストレーナの閉塞防止対策について記載する。

b. 残留熱除去系吸込ストレーナの閉塞防止対策について

東海第二発電所では、残留熱除去系ストレーナを含む非常用炉心冷却系ストレーナの閉塞防止対策として、多孔プレートを組み合わせた大型ストレーナを採用するとともに、格納容器内の保温材のうち事故時に破損が想定される繊維質保温材は使用していないことから、繊維質保温材の薄膜効果^{※1}による異物の捕捉が生じることはない。

また、重大事故等時に格納容器内において発生する可能性のある異物としては保温材（ケイ酸カルシウム等）、塗装片、スラッジが想定されるが、LOCA時のブローダウン過程等のサプレッション・プール水の流動により粉碎され粉々になった状態でストレーナに流れ着いたとして

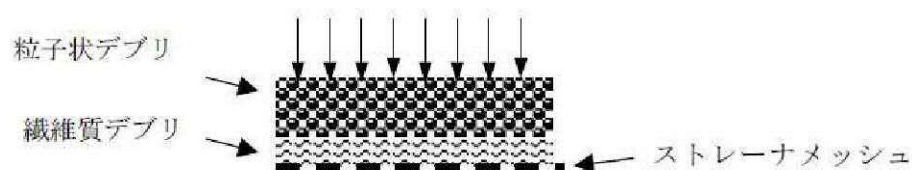
も、繊維質の保温材がなく、薄膜効果による異物の捕捉が生じる可能性がないことから、これら粉状の異物がそれ自体によってストレーナを閉塞させることはない。

重大事故等時には、損傷炉心を含むデブリが生じるが、仮に原子炉圧力容器外に落下した場合でも、原子炉圧力容器下部のペデスタル部（ドライウェル部）に蓄積することからサブプレッション・プールへの流入の可能性は低い。万が一、ペデスタルからオーバーフローし、ベント管を通じてサブプレッション・プールに流入する場合であっても、金属を含むデブリが流動により巻き上がることは考えにくく※²、ストレーナを閉塞させる要因になることはないと考えられる。

さらに仮にストレーナ表面にデブリが付着した場合においても、ポンプの起動・停止を実施することによりデブリは落下するものと考えられ※³、加えて、長期冷却に対する更なる信頼性の確保を目的に、次項にて示すストレーナの逆洗操作が可能な設計としている。

※ 1：薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果について

「薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果」とは、ストレーナの表面のメッシュ（約 1～2mm）を通過するような細かな粒子状のデブリ（スラッジ等）が、繊維質デブリによる形成した膜により捕捉され圧損を上昇させるという効果をいう。（第 2 図）



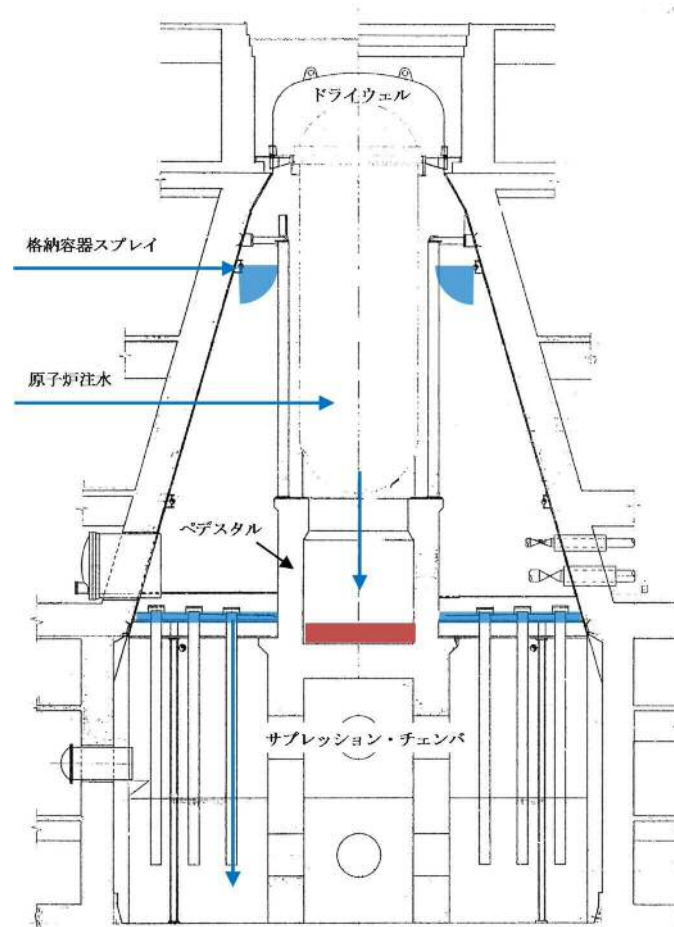
第 2 図 薄膜形成による粒子状デブリの補足効果のイメージ

繊維質保温材の薄膜形成については、N E D O-32686 に対する N R C の安全評価レポートの Appendix E で実験データに基づく考察として、「1/8 inch 以下のファイバ層であれば、ファイバ層そのものが不均一であり、圧力損失は小さいと考えられる」と記載されている。また、R. G. 1. 82 においても「1/8 inch. (約 3.1mm) を十分下回るファイバ層厚さであれば、安定かつ均一なファイバ層ではないと判断される」との記載がされており、薄膜を考慮した圧力損失評価は必要ないと考えられる。LA-UR-04-1227 においても、この効果の裏付けとなる知見が得られており、理論厚さ 0.11inch (2.79mm) において、均一なベッドは形成されなかったという見解が示されている。故に、繊維質保温材の堆積厚さを評価し十分薄ければ、粒径が極めて微細な塗装片等のデブリは全てストレーナを通過することとなり、繊維質保温材と粒子状デブリの混合状態を仮定した圧損評価は不要であると考えられる。

また、G S I -191 において議論されているサンプスクリーン表面における化学的相互作用による圧損上昇の知見に関して、上述のとおり繊維質保温材は使用されておらず、ストレーナ表面におけるデブリベット形成の可能性がないことから、化学的相互作用による圧損上昇の影響はないと考えられ、代替循環冷却系による長期的な冷却の信頼性に対して影響を与えることはないと考えられる。

※ 2 : R P V破損後の溶融炉心の落下先はペDESTAL（ドライウェル部）であり，代替循環冷却系の水源となるサプレッション・プールへ直接落下することはない。原子炉圧力容器へ注水された冷却水はペDESTAL（ドライウェル部）へ落下し，ダイヤフラムフロア及びベント管を通じてサプレッション・プールへ流入することとなる。（第 3 図）

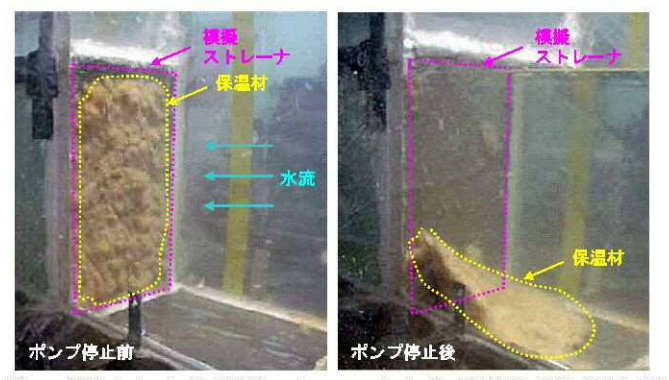
粒子化した溶融炉心等が下部ペDESTAL内に存在している場合にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物が流動によって下部ペDESTALから巻き上げられ，さらにベント管からストレーナまで到達するとは考えにくく，溶融した炉心等によるストレーナ閉塞の可能性は極めて小さいと考えられる。



第 3 図 原子炉圧力容器破損後の循環冷却による冷却水の流れ

※ 3 : G S I -191 における検討において、サンプスクリーンを想定した試験においてポンプを停止させた際に付着したデブリは剥がれ落ちるとの結果が示されている（第 4 図）。

当該試験は PWR サンプスクリーン形状を想定しているものであるが、東海第二の非常用炉心冷却系ストレーナ形状は円筒形であり（第 5 図）、ポンプの起動・停止によるデブリ落下の効果は更には大きくなるものと考えられ、注水流量の低下を検知した後、ポンプの起動・停止を実施することでデブリが落下し、速やかに冷却を再開することが可能である。



第 4 図 ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が剥がれ落ちた試験
(April 2004, LANL, GSI-191: Experimental Studies of Loss-of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation)

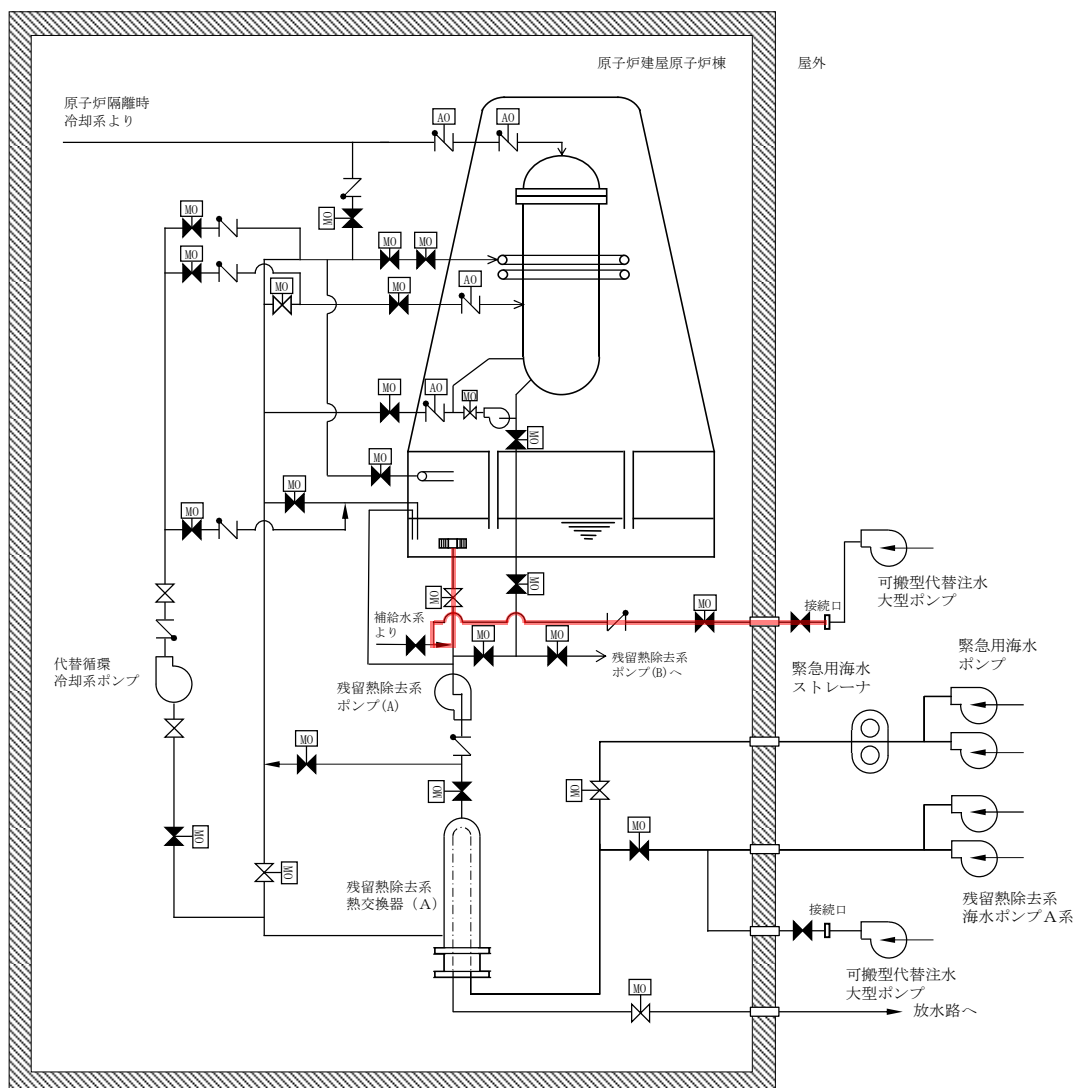


第 5 図 非常用炉心冷却系ストレナ

c. 閉塞時の逆洗操作について

前述(b)の閉塞防止対策に加えて、代替循環冷却系の運転中に、仮に何らかの異物により残留熱除去系吸込ストレーナが閉塞した場合に、外部接続口に可搬型代替注水大型ポンプを接続し、系統構成操作を行うことで、残留熱除去系吸込ストレーナを逆洗操作が可能な設計とする。系統構成の例を第6図に示す。

したがって、代替循環冷却系運転継続中に流量監視し、流量が異常に低下傾向を示した場合は代替循環冷却系ポンプを停止し、逆洗操作を実施することで、流量が確保できる。



第6図 残留熱除去系吸込ストレーナ逆洗操作の系統構成について

系統のバウンダリに対する影響評価について

1. はじめに

代替循環冷却系を使用する場合に、系統内の弁、配管及びポンプのバウンダリに使用されているシール材について、放射線影響や化学影響によって材料が劣化し、漏えいが生じる可能性がある。これらの影響について、下記のとおり評価を行った。

2. シール材の影響評価

(1) 評価対象

代替循環冷却系を使用する場合に、サプレッション・プールからの流体が流れる経路として、配管、弁及びポンプがあるため、これらの機器においてバウンダリを構成する部材である「配管フランジガスケット」「弁グランドシール」「ポンプメカニカルシール」「ポンプケーシングシール」を対象に評価を行った。

(2) 放射線による影響

代替循環冷却では、重大事故時に炉心損傷した状況で系統を使用することとなる。このため、系統内を高放射能の流体が流れることとなり、放射線による劣化が懸念される。

上記(1)に示す部材のうち、配管フランジガスケット及び弁グランドシールには、膨張黒鉛もしくはステンレス等の金属材料が用いられている。これらは無機材料であり、高放射線下においても劣化の影響はないか極めて小さい。このため、これらについては放射線による影響はないか、耐放

射線性能が確認されたシール材を用いることにより、シール性能が維持されるものとする。

残留熱除去系ポンプのバウンダリを構成する部材（メカニカルシール、ケーシングシール等）のシール材には、エチレンプロピレンゴム（EPDM）やフッ素ゴムが用いられており、放射線による影響を受けて劣化することが考えられるため、今後、必要により耐放射線性に優れたエチレンプロピレンゴム（改良EPDM）のシール材への取り替えを行うことにより、耐放射線性を確保する。

また、代替循環冷却系ポンプのバウンダリを構成する部材（メカニカルシール、ケーシングシール等）のシール材についても耐放射線性に優れた材料を選定する。

(3) 化学種による影響

炉心損傷時に発生する核分裂生成物の中で化学的な影響を及ぼす可能性がある物質として、アルカリ金属であるセシウム及びハロゲン元素であるヨウ素が存在する。このうち、アルカリ金属のセシウムについては、水中でセシウムイオンとして存在しアルカリ環境の形成に寄与するが、膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットはアルカリ環境において劣化の影響はなく、また、EPDMについても耐アルカリ性を有する材料である。このため、セシウムによる化学影響はないものとする。

一方、ハロゲン元素のヨウ素については、無機材料である膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットでは影響がないが、有機材料であるEPDMでは影響を生じる可能性がある。このうち、今後、設備での使用を考慮している改良EPDMについては、自社研究による影響の確認を行っており、炉心損傷時に想定されるヨウ素濃度（約450mg/m³）よりも高濃度のヨウ素環境下（約1,000mg/m³）においても、圧縮永久歪み等のシール材としての

性状に大きな変化がないことを確認している。このように、よう素に対する性能が確認された材料を用いることにより、漏えい等の影響が生じることはないものとする。

3. まとめ

以上より、代替循環冷却系の流路においてバウンダリを構成する部材である「配管フランジガスケット」「弁グランドシール」「ポンプメカニカルシール」「ポンプケーシングシール」を対象に評価を行った結果、無機材料である膨張黒鉛及び金属ガスケットには影響がないと評価できる。

一方、ポンプのバウンダリを構成する部材（メカニカルシール、ケーシングシール等）に用いられているエチレンプロピレンゴム（EPDM）、フッ素ゴムについては放射線による影響が生じる可能性があるため、これらへの耐性を有することを確認したシール材への変更を行っていく。これにより、流路からの漏えいの発生を防止する。

3.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備【51 条】

基準適合への対応状況

9. 原子炉格納施設

9.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

9.8.1 概 要

炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、溶融し、格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、溶融炉心が拡がり格納容器バウンダリに接触することを防止する。

また、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系及びほう酸水注入系が使用できる場合は、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の系統概要図を第 9.8-1 図及び第 9.8-2 図に示す。

9.8.2 設計方針

(1) 格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に用いる設備

格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部のペDESTAL（ドライウェル部）に落下した溶融炉心を冷却するための設備として、以下の重大事故等対処設備（格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水）を設ける。

また、溶融炉心が格納容器下部のペDESTAL（ドライウェル部）に落下するまでに、格納容器下部にあらかじめ十分な水量を蓄水し、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。なお、格納容器下部注水系と合わせて、溶融炉心が原子炉圧力容器から格納容器下部のペDESTAL（ドライウェル

部)へ落下する場合にペDESTAL(ドライウエル部)のコンクリートの浸食を抑制し、溶融炉心が格納容器バウンダリに接触することを防止するため、ペDESTAL(ドライウエル部)にコリウムシールドを設置する。

a. 格納容器下部注水系(常設)によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水

格納容器下部のペDESTAL(ドライウエル部)に落下した溶融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備(格納容器下部注水系(常設)によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水)として、常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を使用する。

代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプは、低圧代替注水系(格納容器下部注水系)を介して、格納容器下部のペDESTAL(ドライウエル部)に注水することにより、格納容器下部のペDESTAL(ドライウエル部)に落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

溶融炉心によるペDESTAL(ドライウエル部)のコンクリートの侵食を抑制し、格納容器の構造材の支持機能の健全性を確保するために、ペDESTAL(ドライウエル部)にコリウムシールドを設置する。

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

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 常設低圧代替注水系ポンプ
- ・ コリウムシールド
- ・ 代替淡水貯槽
- ・ 常設代替高圧電源装置(10.2 代替電源設備)

その他、設計基準事故対処設備である格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

常設代替高圧電源装置については、「10.2 代替電源設備」に示す。

b. 格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水

格納容器下部のペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備（格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水）として、可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽並びに燃料補給設備である可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。

代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプは、東側接続口又は西側接続口にホースを接続し、低圧代替注水系（格納容器下部注水系）を介して、格納容器下部のペデスタル（ドライウェル部）に注水することにより、格納容器下部のペデスタル（ドライウェル部）に落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

溶融炉心によるペデスタル（ドライウェル部）のコンクリートの侵食を抑制し、格納容器の構造材の支持機能の健全性を確保するために、ペデスタル（ドライウェル部）にコリウムシールドを設置する。

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

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・コリウムシールド
- ・代替淡水貯槽
- ・可搬型設備用軽油タンク（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリ（10.2 代替電源設備）

格納容器下部注水系（可搬型）を構成する注水系統については、重大事故等対処設備として使用する。その他、設計基準事故対処設備である格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

また、防潮堤の内側の取水箇所（S A用海水ピット、淡水貯水池 A、B）より取水可能な設計とする。なお、系統の詳細については、「9.12 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」で示す。

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

(2) 溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延・防止に用いる設備

格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合に、溶融炉心の格納容器下部のペデスタル（ドライウェル部）への落下を遅延及び防止するための設備として、以下の重大事故等対処設備（低圧代替注水系（常設及び可搬型）、高圧代替注水系、原子炉隔離時冷却系、代替循環冷却系及びほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水）を設ける。

a. 低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水

低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水として、常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を使用する。

代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプは、低圧代替注水系（原子炉注水系）及び残留熱除去系（C）を介して、原子炉圧力容器に注水できる設計とする。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

系統の詳細については、「5.9.2(1) a. (a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水」に示す。

b. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水として、可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽を使用する。

代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、低圧代替注水系（原子炉注水系）及び残留熱除去系（C）を介して、原子炉圧力容器に注水できる設計とする。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

系統の詳細については、「5.9.2(1) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水」に示す。

c. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水として、常設高圧代替注水系ポンプ及びサプレッション・プールを使用する。

サプレッション・プールを水源とする常設高圧代替注水系ポンプは、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系を介して、原子炉圧力容器に注水できる設計とする。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

系統の詳細については、「5.7 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に示す。

d. 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水

原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水として、原子炉隔離時冷却系ポンプ及びサプレッション・プールを使用する。

サプレッション・プールを水源とする原子炉隔離時冷却系ポンプは、原子炉隔離時冷却系を介して、原子炉圧力容器に注水できる設計とする。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

系統の詳細については、「5.7 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に示す。

e. 代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水

代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水として、代替循環冷却系ポンプ、サブレーション・プール、残留熱除去系熱交換器（A）及び緊急用海水ポンプ又は残留熱除去系海水ポンプを使用する。また、非常用取水設備の緊急用海水取水管、緊急用海水ポンプピット、S A用海水ピット取水塔、海水引込み管及びS A用海水ピットは、海水を供給するための流路として使用する。

サブレーション・プールを水源とする代替循環冷却系ポンプは、残留熱除去系熱交換器（A）によりサブレーション・プール水を冷却し、残留熱除去系（A）を介して、原子炉圧力容器に注水できる設計とする。また、残留熱除去系熱交換器（A）の冷却水は、緊急用海水系の緊急用海水ポンプ又は残留熱除去系海水ポンプにより海水を供給できる設計とする。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

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

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 代替循環冷却系ポンプ
- ・ 残留熱除去系熱交換器（A）
- ・ サブレーション・プール
- ・ 緊急用海水ポンプ
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ
- ・ 常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）

代替循環冷却系の流路として、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプ（A）を重大事故等対処設備として使用することから、流路としての設計を行う。その他、設計基準事故対処設備である原子炉压力容器を重大事故等対処設備として使用する。

常設代替高圧電源装置については、「10.2 代替電源設備」に示す。

f. ほう酸水注入系による原子炉压力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の格納容器下部のペDESTAL（ドライウェル部）への落下を遅延・防止するための設備として、ほう酸水注入系は、炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の格納容器下部のペDESTAL（ドライウェル部）の落下を遅延・防止するために、低圧代替注水系（常設及び可搬型）、高圧代替注水系、原子炉隔離時冷却系及び代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水と並行して、原子炉压力容器へのほう酸水注入を行い、未臨界を維持できる設計とする。

系統の詳細については、「6.8.2(1) c. ほう酸水注入」に示す。

「9.8.2(2) d. 原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水」に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプ並びに「9.8.2(2) e. 代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水」に使用する残留熱除去系熱交換器（A）及び残留熱除去系海水ポンプ並びに「9.8.2(2) f. ほう酸水注入系による原子炉压力容器への注水」に使用するほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備であるとともに重大事故等時においても使用するため、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」に示す設計方針を適用する。

ただし、多様性、位置的分散等を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備は

ないことから、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち多様性、位置的分散等の設計方針は適用しない。

残留熱除去系海水系については、「5.4 残留熱除去系」に示す。

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

常設代替高圧電源装置、緊急用M/C、緊急用P/C、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリ並びに非常用ディーゼル発電機は、「10.2 代替電源設備」に示す。

9.8.2.1 多重性又は多様性及び独立性、位置的分散

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

格納容器下部注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは、常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電がすることにより駆動することができる設計とする。また、格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、ディーゼルエンジン駆動とすることで、電動駆動の常設低圧代替注水系ポンプに対して、多様性を持つ設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟外の常設低圧代替注水系格納槽内に設置し、可搬型代替注水大型ポンプは、屋外に分散して保管することにより、常設低圧代替注水系ポンプと位置的分散を図る設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプによるペデスタル（ドライウェル部）への注水配管と、可搬型代替注水大型ポンプによるペデスタル（ドライウェル部）への注水配管の合流点までの系統は、互いに独立した設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、原子炉建屋の東側及び西側の屋外に1箇所ずつ設置することにより、ペデスタル（ドライウェル部）への注水

系統を 2 系統確保することで、多重性を持った設計とする。

これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、格納容器下部注水系（常設）と格納容器下部注水系（可搬型）が同時にその機能が損なわれないよう、互いの重大事故等対処設備としての独立性を持った設計とする。

高圧代替注水系の常設高圧代替注水系ポンプは、タービン駆動とすることで、電動駆動の常設低圧代替注水系ポンプ及び代替循環冷却系ポンプ並びにほう酸水注入ポンプに対して、多様性を持つ設計とする。

高圧代替注水系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、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並びに原子炉建屋原子炉棟内に設置する原子炉隔離時冷却系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ及びほう酸水注入ポンプと異なる区画に設置することにより、位置的分散を図る設計とする。

高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水配管は、原子炉隔離時冷却系との配管分岐部から原子炉隔離時冷却系の配管合流点までの系統は、互いに独立した設計とする。

代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは、常設代替高圧電源装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより、駆動することができる設計とする。また、代替循環冷却系ポンプの冷却を自然冷却とすることで、残留熱除去系海水ポンプにより供給する海水で冷却する設計基準事故対処設備に対して多様性を持つ設計とする。

代替循環冷却系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系熱交換器（A）室に設置する。また、原子炉压力容器への注水配管は、残留熱除去系熱交換器（A）出口配管の分岐点から残留熱除去系（A）配管との合流点までの系統について、残留熱除去系の系統に対して独立した設計とする。

電源設備の多様性，位置的分散については，「10.2 代替電源設備」に示す。

9.8.2.2 悪影響防止

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

格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水及び原子炉圧力容器への注水に使用する常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は，通常時は弁により他の系統・機器と隔離する設計とし，重大事故等時は弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウェル部）への注水及び原子炉圧力容器への注水に使用する可搬型代替注水大型ポンプは，通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，可搬型代替注水大型ポンプは，設置場所において車両転倒防止装置又は輪止めにより固定することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。さらに，保管場所において転倒しないことを確認することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは，飛散物となって他の設備に悪影響及ぼさない設計とする。

格納容器下部注水系（常設及び可搬型）のコリウムシールドは，コリウムシールド下部の床ドレン系及び機器ドレン系の排水流路をスリット構造とすることで，漏えい検出機能に影響を及ぼさない設計とする。

高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水に使用する高圧代替注水系

ポンプは、通常時は弁により原子炉隔離時冷却系の系統・機器と隔離する設計とし、重大事故等時は弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、高圧代替注水系と原子炉隔離時冷却系は、相互に悪影響を及ぼすことのないように、同時に使用しない設計とする。

代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水に使用する代替循環冷却系ポンプは、通常時は弁により残留熱除去系（A）の系統・機器と隔離する設計とし、重大事故等時は弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉隔離時冷却系及びほう酸水注入系による原子炉压力容器への注水に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプ及びほう酸水注入ポンプは、重大事故等時においても設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

9.8.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

格納容器下部注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部のペデスタル（ドライウェル部）に落下した熔融炉心を冷却するために必要な注水流量及び熔融炉心の落下を遅延及び防止するための原子炉压力容器への注水流量に対して、ポンプ2個の運転により、十分なポンプ流量を有する設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器下部のペデスタル（ドライウェル部）に落下した熔融炉心を冷却するために必要な注水流量又は熔融炉心の落下を遅延及び防止するための原子炉压力容器への注水流量に対して、十分

な容量を有すものを 1 個使用する。また、重大事故等時には、水の移送設備に必要な容量を有するものを 1 個と同時に使用するため、1 セット 2 個使用する。保有数は 2 セット 4 個と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 個の合計 5 個を保管する。

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

高圧代替注水系の高圧代替注水系ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合に、熔融炉心の格納容器下部のペデスタル（ドライウェル部）への落下を遅延及び防止するための原子炉圧力容器への注水流量に対して、ポンプ 1 個の運転により十分なポンプ流量を有する設計とする。

代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合に、熔融炉心の格納容器下部のペデスタル（ドライウェル部）への落下を遅延及び防止するための原子炉圧力容器への注水流量に対して、ポンプ 1 個の運転により十分なポンプ流量を有する設計とする。また、緊急用海水ポンプは、残留熱除去系熱交換器においてサブプレッション・プール水の冷却に必要な冷却水量に対して、ポンプ 1 個の運転により十分なポンプ流量を有する設計とする。

格納容器下部注水系（常設及び可搬型）の水源として使用する代替淡水貯槽は、格納容器下部のペデスタル（ドライウェル部）に落下した熔融炉心の冷却並びに熔融炉心の落下を遅延及び防止するために必要な注水量に対し、可搬型代替注水大型ポンプにより淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とする。

格納容器下部注水系（常設及び可搬型）のコリウムシールドは、原子炉圧力容器下部から落下する熔融炉心を全量保有でき、かつ、熔融炉心・コンクリート相互作用の影響を抑制できる厚さ及び高さを有する設計とする。

高圧代替注水系及び代替循環冷却系並びに原子炉隔離時冷却系の水源として使用するサプレッション・プールは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備の水源と兼用しており、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

炉心の著しい損傷が発生した場合に、溶融炉心の格納容器下部のペデスタル（ドライウェル部）への落下を遅延及び防止するため、原子炉圧力容器への注水に使用する原子炉隔離時冷却系ポンプ及びほう酸水注入ポンプは、設計基準事故対処設備の機能と兼用しており、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

9.8.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

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

常設低圧代替注水系ポンプの操作は、中央制御室で可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、屋外に保管及び設置し、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は、設置場所で可能な設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽は、淡水だけでなく海水も使用することから、海水の影響を考慮した設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプは、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及びほう酸水注入ポンプ並びにほう酸水貯蔵タンクは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ並びにほう酸水注入ポンプの操作は、中央制御室で可能な設計とする。

サプレッション・プールは、格納容器内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

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

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

緊急用海水ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプの操作は、中央制御室で可

能な設計とする。

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

9.8.2.5 操作性の確保

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

常設低圧代替注水系ポンプを使用したペデスタル（ドライウェル部）に注水を行う系統及び原子炉圧力容器への注水を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えできる設計とする。常設低圧代替注水系ポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチで操作が可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプを使用したペデスタル（ドライウェル部）に注水を行う系統及び原子炉圧力容器へ注水を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から速やかに切り替えできる設計とする。

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

可搬型代替注水大型ポンプと東側接続口又は西側接続口は、一般的に使用される工具を用いて接続可能なフランジ接続とする。また、ホースの接続方式及びホース口径の統一により確実に接続できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプは、付属の操作スイッチにより設置場所での操作が可能な設計とする。

代替循環冷却系ポンプを使用した原子炉圧力容器へ注水を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えできる設計とする。また、緊急用海水ポンプにより残留熱除去系熱交換器に冷却水を供給する系統は、重大事故等が発生した場合でも通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えできる設計とする。

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

原子炉隔離時冷却系ポンプ及びほう酸水注入ポンプを使用した原子炉圧力への注水を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で利用できる設計とする。原子炉隔離時冷却系ポンプ及びほう酸水注入ポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチで操作が可能な設計とする。

9.8.3 主要設備及び仕様

格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備の主要設備及び仕様を第9.8-1表に示す。

9.8.4 試験検査

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

格納容器下部注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

常設低圧代替注水ポンプは、分解が可能な設計とする。

代替淡水貯槽は、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計と

する。また、有効水量が確認できる設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、ポンプの分解又は取替が可能な設計とする。また、車両として運転状態の確認が可能な設計とするとともに、外観の確認が可能な設計とする。

格納容器下部注水系（常設及び可搬型）のコリウムシールドは、外観の確認が可能な設計とする。

高圧代替注水系の高圧代替注水系ポンプは、試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

高圧代替注水系ポンプは、分解が可能な設計とする。

代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器（A）並びに緊急用海水ポンプは、試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

代替循環冷却系ポンプ及び緊急用海水ポンプは、分解が可能な設計とする。

設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系ポンプ及びほう酸水注入ポンプは、試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

原子炉隔離時冷却系ポンプ及びほう酸水注入ポンプは、分解が可能な設計とする。

第 9.8－1 表 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備主要仕様

(1) 常設低圧代替注水系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

型 式	うず巻形
個 数	2
容 量	約 200m ³ /h (1 個当たり)
揚 程	約 200m

(2) 可搬型代替注水大型ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

型	式	うず巻形
個	数	4 (予備 2 ^{*1})
容	量	約 1,320m ³ /h (1 個当たり)
揚	程	約 140m
* 1 「可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)」 と兼用		

(3) コリウムシールド

材	質	ジルコニア (ZrO ₂)
高	さ	
厚	さ	
個	数	1

(4) 常設高圧代替注水系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型	式	ターボ形
個	数	1
容	量	約 136m ³ /h (1 個当たり)
揚	程	約 882m

(5) 代替循環冷却系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

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

(6) 原子炉隔離時冷却系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

主要仕様については、「5.3 原子炉隔離時冷却系」に示す。

(7) ほう酸水注入ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

設備

- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

主要仕様については、「3.3.4 ほう酸水注入系」に示す。

(8) 緊急用海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式	ターボ形
個 数	1（予備 1）
容 量	約 844m ³ /h（1 個当たり）
揚 程	約 130m

(9) 残留熱除去系海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

主要仕様については、「5.4 残留熱除去系」に示す。

(10) 代替淡水貯槽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

個	数	1
容	量	約 5,000m ³

(11) サプレッション・プール

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

主要仕様については、「9.1 原子炉格納施設」に示す。

(12) ほう酸水貯蔵タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

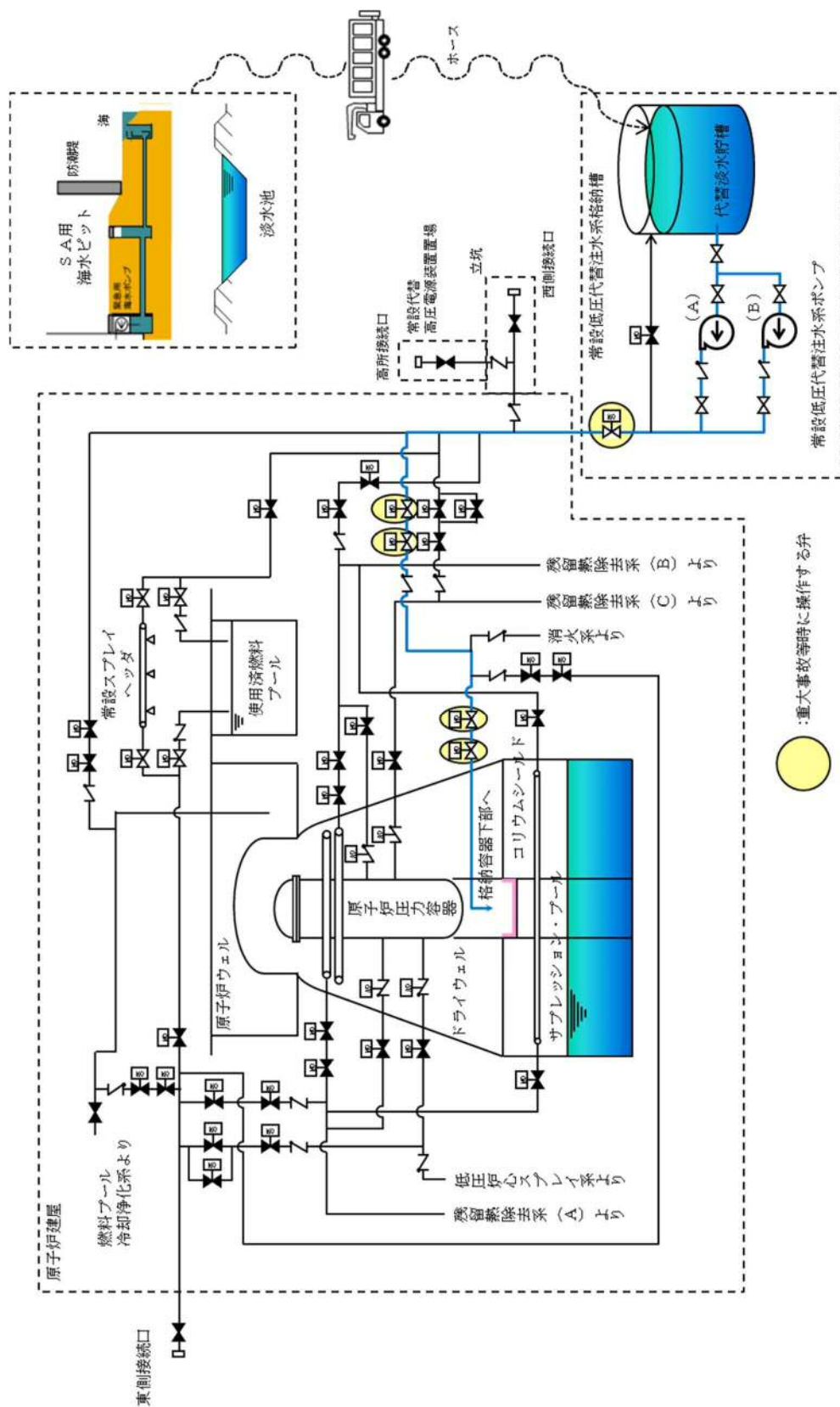
主要仕様については、「3.3.4 ほう酸水注入系」に示す。

(13) 残留熱除去系熱交換器

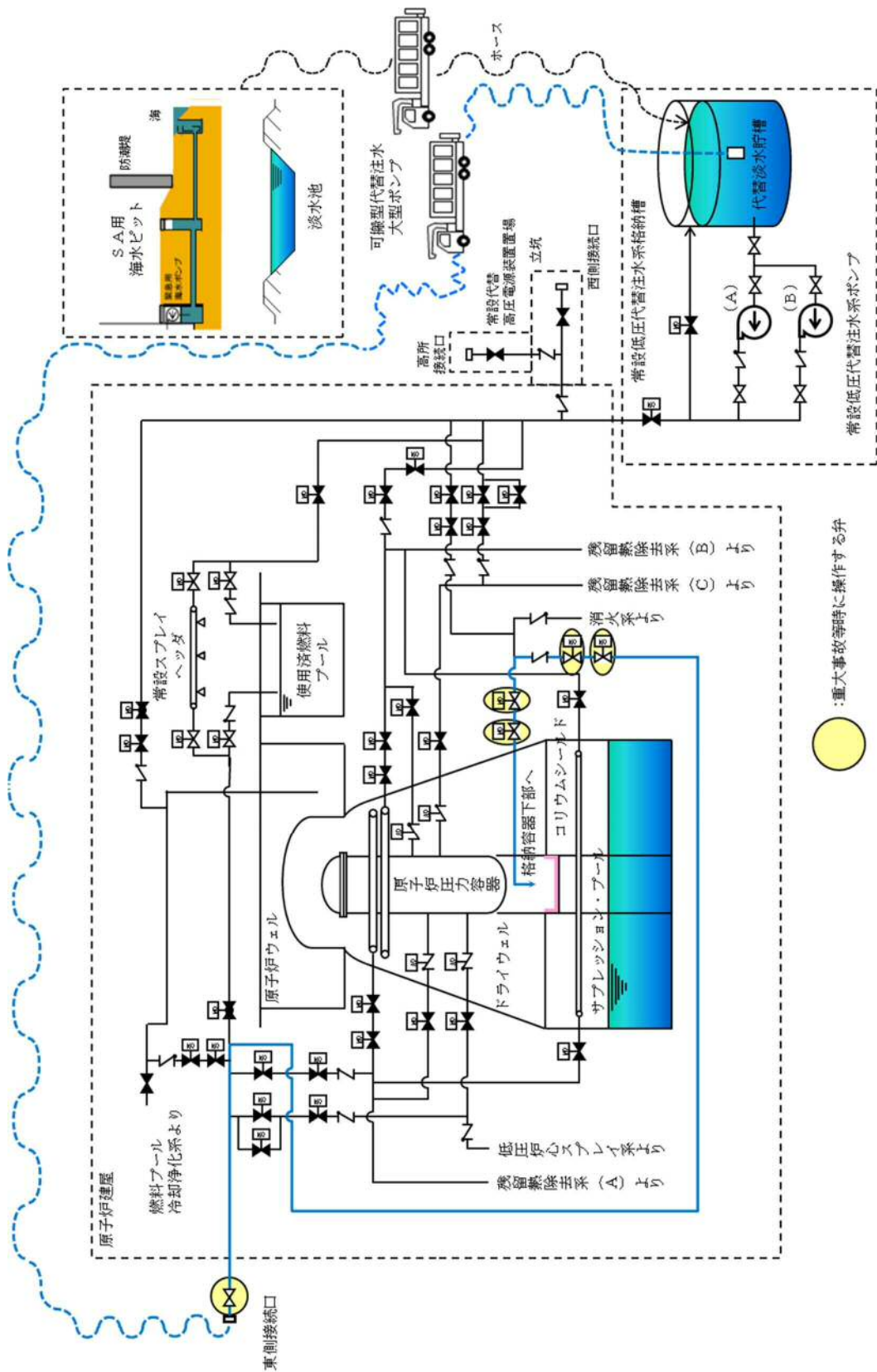
兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

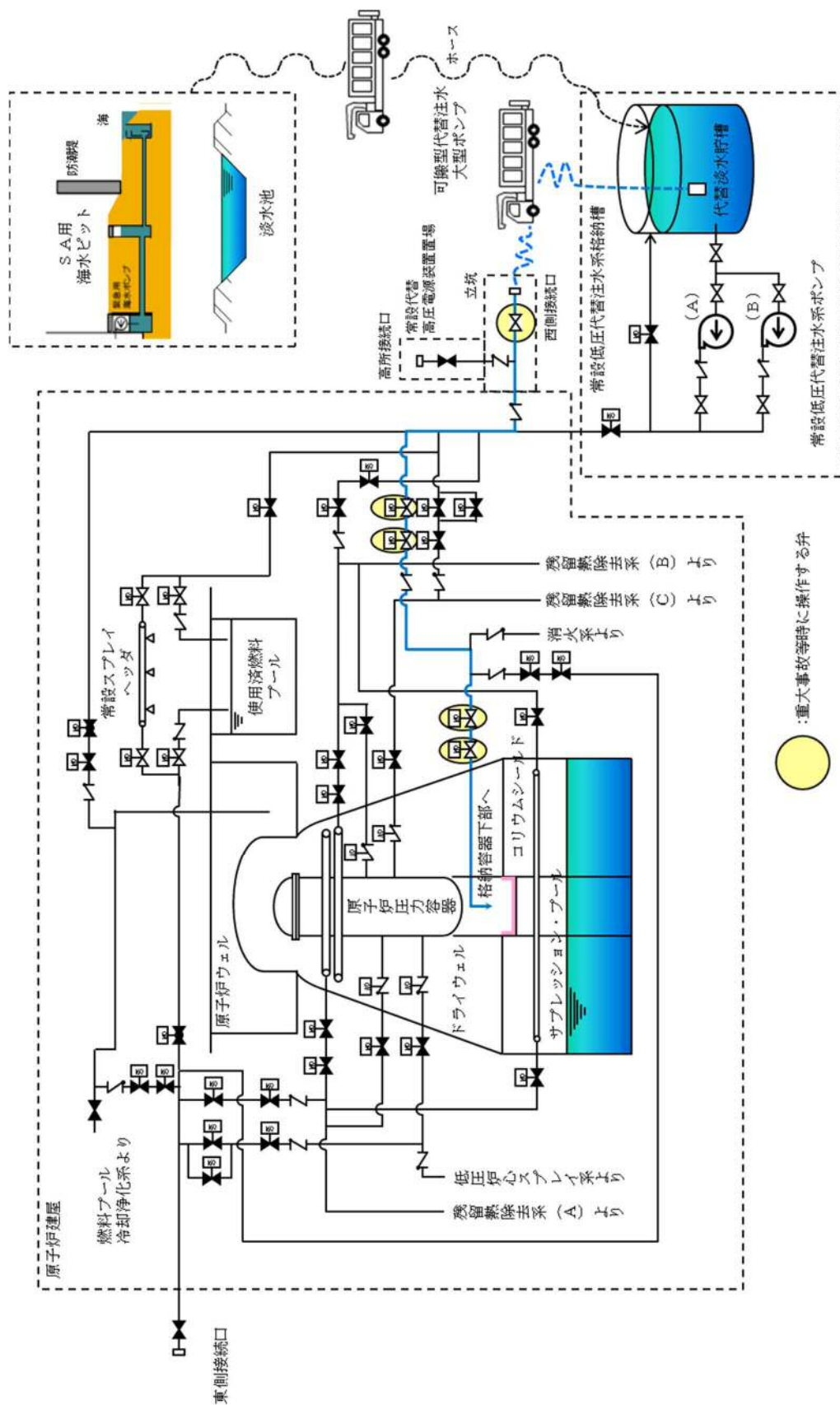
主要仕様については、「5.4 残留熱除去系」に示す。



第 9.8-1 図 格納容器下部注水系（常設）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水系統概要図



第 9.8-2 図 格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水系統概要図（東側接続口使用時）



第 9.8-2 図 格納容器下部注水系（可搬型）によるペデスタル（ドライウェル部）への注水系統概要図（西側接続口使用時）

3.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備【51条】

< 添付資料 目次 >

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

3.8.1 設置許可基準規則第51条への適合方針

- (1) 原子炉格納容器下部注水設備（常設）の設置（設置許可基準規則の解釈の第1項 a） i））
- (2) 原子炉格納容器下部注水設備（可搬型）の設置（設置許可基準規則の解釈の第1項 a） i））
- (3) 原子炉格納容器下部注水設備の多重性又は多様性及び独立性，位置的分散の確保（設置許可基準規則の解釈の第1項 a） ii））
- (4) 原子炉格納容器下部注水設備の電源対策（設置許可基準規則の解釈の第1項 b））
- (5) 消火系による格納容器下部注水
- (6) 補給水系による格納容器下部注水
- (7) 原子炉隔離時冷却系による原子炉压力容器への注水
- (8) 高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水
- (9) 低圧代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水
- (10) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水
- (11) 代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水
- (12) ほう酸水注入系による原子炉压力容器への注入
- (13) 消火系による原子炉压力容器への注水
- (14) 補給水系による原子炉压力容器への注水
- (15) 原子炉格納容器下部注水系の海水の利用

3.8.2 重大事故等対処設備

3.8.2.1 格納容器下部注水系（常設）

3.8.2.1.1 設備概要

3.8.2.1.2 主要設備の仕様

- (1) 常設低圧代替注水系ポンプ
- (2) コリウムシールド
- (3) 代替淡水貯槽

3.8.2.1.3 格納容器下部注水系の多重性又は多様性，独立性及び位置的分散の確保

3.8.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.8.2.1.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

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

3.8.2.1.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

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

3.8.2.2 格納容器下部注水系（可搬型）

3.8.2.2.1 設備概要

3.8.2.2.2 主要設備の仕様

- (1) 可搬型代替注水大型ポンプ

(2) コリウムシールド

(3) 代替淡水貯槽

3.8.2.2.3 多重性又は多様性及び独立性，位置的分散

3.8.2.2.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.8.2.2.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

3.8.2.2.4.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）

(5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項五）

(6) アクセスルートの確保（許可基準規則第43条第3項六）

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

3.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備【51条】

【設置許可基準規則】

(原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備)

第五十一条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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51条に規定する「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心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。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。

a) 原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、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。

i) 原子炉格納容器下部注水設備（ポンプ車及び耐圧ホース等）を整備すること。（可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。）

ii) 原子炉格納容器下部注水設備は、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。（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。）

b) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備から

の給電を可能とすること。

3.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

3.8.1 設置許可基準規則第51条への適合方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）の破損を防止するため、熔融し、格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故対処設備として、格納容器下部注水設備（常設）及び（可搬型）を設置及び保管する。格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却することで、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、熔融炉心が拡がり格納容器バウンダリに接触することを防止する設計とする。

(1) 原子炉格納容器下部注水設備（常設）の設置（設置許可基準規則の解釈の第1項 a) i))

格納容器下部注水系（常設）を設けることで、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止する設計とする。格納容器下部注水系（常設）は、常設低圧代替注水系格納槽に配置された常設低圧代替注水系ポンプを用い、代替淡水貯槽を水源として格納容器下部のペデスタル（ドライウエル部）へ注水できる設計とする。

また、熔融炉心が原子炉圧力容器からペデスタル（ドライウエル部）へと落下するまでに、ペデスタル（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

なお、熔融炉心によるペデスタル（ドライウエル部）のコンクリートの侵食を抑制し、格納容器の構造材の支持機能の健全性を確保するために、ペデスタル（ドライウエル部）にコリウムシールドを設置する。

(2) 原子炉格納容器下部注水設備（可搬型）の設置（設置許可基準規則の解

積の第1項 a) i))

格納容器下部注水系（可搬型）を設けることで、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止する設計とする。格納容器下部注水系（可搬型）は、可搬型代替注水大型ポンプを用い、代替淡水貯槽を水源として、格納容器下部のペDESTAL（ドライウェル部）へ注水できる設計とする。

また、溶融炉心が原子炉圧力容器からペDESTAL（ドライウェル部）へと落下するまでに、ペDESTAL（ドライウェル部）にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

なお、溶融炉心によるペDESTAL（ドライウェル部）のコンクリートの侵食を抑制し、格納容器の構造材の支持機能の健全性を確保するために、ペDESTAL（ドライウェル部）にコリウムシールドを設置する。

- (3) 原子炉格納容器下部注水設備の多重性又は多様性及び独立性、位置的分散の確保（設置許可基準規則の解釈の第1項a) ii))

格納容器下部注水系（可搬型）は、可搬型代替注水大型ポンプを用い、代替淡水貯槽、格納容器下部注水系（常設）とは異なる水源（代替淡水貯槽）を水源として、格納容器下部のペDESTAL（ドライウェル部）へ注水できる設計とし、多様性及び独立性を有する。また、格納容器下部注水系（常設）と位置的分散を図るべく、津波の影響を受けない高台の西側及び南側の可搬型重大事故等対処設備保管場所（以下、「西側及び南側保管場所」という。）に保管する設計とする。

なお、多重性又は多様性及び独立性、位置的分散については、3.8.2.1.3項に詳細を示す。

(4) 原子炉格納容器下部注水設備の電源対策（設置許可基準規則の解釈の第1項b））

格納容器下部注水系（常設）に用いる常設低圧代替注水系ポンプは、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及び緊急用P／Cを介して給電できる設計とする。

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。

格納容器下部注水設備（可搬型）に用いる可搬型代替注水大型ポンプは、常設代替交流電源設備を必要としないディーゼルエンジンにて駆動できる設計とする。

また、耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、使用可能な状態であれば、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、熔融し、格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために有効な設備であるため、の自主対策設備として、以下を整備する。

(5) 消火系による格納容器下部注水

消火系による格納容器下部への注水は、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、ディーゼル駆動消火ポンプ又は常用電源が健全な場合は電動駆動消火ポンプを用い、淡水タンク（ろ過水貯蔵タンク又は多目的タンク）を水源として、消火系の配管及び格納容器下部注水系の配管を介して格納容器下部のペデスタル（ドライウェル部）へ注水し、熔融炉心を冷却する機能を有する。

(6) 補給水系による格納容器下部注水

補給水系による格納容器下部への注水は、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、復水移送ポンプを用い、復水貯蔵タンクを水源として、補給水系の配管、消火系の配管及び格納容器下部注水系の配管を介して格納容器下部のペDESTAL（ドライウェル部）へ注水し、熔融炉心を冷却する機能を有する。

また、技術的能力審査基準への適合のため、熔融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延及び防止するための設備として、以下を整備する。

(7) 原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延及び防止するため原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお、原子炉隔離時冷却系による原子炉圧力容器への注水については「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（設置許可基準規則第45条に対する設計方針を示す章）」で示す。

(8) 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延及び防止するために、重大事故等対処設備として高圧代替注水系の常設高圧代替注水系ポンプにより、原子炉圧力容器への注水を実施する。

なお、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水については「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

（設置許可基準規則第45条に対する設計方針を示す章）」で示す。

(9) 低圧代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延及び防止するために、重大事故等対処設備として低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプにより、原子炉压力容器への注水を実施する。

なお、低圧代替注水系（常設）による原子炉压力容器への注水については「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。

(10) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延及び防止するために、重大事故等対処設備として低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプにより、原子炉压力容器への注水を実施する。

なお、低圧代替注水系（可搬型）による原子炉压力容器への注水については「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。

(11) 代替循環冷却系による原子炉压力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延及び防止するために、重大事故等対処設備として代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプにより、原子炉压力容器

器に注水する。なお、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水については、「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。

(12) ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注入

炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延及び防止するために、重大事故等対処設備としてほう酸水注入系のほう酸注入ポンプにより、原子炉圧力容器への注入を実施する。

なお、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水については「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（設置許可基準規則第45条に対する設計方針を示す章）」で示す。

また、耐震SクラスではなくS s機能維持を担保できないが、使用可能であれば、溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延及び防止するために有効な設備であるため、自主対策設備として、以下を整備する。

(13) 消火系による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）の床面への落下遅延及び防止するために、消火系のディーゼル駆動消火ポンプ又は常用電源が健全な場合は電動駆動消火ポンプにより原子炉圧力容器への注水を実施する。

(14) 補給水系による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下遅延及び防止するために、復水補給水系の復水移送ポンプにより原子炉圧力容器への注水を実施する。

また、代替淡水貯槽又は複数の代替淡水源（高所淡水池、北側淡水池）の淡水が枯渇した場合の海水利用手段として、以下を整備する。

(15) 原子炉格納容器下部注水系の海水の利用

原子炉格納容器下部注水系の水源である代替淡水貯槽又は複数の代替淡水源（高所淡水池、北側淡水池）が枯渇した場合は、防潮堤の内側の取水箇所（S A用海水ピット）から、可搬型代替注水大型ポンプを用いて代替補給が可能な設計とする。

なお、水源の詳細については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。また、原子炉格納容器下部注水系の海水の利用手順については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準への適合状況について」の「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」の以下の項目で示す。

「1.13.2.2 水源へ水を補給するための対応手順（1）代替淡水貯槽へ水を補給するための対応手順 c. 海を水源とした可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給」

3.8.2 重大事故等対処設備

3.8.2.1 格納容器下部注水系（常設）

3.8.2.1.1 設備概要

格納容器下部注水系（常設）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、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却することを目的として設置するものである。

格納容器下部注水系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプ、電源設備である常設代替交流電源設備、水源である代替淡水貯槽、流路である低圧代替注水系配管・弁、格納容器下部注水系配管・弁、注入先である格納容器等から構成される。

重大事故等時においては、代替淡水貯槽を水源とし、常設低圧代替注水系ポンプ2個の起動及び系統構成（電動弁操作）を中央制御室のスイッチ操作により行い、低圧代替注水系配管及び格納容器下部注水系配管を介して格納容器下部のペDESTAL（ドライウェル部）へ注水することで落下した溶融炉心を冷却する設計とする。

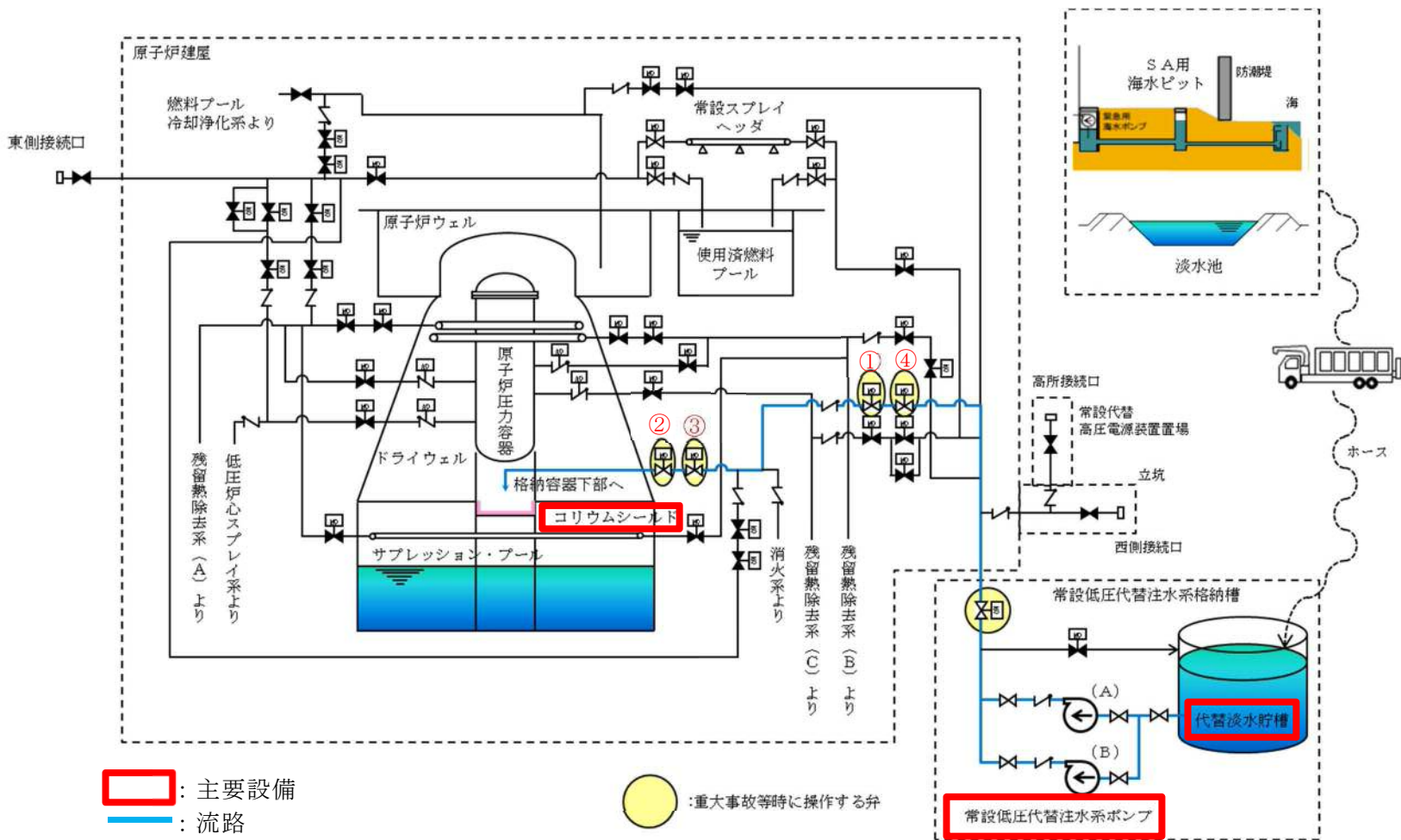
なお、炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し、溶融炉心が原子炉圧力容器からペDESTAL（ドライウェル部）へと落下する場合に、溶融炉心がペDESTAL（ドライウェル部）に設置された格納容器機器ドレンサンプ及び格納容器床ドレンサンプ（以下「格納容器ドレンサンプ」という。）に流入し局所的にコンクリートが侵食されることを防止するため、格納容器ドレンサンプの形状を変更し、ペDESTAL（ドライウェル部）床面を平坦化するとともに、溶融炉心によるコンクリート侵食影響及びペDESTAL（ドライウェル部）構造への熱影響を抑制するため、ペDESTAL（ドライウェル部）の床面及び壁面にコリウムシールドを設置する。コリウムシールドの耐熱材には、

高い融点（約2,700℃）を有するジルコニアを用い、また、コリウムシールドの形状については、全溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）に落下したとしても、コリウムシールドが破損することがない設計とする。

格納容器下部注水系（常設）の概要図を第3.8-1図に、格納容器下部注水系（常設）に属する重大事故等対処設備を第3.8-1表に示す。

常設低圧代替注水系ポンプの電源は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置より給電できる設計とする。

第3.8-1 図 格納容器下部注水系（常設）系統概要図



弁名称	弁名称
① 格納容器下部注水系ペデスタル注水弁	④ 格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁
② 格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁	⑤ 常設低圧代替注水系系統分離弁
③ 格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整	—

第3.8-1表 格納容器下部注水系（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】 コリウムシールド【常設】 代替淡水貯槽【常設】*1
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	低圧代替注水系配管・弁【常設】 格納容器下部注水系配管・弁【常設】
	注水先	格納容器【常設】
	電源設備*2 (燃料補給設備含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ【常設】
	計装設備*3	ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 サプレッション・プール水温度【常設】 格納容器下部水位【常設】 低圧代替注水系格納容器下部注水流量【常設】 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力【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な水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

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

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

3.8.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 常設低圧代替注水系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

種	類	: うず巻形
容	量	: 約200m ³ ／h／個
全	揚	程
		: 約200m
最	高	使用圧力
		: 3.14MPa [gage]
最	高	使用温度
		: 66℃
個	数	: 2
取	付	箇所
		: 常設低圧代替注水系格納槽内
電	動	機出力
		: 約190kW／個

(2) コリウムシールド

材	質	: ジルコニア (ZrO ₂)
高	さ	:
厚	さ	:
個	数	: 1
取	付	箇所
		: ペDESTAL (ドライウェル部)

(3) 代替淡水貯槽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

個 数 : 1

容 量 : 約5,000m³

種 類 : ライニング槽

取 付 箇 所 : 常設低圧代替注水系格納槽内

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

3.8.2.1.3 格納容器下部注水系の多重性又は多様性及び独立性，位置的分散

格納容器下部注水系は，常設及び可搬型を設置することにより，第3.8-2表に示すとおり，それぞれに対し多様性及び位置的分散を図る設計としている。

格納容器下部注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは，常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで，屋外の西側及び南側保管場所に保管された格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプと位置的分散を図る設計としている。

格納容器下部注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは，冷却水が不要な自然冷却とすることで，自己冷却である格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプに対し多様性を有する設計とする。

格納容器下部注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプの駆動源は代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置を用いるのに対し，格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは，電源を必要としないディーゼルエンジン駆動とすることで，多様性を図った設計としている。

格納容器下部注水系（常設）と格納容器下部注水系（可搬型）の独立性については，第3.8-3表で示すとおり，地震，津波，火災及び溢水による共通要因故障を防止するために，独立性を確保する設計とする。

建屋内の配管等の静的機器は，可能な限り独立性を確保する設計とする。

なお，故障時及び保守点検時の予備として，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. 8-2表 格納容器下部注水系の多様性及び位置的分散

項目	格納容器下部注水系 (常設)	格納容器下部注水系 (可搬型)
ポンプ	常設低圧代替注水系ポンプ	可搬型代替注水大型ポンプ
	常設低圧代替注水系格納槽内	西側及び南側保管場所
水源	代替淡水貯槽	代替淡水貯槽
	常設低圧代替注水系格納槽内	常設低圧代替注水系格納槽内
駆動用空気	不要	不要
潤滑油	不要（内包油）	不要（内包油）
冷却水	不要（自然冷却）	自己冷却
駆動電源	常設代替高圧電源装置	不要 (ディーゼルエンジン駆動)
	屋外	西側及び南側保管場所

第3.8-3表 格納容器下部注水系の独立性

項目		格納容器下部注水系 (常設)	格納容器下部注水系 (可搬型)
共通要因故障	地震	格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）を構成する機器類は基準地震動 S_s に対し機能を維持できる設計とすることで、地震が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	津波	格納容器下部注水系（常設）は、防潮堤及び浸水防止設備の設置に加え、水密構造の地下格納槽に設置すること、格納容器下部注水系（可搬型）は、防潮堤及び浸水防止設備の設置に加え、高台の保管場所へ配備することで、津波が共通要因となり故障することのない設計とする。	
	火災	格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）を構成する機器類は、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	格納容器下部注水系（常設）及び格納容器下部注水系（可搬型）を構成する機器類は、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。）	

3.8.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.8.2.1.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

格納容器下部注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは，常設低圧代替注水系格納槽内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，常設低圧代替注水系格納槽内の環境条件を考慮し，第3.8-4表に示す設計とする。

格納容器下部注水系（常設）のコリウムシールドは，格納容器内に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，格納容器内の環境条件を考慮し，第3.8-5表に示す設計とする。

(51-3-1～4)

第3.8-4表 想定する環境条件（常設低圧代替注水系ポンプ）

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	設置場所である常設低圧代替注水系格納槽内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。格納容器下部への注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮した設計とする。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で，機器が損傷しない設計とする。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
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は受けない。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

第3.8-5表 想定する環境条件（コリウムシールド）

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に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置する設備ではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。格納容器下部への注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮した設計とする。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で，機器が損傷しない設計とする。（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）
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は受けない。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

格納容器下部注水系（常設）の運転に必要なポンプ及び弁を第3.8-6表に示す。

格納容器下部注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を使用したペデスタル（ドライウェル部）への注水を行う系統は、中央制御室のスイッチで操作が可能とすることで、重大事故等時の操作が確実にできる設計とする。

格納容器下部注水系（常設）を運転する場合は、中央制御室からのスイッチ操作で、常設低圧代替注水系ポンプを起動し、代替淡水貯槽への循環運転状態とする。その後、中央制御室からのスイッチ操作で、常設低圧代替注水系系統分離弁、格納容器下部注水系ペデスタル注水弁、格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁、格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁及び格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁の開とし、ペデスタル（ドライウェル部）への注水を行う設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプの起動・停止及び運転状態並びに電動弁の開閉状態については、中央制御室の表示灯・操作画面等で視認可能な設計とし、中央制御室における監視又は試験・検査等にて確認可能な設計

とする。また、中央制御室のスイッチ操作に当たり、運転員等の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、スイッチには機器の名称等を表示した銘板の取付け又は画面表示等により、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。

(51-3-1～4, 51-4-1, 2)

第3.8-6表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
常設低圧代替注水系ポンプ（A）	起動・停止	スイッチ操作	中央制御室
常設低圧代替注水系ポンプ（B）	起動・停止	スイッチ操作	中央制御室
格納容器下部注水系ペDESTAL注水弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
常設低圧代替注水系系統分離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室

(3) 試験又は検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

格納容器下部注水系（常設）の試験又は検査を第3.8-7表に示す。

格納容器下部注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは、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。

格納容器下部注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは、原子炉停止中に分解検査として、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、分解検査として弁体等の部品の状態を確認可能な設計とする。分解検査においては、浸透探傷試験により、性能に影響を及ぼす指示模様の有無を確認可能な設計とする。また、目視により、性能に影響を及ぼす恐れのあるき裂、打こん、変形及び摩耗の有無を確認可能な設計とする。

また、格納容器下部注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは、吐出配管にテストラインを設け、原子炉運転中又は原子炉停止中に機能・性能検査として、代替淡水貯槽を水源とした循環運転を行うことで、ポンプの吐出圧力・流量の確認に加え、運転時の振動、異音、異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。弁については、原子炉運転中又は原

子炉停止中に弁動作確認を実施することで弁開閉動作の確認が可能な設計とする。ポンプ及び系統配管・弁については、機能・性能検査等に合わせて外観の確認が可能な設計とする。

格納容器下部注水系（常設）のコリウムシールドは、原子炉停止中に外観検査として、外観の確認が可能な設計とする。

第3.8-7表 格納容器下部注水系（常設）の試験又は検査

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
	外観検査	コリウムシールドの外観の確認

(51-5-1～3)

(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」に示す。

格納容器下部注水系（常設）は、本来の用途以外の用途には使用しない。

(51-3-1～4, 51-4-1, 2)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

格納容器下部注水系（常設）の他系統との隔離弁を第3.8-8表に示す。

格納容器下部注水系（常設）は，通常待機時は格納容器下部注水系ペデスタル注水弁，格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁を閉止しておくことで他の系統と隔離する系統構成としており，格納容器及び消火系に対して悪影響を及ぼさない設計とする。また，格納容器下部注水系（常設）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。

なお，格納容器下部注水系（常設）のコリウムシールドは，コリウムシールド下部の床ドレン系及び機器ドレン系の排水流路をスリット構造とすることで，漏えい検出機能に影響を及ぼさない設計とする。

(51-4-1, 2)

第3.8-8表 他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	動作
格納容器 消火系	格納容器下部注水系ペデスタル注水弁	電動駆動	通常時閉 電源喪失時閉
	格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁	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。

格納容器下部注水系（常設）の系統構成のために操作が必要な機器の設置場所，操作場所を第3.8-9表に示す。

常設低圧代替注水系ポンプ，格納容器下部注水系ペデスタル注水弁，格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁，格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁及び格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁は，原子炉建屋原子炉棟又は常設低圧代替注水系格納槽内に設置されるが，中央制御室からの遠隔操作を可能とすることで，操作場所の放射線量が高くなるおそれが少なくなるよう設計する。

(51-3-1～4，51-4-1，2)

第3.8-9表 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
常設低圧代替注水系ポンプ（A）	常設低圧代替注水系格納槽内	中央制御室
常設低圧代替注水系ポンプ（B）	常設低圧代替注水系格納槽内	中央制御室
格納容器下部注水系ペDESTAL注 水弁	原子炉建屋原子炉棟4階	中央制御室
格納容器下部注水系ペDESTAL注 入ライン隔離弁	原子炉建屋原子炉棟3階	中央制御室
格納容器下部注水系ペDESTAL注 入ライン流量調整弁	原子炉建屋原子炉棟3階	中央制御室
格納容器下部注水系ペDESTAL注 水流量調整弁	原子炉建屋原子炉棟4階	中央制御室
常設低圧代替注水系系統分離弁	常設低圧代替注水系格納槽内	中央制御室

3.8.2.1.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

格納容器下部注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、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に格納容器下部のペDESTAL（ドライウェル部）への注水に必要な注水量を有する設計とする。

必要な注水量としては、格納容器破損防止の重要事故シーケンスのうち、熔融炉心・コンクリート相互作用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ペDESTAL（ドライウェル部）への注水流量が $80\text{m}^3/\text{h}$ であることから、1個で約 $200\text{m}^3/\text{h}$ を送水可能な常設低圧代替注水系ポンプを2個使用する設計とする。

格納容器下部注水系（常設）は、代替格納容器スプレイ系と同時に使用する場合を考慮して、各々の必要流量を確保できる設計とする。原子炉圧力容器の破損前の必要流量は、格納容器下部注水系に必要な流量 $80\text{m}^3/\text{h}$ と代替格納容器スプレイ冷却系に必要な流量 $130\text{m}^3/\text{h}$ の合計 $210\text{m}^3/\text{h}$ であり、原子炉圧力容器の破損後の必要流量は、格納容器下部注水系に崩壊熱相当の注水量 $50\text{m}^3/\text{h}$ 、代替格納容器スプレイ冷却系に必要な流量 $130\text{m}^3/\text{h}$ の合計 $180\text{m}^3/\text{h}$ が必要となる。

揚程は、有効性が確認されているペDESTAL（ドライウェル部）への注水量で注水を実施する場合の系統圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（格納容器）の圧力差，静水頭，機器圧損，配管及び弁類の圧損）を考慮して，約200mを確保可能な設計とする。

なお，代替淡水貯槽の容量の説明は，「3.13重大事故等の収束に必要な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。

格納容器下部注水系（常設）のコリウムシールドは，原子炉圧力容器下部から落下する溶融炉心を全量保有でき，かつ，溶融炉心・コンクリート相互作用の影響を抑制できる厚さ及び高さを有する設計とする。

(51-6-1～4)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないことから，格納容器下部注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプ及びコリウムシールドは共用しない。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

格納容器下部注水系（常設）は，常設重大事故緩和設備であり，可搬型重大事故緩和設備の格納容器下部注水系（可搬型）に対し多様性，独

立性及び位置的分散を確保する設計としている。なお、詳細については、
3.8.2.1.3項に示す。

3.8.2.2 格納容器下部注水系（可搬型）

3.8.2.2.1 設備概要

格納容器下部注水系（可搬型）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、溶融し、原子炉格納容器下部のペデスタル（ドライウェル部）床面に落下した炉心を冷却することを目的として設置するものである。

本系統は、可搬型代替注水大型ポンプ、水源である代替淡水貯槽、流路であるホース、低圧代替注水系配管・弁並びに格納容器下部注水系配管・弁、燃料補給設備である可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ及び注入先である格納容器等から構成される。

重大事故等時においては、代替淡水貯槽を水源として、可搬型代替注水大型ポンプで送水することによりペデスタル（ドライウェル部）へ注水する機能を有する。

なお、炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し、溶融炉心が原子炉圧力容器からペデスタル（ドライウェル部）へと落下する場合に、溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）に設置された格納容器機器ドレンサンプ及び格納容器床ドレンサンプ（以下「格納容器ドレンサンプ」という。）に流入し局所的にコンクリートが侵食されることを防止するため、格納容器ドレンサンプの形状を変更し、ペデスタル（ドライウェル部）床面を平坦化するとともに、溶融炉心によるコンクリート侵食影響及びペデスタル（ドライウェル部）構造への熱影響を抑制するため、ペデスタル（ドライウェル部）の床面及び壁面にコリウムシールドを設置する。コリウムシールドの耐熱材には、高い融点（約2,700℃）を有するジルコニアを用い、また、コリウムシールドの形状については、全溶融炉心がペデスタル（ドライウェル部）に落下したとしても、コリウムシールドが破損することがない設計とする。

なお、コリウムシールドについては、3.8.2.1.4項及び3.8.2.1.4.2項に詳細を示す。

格納容器下部注水系（可搬型）の概要図を第3.8-2図及び第3.8-3図に、格納容器下部注水系（可搬型）に属する重大事故等対処設備を第3.8-10表に示す。

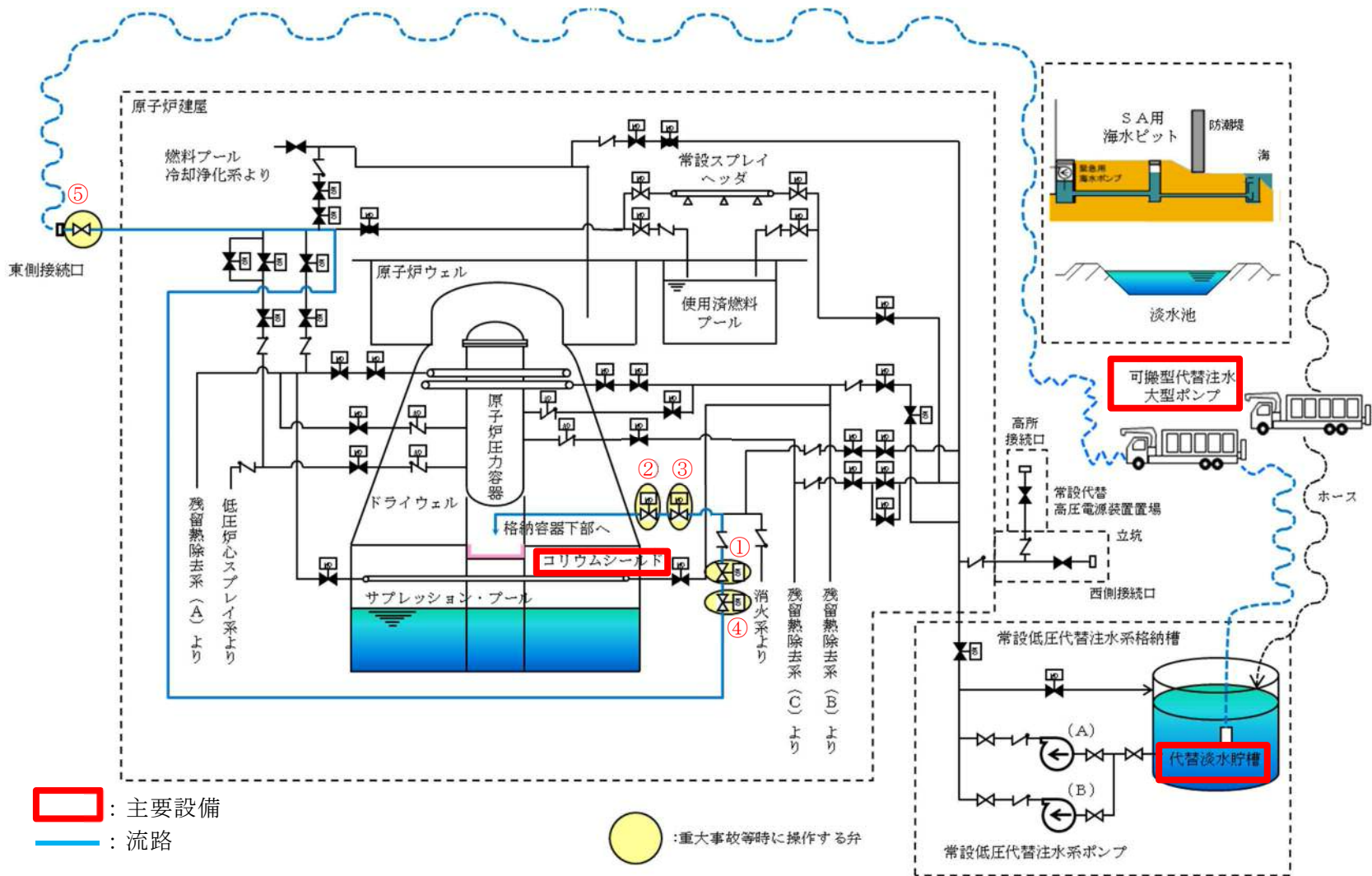
本系統は、可搬型代替注水大型ポンプ1個により、代替淡水槽の水をホース、低圧代替注水系配管及び格納容器下部注水系配管を介して格納容器下部のペデスタル（ドライウェル部）へ注水する。

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し、付属するスイッチにより起動できる設計とする。燃料は可搬型設備用軽油タンクよりタンクローリを用いて給油できる設計とする。

また、防潮堤内側の取水箇所（SA用海水ピット、高所淡水池及び北側淡水池）より取水可能な設計とする。なお、水源については、「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備」で示す。

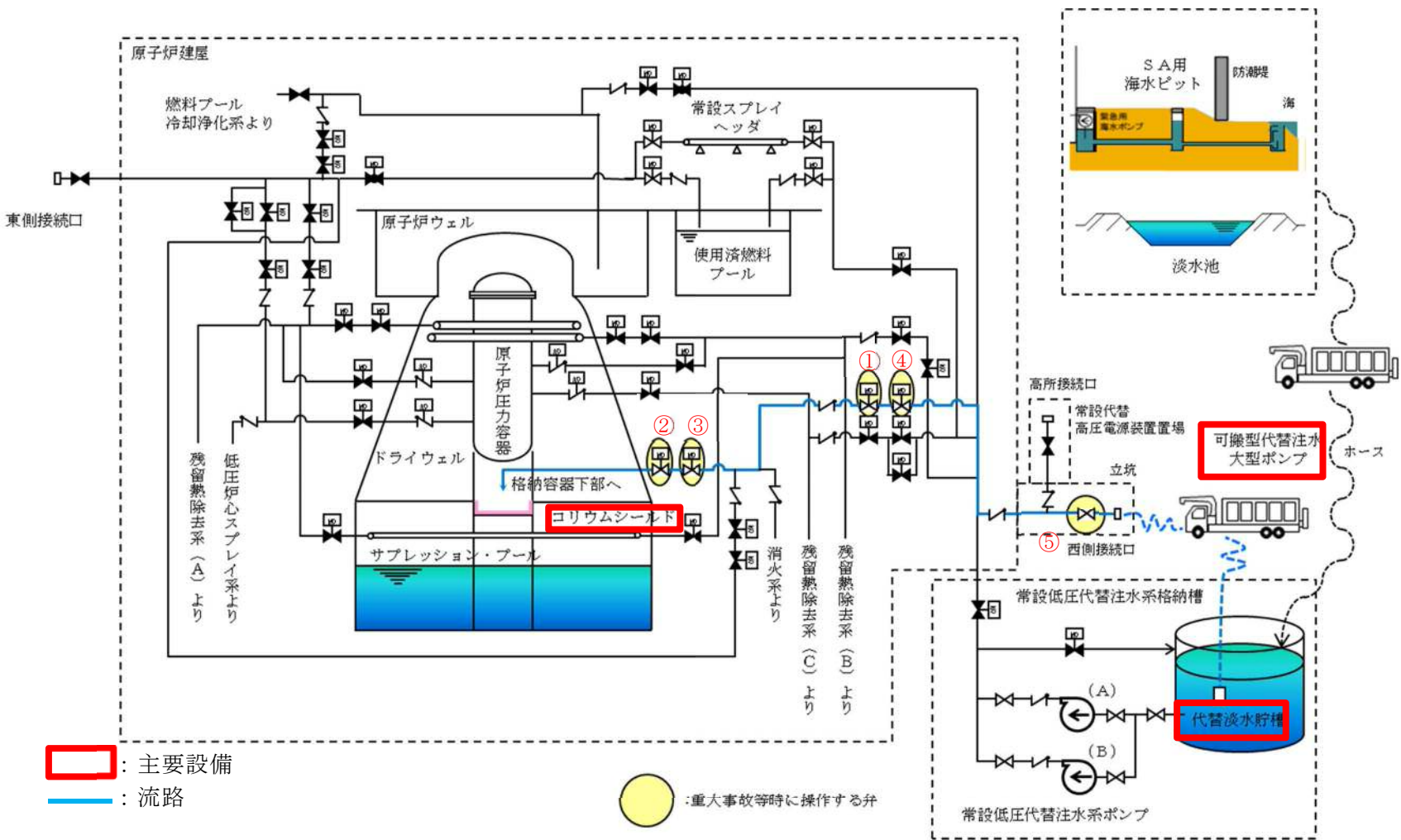
可搬型代替注水大型ポンプを使用する際に接続する接続口は、共通の要因によって接続することができなくなることを防止するため、原子炉建屋の異なる面（原子炉建屋東側及び西側）の隣接しない位置に設置することで位置的分散を図る設計とする。

第3.8-2図 格納容器下部注水系（可搬型）
（東側接続口使用時）
系統概要図



弁名称	弁名称
① 格納容器下部注水系ペデスタル注水弁	④ 格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁
② 格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁	⑤ 東側接続口の弁
③ 格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整	—
	—

第3.8-3図 格納容器下部注水系（可搬型）（西側接続口使用時）



弁名称	弁名称
① 格納容器下部注水系ペデスタル注水弁	④ 格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁
② 格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁	⑤ 西側接続口の弁
③ 格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整	—
	—

第 3.8-10 表 格納容器下部注水系（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】 コリウムシールド【常設】 代替淡水貯槽【常設】* ¹
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	低圧代替注水系配管・弁【常設】 格納容器下部注水系配管・弁【常設】 ホース【可搬】
	注水先	格納容器【常設】
	電源設備* ² (燃料補給設備含む)	可搬型設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
	計装設備* ³	ドライウェル雰囲気温度【常設】 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 サブプレッション・プール水温度【常設】 格納容器下部水位【常設】 低圧代替注水系格納容器下部注水流量【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なとなる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

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

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

3.8.2.2.2 主要設備の仕様

(1) 可搬型代替注水大型ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

種 類	: うず巻形
容 量	: 約1,320m ³ ／h／個
全 揚 程	: 約140m
最高使用圧力	: 1.4MPa[gage]
最高使用温度	: 60℃
原 動 機 出 力	: 約847kW／個
個 数	: 4（予備2 ^{*1} ）
設 置 場 所	: 屋外
保 管 場 所	: 西側，南側保管場所及び予備機置場

* 1 「可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）」と
兼用

(2) コリウムシールド

材	質	: ジルコニア (ZrO_2)
高	さ	:
厚	さ	:
個	数	: 1
取	付	箇 所 : ペデスタル (ドライウエル部)

(3) 代替淡水貯槽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

基	数	: 1
容	量	: 約5,000m ³
種	類	: ライニング槽
取	付	箇 所 : 常設低圧代替注水系格納槽内

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

3.8.2.2.3 多重性又は多様性及び独立性，位置的分散

格納容器下部注水系は，常設及び可搬型を設置することにより，それぞれに対し多様性，独立性及び位置的分散を図る設計としている。

なお，多重性又は多様性及び独立性，位置的分散については，3.8.2.1.3項に詳細を示す。

3.8.2.2.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.8.2.2.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプに想定する環境条件を第3.8-11表に示す。

格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは，西側及び南側保管場所に保管し，重大事故等時に，水源である代替淡水貯槽付近の屋外に設置される設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，屋外の環境条件を考慮した設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの操作は，可搬型代替注水大型ポンプに付属するスイッチにより，設置場所にて操作可能な設計とする。

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

また，降水及び凍結により機能を損なうことのないよう，防水対策がとられた可搬型代替注水大型ポンプを使用し，凍結のおそれがある場合は暖気運転を行い凍結対策とする。

第 3.8-11 表 想定する環境条件

環境条件	対応
温度，圧力，湿度，放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水及び凍結対策を考慮した設計とする。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用する（常時海水を通水しない）。ペデスタル（ドライウェル部）への注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮した設計とする。
地震	保管場所で想定される適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，輪留め等により固定する。
風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	保管場所で想定される風（台風）及び竜巻の風荷重，積雪，火山の影響による荷重を考慮し，機器が損傷しない設計とする。 また，設置場所で想定される風（台風），積雪による荷重を考慮した設計とする。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

格納容器下部注水系（可搬型）の操作に必要なポンプ、弁及びホースを第3.8-12表に示す。

格納容器下部注水系（可搬型）を運転する場合は、可搬型代替注水大型ポンプを水源である代替淡水貯槽近傍に配置するとともにホース接続を実施し、系統構成として、中央制御室からのスイッチ操作で、格納容器下部注水系ペデスタル注水弁、格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン隔離弁、格納容器下部注水系ペデスタル注入ライン流量調整弁及び格納容器下部注水系ペデスタル注水流量調整弁の開操作を実施した後、原子炉建屋東側又は西側接続口の弁を開とし、可搬型代替注水大型ポンプ付属のスイッチによりポンプを起動することで、ペデスタル（ドライウェル部）への注水を行う。

中央制御室のスイッチを操作するにあたり、運転員等の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、スイッチには機器の名称等を表示した銘板の取付け又は画面表示等により、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。

原子炉建屋東側及び西側接続口の弁については、接続口近傍の屋外から手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプ付属のスイッチは、重大事故等対応要員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、スイッチは、機器の名称等を表示した銘板の取付け等により識別可能とし、重大事故等対応要員の操作・監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプは、設置場所にて車両の転倒防止装置及び輪留め等による固定が可能な設計とする。

ホースの接続作業に当たっては、特殊な工具は必要とせず、簡便な接続金物及び一般的な工具により、確実に接続が可能な設計とする。

(51-4-1, 2, 51-7-1, 2)

第3.8-12表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
可搬型代替注水大型ポンプ	起動・停止	スイッチ操作	屋外設置場所
接続口の弁（原子炉建屋東側又は西側）	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口近傍
格納容器下部注水系ペDESTアル注水弁，	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
格納容器下部注水系ペDESTアル注入ライン隔離弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
格納容器下部注水系ペDESTアル注入ライン流量調整弁	弁閉→弁開	スイッチ操作	中央制御室
格納容器下部注水系ペDESTアル注水入流量調整弁	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) 試験又は検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

格納容器下部注水系（可搬型）の試験又は検査を第3.8-13表に示す。

格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは原子炉運転中又は停止中に機能・性能検査，弁動作確認，車両検査が可能な設計とする。

機能・性能検査及び弁動作確認と分解検査，外観検査が可能な設計とする。

機能・性能確認として，淡水池を水源とし，可搬型代替注水大型ポンプ，仮設圧力計・流量計，ホースの系統構成で循環運転を実施することにより，ポンプの吐出圧力・流量の確認に加え，運転時の振動，異音，異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。ポンプについては，機能・性能検査等に合わせて外観の確認が可能な設計とする。ホースについては，機能・性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂，ジョイント部の腐食等が無いことを確認可能な設計とする。

弁については，原子炉運転中又は停止中に弁動作確認を実施することで，弁の開閉動作を確認可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは，車両として，異常なく走行できることを確認可能な設計とする。

第3.8-13表 格納容器下部注水系（可搬型）の試験又は検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁・ホースの漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	車両検査	車両の走行確認

(51-5-3)

(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」に示す。

格納容器下部注水系（可搬型）は、通常待機は、接続先の系統と分離した状態で西側及び南側保管場所に保管し、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは，通常待機時は接続先の系統と分離された状態で保管することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプによる注水は，弁操作によって，通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは，保管場所において転倒しない設計とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。設置場所においては，車両転倒防止装置又は輪止めにより固定することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，可搬型代替注水大型ポンプは，固縛等を実施することで，飛散物となって他の設備に悪影響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。

格納容器下部注水系（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3.8-14表に示す。

屋外で操作する可搬型代替注水大型ポンプ，原子炉建屋東側及び西側の接続口の弁，ホースは屋外に設置する設計とするが，作業は放射線量が高くなるおそれが少ないタイミングで実施可能であることから操作が可能である。また，作業に当たっては，放射線量を確認し，適切な放射線防護対策で作業安全確保を確認した上で作業を実施する。仮に線量が高い場合は，線源からの離隔距離を確保するとともに，状況に応じ仮設遮蔽の設置等を実施した上で，線量を測定し線量が低い場所で作業を行うことにより，これらの設備の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。

第3.8-14表 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
可搬型代替注水大型ポンプ	屋外設置場所	屋外設置場所
接続口の弁（原子炉建屋東側又は西側）	屋外接続口近傍	屋外接続口近傍
格納容器下部注水系ペDESTAL注水弁	原子炉建屋原子炉棟3階	中央制御室
格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン隔離弁	原子炉建屋原子炉棟4階	中央制御室
格納容器下部注水系ペDESTAL注入ライン流量調整弁	原子炉建屋原子炉棟4階	中央制御室
格納容器下部注水系ペDESTAL注水流量調整弁	原子炉建屋原子炉棟3階	中央制御室
ホース	屋外	屋外

3.8.2.2.4.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.2 容量等」に示す。

格納容器下部注水系（可搬型）として使用する可搬型代替注水大型ポンプは，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に格納容器下部のペデスタル（ドライウェル部）への注水に必要な注水量を有する設計とする。

必要な注水量としては，格納容器の破損防止の重要事故シーケンスのうち，熔融炉心・コンクリート相互作用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ペデスタル（ドライウェル部）への注水流量が $80\text{m}^3/\text{h}$ であることから，1個当たり約 $1,320\text{ m}^3/\text{h}$ を送水可能な可搬型代替注水大型ポンプを1個使用する設計とする。

全揚程は，有効性が確認されているペデスタル（ドライウェル部）への注水量で注水を実施する場合の系統圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（格納容器）の圧力差，静水頭，機器圧損，配管・ホース及び弁類の圧損）を考慮して，約140mを確保可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは，重大事故等時において，ペデスタル（ドライウェル部）への注水に必要な流量を確保できる容量を有するものを1個使用する。重大事故等時において，水源への水の移送設備と同

時に使用するため、1セット2個使用する。保有数は2セットで4個と、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2個の合計6個を保管する。但し、予備については、可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）と兼用する。

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

(51-6-5～8)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプ側のホースと接続口については、フランジ接続にすることで、一般的に使用される工具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。また、原子炉建屋東側接続口及び西側接続口の口径を統一し、確実に接続できる設計と

する。

(51-7-1, 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つては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプの接続箇所である接続口は、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箇所及び原子炉建屋西側に1箇所の合計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。

(51-7-1)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

屋外で操作する可搬型代替注水大型ポンプ、原子炉建屋東側接続口及び西側接続口の弁、ホースは屋外に設置する設計とするが、作業は放射線量が高くなるおそれが少ないタイミングで実施可能であることから操作が可能である。また、作業に当たっては、放射線量を確認し、適切な放射線防護対策で作業安全確保を確認した上で作業を実施する。仮に線量が高い場合は、線源からの離隔距離を確保するとともに、状況に応じ仮設遮蔽の設置等を実施した上で、線量を測定し線量が低い場所で作業を行うことにより、可搬型代替注水大型ポンプの設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。

接続口及びホースの現場での接続作業に当たっては、簡便なフランジ接続により、一般的な工具等を用い確実に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。

(51-7-1, 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。

格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置，その他の条件を考慮し，格納容器下部注水系（可搬型）の常設低圧代替注水系ポンプと位置的分散を図り，発電所敷地内の西側及び南側保管場所に保管する設計とする。

(51-8-1)

(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。

格納容器下部注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、通常待機時は西側及び南側保管場所に保管するため、想定される重大事故等が発生した場合における、保管場所から設置場所までの運搬経路について、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。

なお、アクセスルートの詳細については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての「1.0 重大事故等対策における共通事項」添付資料1.0.2「東海第二発電所 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」で示す。

(51-9-1～4)

(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、使用済燃料貯蔵プール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。

格納容器下部注水系（可搬型）は、可搬型重大事故緩和設備であり、常設重大事故緩和設備の格納容器下部注水系（常設）に対し多様性，独立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、3.8.2.1.3項に記載のとおりである。

3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備【52 条】

基準適合への対応状況

9. 原子炉格納施設

9.9 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

9.9.1 概 要

炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による格納容器の破損を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

水素爆発による格納容器の破損を防止するための設備の系統概要図を第9.9-1, 2 図に示す。

9.9.2 設計方針

(1) 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出

水素爆発による格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気へ放出するための設備として、以下の重大事故等対処設備（格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の水素及び酸素の排出）を設ける。

格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、フィルタ装置により排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により発生する格納容器内の水素及び酸素を大気に放出できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、排出経路での水素爆発を防止するため、系統待機中に系統内を窒素置換しておくことで、ベント実施時に排出ガスに含まれる水素ガスと酸素ガスによって、系統内が可燃領域に達することを防止する設計とする。また、ベント停止後にフィルタ装置内に蓄

積した放射性物質による水の放射線分解で発生する水素ガス及び酸素ガスによって、系統内が可燃領域に達することを防止するため、外部より不活性ガスを供給することにより系統内をパージすることが可能な設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、排気経路にフィルタ装置及びよう素フィルタを設置することにより、排出ガスに含まれる放射性物質を低減することが可能な設計とする。また、フィルタ装置出口側配管にフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）を設置することにより、放出された放射性物質濃度を測定できる設計とする。さらに、排出経路配管の頂部となる箇所にフィルタ装置入口水素濃度を設置することにより、系統内の水素濃度を測定できる設計とする。

フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）は、常設代替直流電源設備である緊急用 125V 蓄電池又は可搬型代替直流電源設備である可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器より給電できる設計とする。また、フィルタ装置入口水素濃度は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車により給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・フィルタ装置
- ・よう素フィルタ
- ・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・フィルタ装置入口水素濃度
- ・常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替低圧電源車（10.2 代替電源設備）

本系統のうちフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

及びフィルタ装置入口水素濃度の詳細については、「6.4 計装設備（重大事故等対処設備）」に記載し、その他系統の詳細については、「9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に示す。

(2) 格納容器内水素濃度の監視及び酸素濃度監視

水素爆発による格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷時に格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度及び酸素濃度を監視するため、原子炉建屋原子炉棟内に格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）を設置する。格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車からの給電により中央制御室において格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 格納容器内水素濃度（S A）
- ・ 格納容器内酸素濃度（S A）
- ・ 常設代替高圧電源装置（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替低圧電源車（10.2 代替電源設備）

常設代替高圧電源装置及び可搬型代替低圧電源車については、「10.2 代替電源設備」に示す。

9.9.2.1 多様性，位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

格納容器圧力逃がし装置については、「9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に示す。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は、非常用電源設備である非常用ディーゼル発電機に対して多様性を持った常設代替高圧電源装置又は可搬型代替低圧電源車から給電出来る設計とする。また、格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は、設計基準事故対処設備の格納容器雰囲気モニタと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

電源設備の多様性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」にて示す。

9.9.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

格納容器圧力逃がし装置については、「9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に示す。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は、他の設備と遮断器又はヒューズによる電气的分離を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

9.9.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

格納容器圧力逃がし装置については、「9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に示す。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は、重大事故等発生時において、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲を監視できる計測範囲を有する設計とする。

9.9.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

格納容器圧力逃がし装置については、「9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に示す。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等発生時における環境条件を考慮した設計とする。

9.9.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

格納容器圧力逃がし装置については、「9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に示す。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は、想定される重大事故等発生時において、中央制御室の制御盤にて監視及びサンプリング装置の操作が可能な設計とする。

9.9.3 主要設備及び仕様

水素爆発による格納容器の破損を防止するための設備の主要設備及び仕様を第9.9-1表に示す。

9.9.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

格納容器圧力逃がし装置については、「9.7 原子炉格納容器の過圧破損を

防止するための設備」に示す。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は，発電用原子炉の停止中に機能・性能確認として，基準ガスによる校正及び模擬入力による校正が可能な設計とする。

第 9.9-1 表 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
主要仕様

(1) 格納容器圧力逃がし装置

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

主要仕様については、「9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に示す。

(2) 水素濃度及び酸素濃度監視設備

a. 格納容器内水素濃度 (S A)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 計装設備 (重大事故等対処設備)
- ・ 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

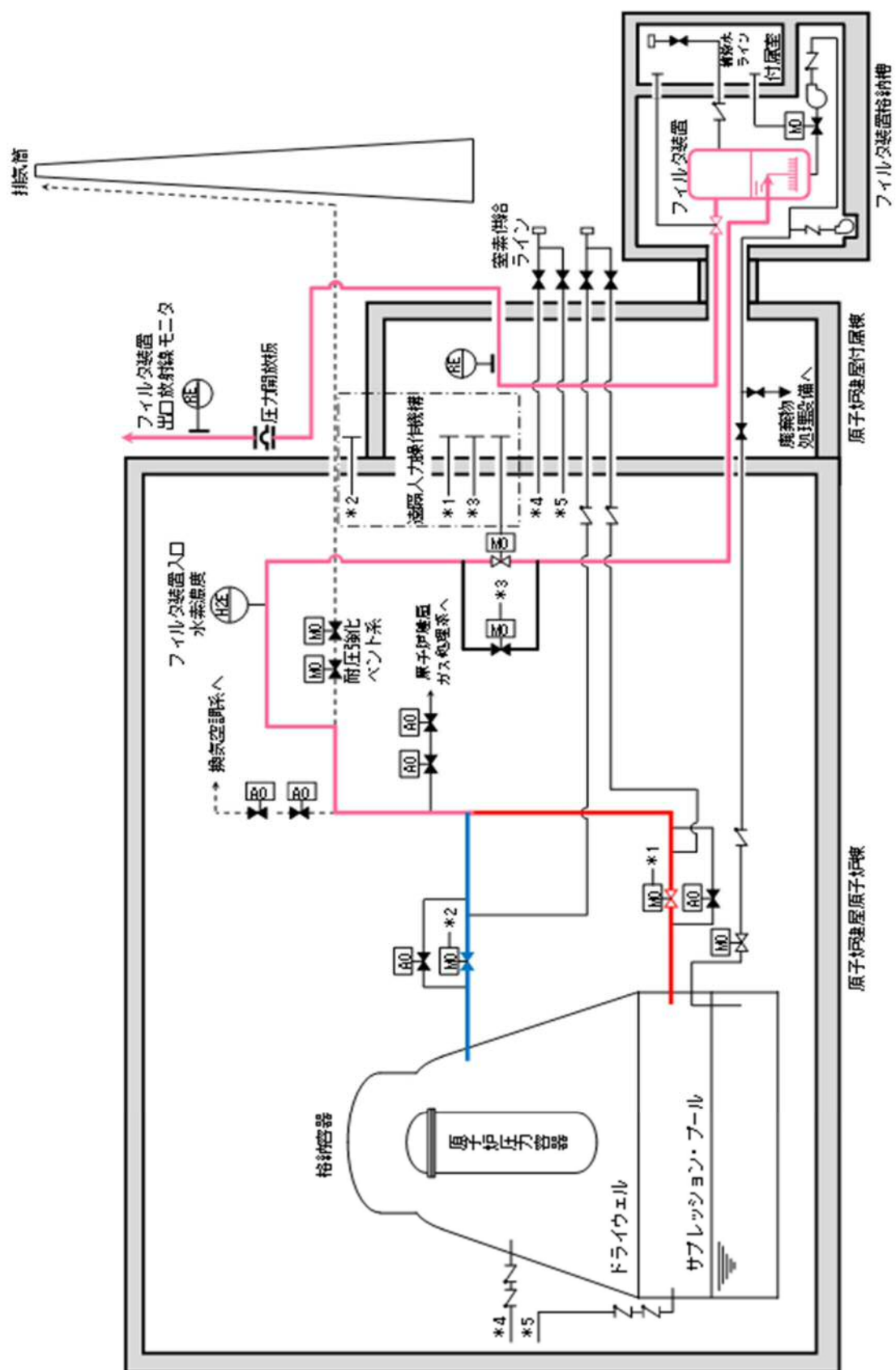
個 数	1
計 測 範 囲	0～100vol%

b. 格納容器内酸素濃度 (S A)

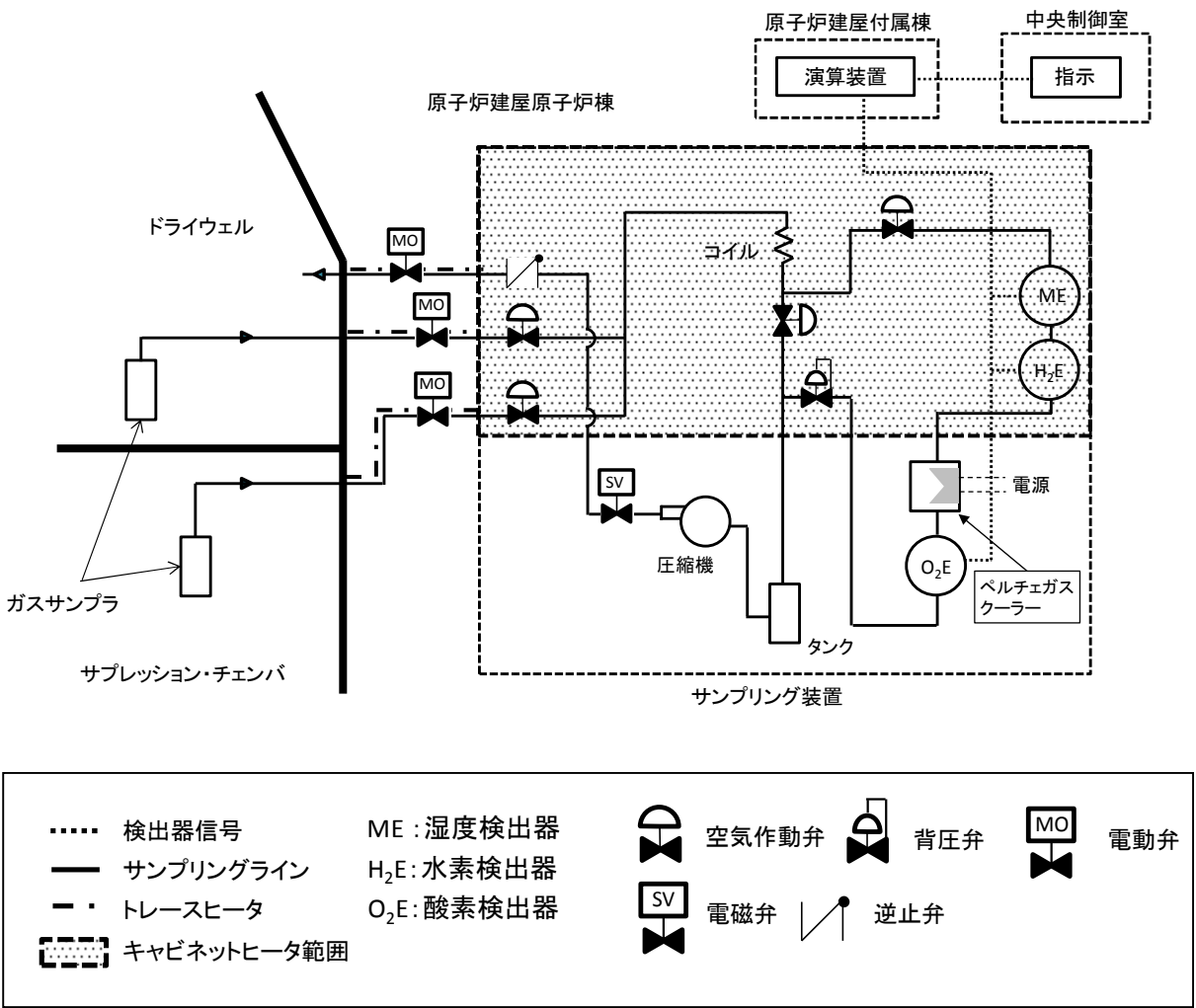
兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 計装設備 (重大事故等対処設備)
- ・ 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数	1
計 測 範 囲	0～25vol%



第 9.9-1 図 格納容器圧力逃がし装置系統概要図



第 9.9-2 図 水素濃度及び酸素濃度監視設備系統概要図

3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備【52条】

< 添付資料 目次 >

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

3.9.1 設置許可基準規則第52条への適合方針

- (1) 格納容器内の不活性化（設置許可基準規則解釈の第1項 a））
- (2) 可搬型窒素供給装置による格納容器内の酸素濃度抑制（設置許可基準規則解釈の第1項 a））
- (3) 格納容器圧力逃がし装置の設置（設置許可基準規則解釈第1項 c）, e））
- (4) 水素濃度及び酸素濃度監視設備の設置（設置許可基準規則解釈の第1項 d））
- (5) 可燃性ガス濃度制御設備の設置
- (6) 格納容器雰囲気モニタ

3.9.2 重大事故等対処設備

3.9.2.1 可搬型窒素供給装置

3.9.2.1.1 設備概要

3.9.2.1.2 主要設備の仕様

3.9.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.9.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

- (1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）
- (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）
- (3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）
- (4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

3.9.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）

(5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項五）

(6) アクセスルートの確保（許可基準規則第43条第3項六）

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第43条第3項七）

3.9.2.2 格納容器圧力逃がし装置

3.9.2.2.1 設備概要

3.9.2.3 水素濃度及び酸素濃度監視設備

3.9.2.3.1 設備概要

3.9.2.3.2 主要設備の仕様

(1) 格納容器内水素濃度（SA）

(2) 格納容器内酸素濃度（SA）

3.9.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.9.2.3.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

3.9.2.3.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備【52 条】

【設置許可基準規則】

(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)

第五十二条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止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 52 条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止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。

<BWR>

- a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。

<PWR のうち必要な原子炉>

- b) 水素濃度制御設備を設置すること。

<BWR 及び PWR 共通>

- c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。
- d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。
- e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

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

3.9.1 設置許可基準規則第 52 条への適合方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による格納容器の破損を防止するために必要な設備を設ける。

(1) 格納容器内の不活性化（設置許可基準規則解釈の第 1 項 a））

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内におけるジルコニウム-水反応により発生する水素により、格納容器内で水素爆発が発生することを防止するため、原子炉運転中は格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化する。なお、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使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

(2) 可搬型窒素供給装置による格納容器内の酸素濃度抑制（設置許可基準規則解釈の第 1 項 a））

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内におけるジルコニウム-水反応により発生する水素により、格納容器内で水素爆発が発生するおそれがある。これらの反応によって格納容器内水素濃度は、可燃限界濃度を回るが、可搬型窒素供給装置により格納容器に窒素を供給することで酸素濃度を可燃限界未満することで、水素及び酸素が同時に可燃限界に到達することを防止する。

(3) 格納容器圧力逃がし装置の設置（設置許可基準規則解釈第 1 項 c）、e））

炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器内における水素爆発

による破損を防止するための設備として、格納容器圧力逃がし装置を設置する。運用にあたっては、炉心損傷後に格納容器圧力が限界圧力を下回る最高使用圧力の2倍(2Pd)に到達する前に格納容器の過圧破損防止を目的とし、また、代替循環冷却を行った際に格納容器内で発生する水素及び酸素による格納容器内の水素爆発を防止するために水素及び酸素を排出することを目的とする。なお、上記設備の設置においては以下の条件を満たす設計とする。

- i) 排出経路での水素爆発を防止するため、系統待機中に系統内を窒素置換しておくことで、ベント実施時に排出ガスに含まれる水素と酸素により系統内が可燃領域となることを防止する設計とする。また、ベント停止後にフィルタ装置内に蓄積した放射性物質による水の放射線分解で発生する水素及び酸素によって、系統内が可燃領域に達することを防止するため、外部より不活性ガスを供給することにより系統内をパージすることが可能な設計とする。

また、排出経路にフィルタ装置を設置することにより、排出ガスに含まれる放射性物質を低減することが可能な設計とする。

また、フィルタ装置出口側配管にフィルタ装置出口放射線モニタ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。

さらに、系統内の窒素パージ停止後においては、水素が系統内に滞留しないことを確認するため、入口配管の頂部となる箇所にフィルタ装置入口水素濃度を設置し、系統内の水素濃度を測定可能な設計とする。なお、フィルタ装置の出口配管は大気放出端まで連続上り勾配とし、系統内に水素が滞留することがない設計とする。（設置

許可基準規則解釈の第 1 項 c))

- ii) 格納容器圧力逃がし装置の電源については、重大事故等対処設備である代替電源設備より受電可能な設計とする。（設置許可基準規則解釈の第 1 項 e))

格納容器圧力逃がし装置については、「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) 水素濃度及び酸素濃度監視設備の設置（設置許可基準規則解釈の第 1 項 d))

炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度及び酸素濃度を監視するため、原子炉建屋原子炉棟内に格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）を設置する。格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室において格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な設計とする。

なお、水素爆発による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) 可燃性ガス濃度制御設備の設置

可燃性ガス濃度制御設備は、炉心の著しい損傷が発生した場合において

格納容器内で発生する水素及び酸素を再結合することにより水素濃度の抑制を行い、水素爆発による破損を防止する。

なお、炉心損傷による大量の水素が発生するような状況下では、可燃性ガス濃度制御系の処理能力を超える水素が発生し、また格納容器内の圧力の上昇に伴い可燃性ガス濃度制御系の使用に制限がかかるため、炉心の著しい損傷が発生した場合において可燃性ガス濃度制御設備を使用して格納容器内の水素濃度を制御する運用については自主的な運用とする。

(6) 格納容器雰囲気モニタ

格納容器雰囲気モニタは、炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲で監視することを目的とし、格納容器内の雰囲気ガスをサンプリングすることで、原子炉建屋原子炉棟内に設置した水素検出器及び酸素検出器にて格納容器内の水素及び酸素濃度を測定する。

なお、格納容器雰囲気モニタについては、設計基準事故対処設備として設置するものであり、重大事故時における格納容器内の圧力では使用できない場合があることから、炉心の著しい損傷が発生した際に格納容器雰囲気モニタを使用して格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定する運用については自主的な運用とする。

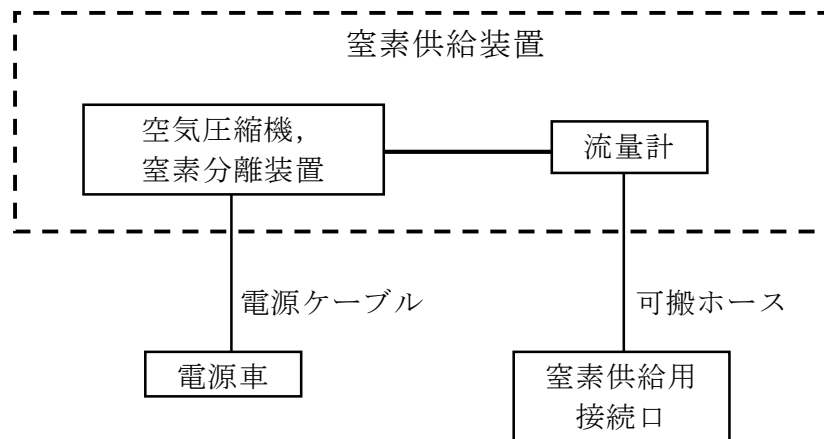
3.9.2 重大事故等対処設備

3.9.2.1 可搬型窒素供給装置

3.9.2.1.1 設備概要

窒素供給設備は、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器内における水素爆発による格納容器破損を防止するために重大事故緩和設備として設けるものであり、窒素供給装置、接続口等で構成する。

本系統に本系統に関する系統概要図を第 3.9-1 図に示す。



第 3.9-1 図 窒素供給装置系統概要図

3.9.2.1.2 主要設備の仕様

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

種 類	: 圧力変動吸着式
容 量	: 約200m ³ [N] /h
窒 素 純 度	: 約99.0vol%
最高使用温度	: 60℃
供 給 圧 力	: 約0.5MPa [gage]
個 数	: 1(予備1)

3.9.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.9.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

可搬型窒素供給装置の窒素供給装置で想定する環境条件を第3.4-12表に示す。

窒素供給装置は、西側及び南側保管場所に保管し、重大事故等時に、

原子炉建屋付近の屋外に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における屋外の環境条件を考慮する設計とする。

窒素供給装置の操作は、窒素供給装置に付属する操作スイッチにより、設置場所にて操作可能な設計とする。

地震、風（台風）、竜巻による風荷重については、当該荷重を考慮しても機器が損傷しない設計とする。積雪・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、防水対策がとられた窒素供給装置を使用し、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。

第 3.9-1 表 想定する環境条件

環境条件	対応
温度、圧力、湿度、放射線	屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水及び凍結対策を考慮した設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	保管場所で想定される適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し、輪留め等により固定する。

風（台風），竜巻，積雪，火山の影響	保管場所で想定される風（台風）及び竜巻の風荷重，積雪，火山の影響による荷重を考慮し，機器が損傷しない設計とする。また，設置場所で想定される風（台風），積雪による荷重を考慮した設計とする。
電磁的障害	機械装置のため，電磁波の影響を受けない。

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

可搬型窒素供給装置の操作に必要な窒素供給装置，窒素供給装置用電源車，弁及びホースを第3.9-2表に示す。

窒素供給装置を運転する場合は，窒素供給装置用電源車と共に原子炉建屋近傍に配置し，接続口にホースを接続し，接続口の弁を開とし，窒素供給装置付属の操作スイッチにより起動することで窒素供給を行う。

原子炉建屋東側の接続口の弁については，接続口近傍の屋外から手動操作で弁を開閉することが可能な設計とする。

窒素供給装置付属の操作スイッチは，重大事故等対応要員の操作性を考慮して十分な操作空間を確保する設計とする。また，操作スイッチは，機器の名称等を表示した銘板の取付け等により識別可能とし，重大事故等対応要員の操作・監視性を考慮して確実に操作できる設計とする。また，窒素供給装置は，設置場所にて車両の転倒防止装置及び輪留め等による固定が可能な設計とする。

ホースの接続作業にあたっては，特殊な工具は必要とせず，簡便な接続金物及び一般的な工具により，確実に接続が可能な設計とする。

第 3.9-2 表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
窒素供給装置	起動停止	スイッチ操作	屋外設置場所
窒素供給装置用 電源車	起動停止	スイッチ操作	屋外設置場所
接続口の弁 (原子炉建屋東側)	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口近傍
ホース	ホース接続	人力接続	屋外

(3) 試験・検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び検査性について」に示す。

窒素供給装置の試験・検査を第3.9-3表に示す。

可搬型窒素供給装置の窒素供給装置は、原子炉運転中又は停止中に、機能・性能検査、弁動作確認、車両検査が可能な設計とする。

機能・性能確認として、窒素供給装置用電源車と窒素供給装置を接続し、試運転を実施することにより、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、外観の確認が可能な設計とする。ホースについては、機能・性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂、ジョイント部の腐食等が無いことを確認可能な設計とする。

弁については、分解検査として弁体等の部品の状態を確認可能な設計とする。分解検査においては、浸透探傷試験により、性能に影響を及ぼす指示模様の有無を確認可能な設計とし、目視により、性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂、打こん、変形及び摩耗の有無を確認可能な設計とする。また、原子炉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。

窒素供給装置及び窒素供給装置用電源車は、車両として異常なく走行できることを確認可能な設計とする。

第3. 9-3表 可搬型窒素供給装置の試験・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	窒素供給装置の運転状態確認
停止中	弁分解点検 弁動作確認	浸透探傷試験及び目視試験 弁開閉動作の確認
停止中	車両検査	車両の走行確認

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

(i) 要求事項

本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」示す。

可搬型窒素供給装置の窒素供給装置は、通常待機時は接続先の系統と分離された状態で西側及び南側保管場所に保管し、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

可搬型窒素供給装置の窒素供給装置は、通常待機時は接続先の系統と分離された状態で保管することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

窒素供給装置による窒素供給は、弁操作によって通常時の系統構成から重大事故等対象設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

窒素供給装置は、保管場所において転倒しない設計とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。設置場所においては、車両転倒防止装置又は輪止めにより固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、窒素供給装置は、固縛等を実施することで、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

窒素供給装置の系統構成に操作が必要な機器の設置場所及び操作場所を第3.9-4表に示す。このうち、屋外で操作する窒素供給装置、窒素供給装置用電源車、原子炉建屋東側接続口の弁及びホースは屋外に設置する設計とするが、作業は放射線量が高くなるおそれが少ないタイミングで実施可能であることから操作が可能である。また、作業に当たっては、放射線量を確認し、適切な放射線防護対策で作業安全確保を確認した上

で作業を実施する。仮に線量が高い場合は、線源からの離隔距離を確保するとともに、状況に応じ仮設遮蔽の設置等を実施した上で、線量を測定し線量が低い場所で作業を行うことにより、窒素供給装置等の設置及び常設設備との接続が可能な設計とする。

第 3.9-4 表 操作対象機器

機器名称	設置場所	操作場所
窒素供給装置	屋外設置場所	屋外設置場所
窒素供給装置用電源車	屋外設置場所	屋外設置場所
接続口の弁 (原子炉建屋東側)	屋外接続口近傍	屋外接続口近傍
ホース	屋外	屋外

3.9.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.2 容量等」に示す。

可搬型窒素供給装置の窒素供給装置は，炉心の著しい損傷が発生した場合において，水の放射線分解によって発生する水素及び酸素濃度上昇の抑制ができる設計とする。

供給量としては，有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却を使用しない場合）」において有効性が確認されている格納容器への供給量が， $200\text{m}^3/\text{h}$ であることから，窒素供給装置1個あたり $200\text{m}^3/\text{h}$ を供給可能な設計とし，1個使用する設計とする。

窒素供給装置は，重大事故等時において窒素供給に必要な容量を有するものを1個と，故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個の合計2個を保管する。

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(i) 要求事項

常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電

用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

可搬型窒素供給装置の窒素供給装置のホースと接続口については、フランジ接続にすることで、一般的に使用される工具を用いてホースを確実に接続できる設計とする。

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

可搬型窒素供給装置の窒素供給装置は、水又は電力を供給するものではないため、接続口は複数の場所に設けていない。

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

屋外で操作する窒素供給装置、窒素供給装置用電源車、原子炉建屋東側接続口の弁、ホースは屋外に設置する設計とするが、作業は放射線量が高くなるおそれが少ないタイミングで実施可能であることから操作が可能である。また、作業に当たっては、放射線量を確認し、適切な放射線防護対策で作業安全確保を確認した上で作業を実施する。仮に線量が高い場合は、線源からの離隔距離を確保するとともに、状況に応じ仮設遮蔽の設置等を実施した上で、線量を測定し線量が低い場所で作業を行うことにより、窒素供給装置の設置及び接続口との接続が可能な設計とする。

接続口及びホースの現場での接続作業に当たっては、簡便なフランジ接続により、一般的な工具等を用い確実に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。

(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。

可搬型窒素供給装置の窒素供給装置は，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他の条件を考慮し，発電所敷地内の西側及び南側保管場所に保管することで位置的分散を図る設計とする。

(6) アクセスルートの確保（許可基準規則第43条第3項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

可搬型窒素供給装置の窒素供給装置は、通常待機時は西側及び南側保管場所に保管するため、想定される重大事故等が発生した場合における、保管場所から設置場所までの経路について、設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、別ルートも考慮して複数のアクセスルートを確保する。

なお、アクセスルートの詳細については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての「1.0 重大事故等対策における共通事項」添付資料1.0.2「東海第二発電所 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」で示す。

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第43条第3項七）

(i) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等について」に示す。

可搬型窒素供給装置は、重大事故緩和設備である。

3.9.2.2 格納容器圧力逃がし装置

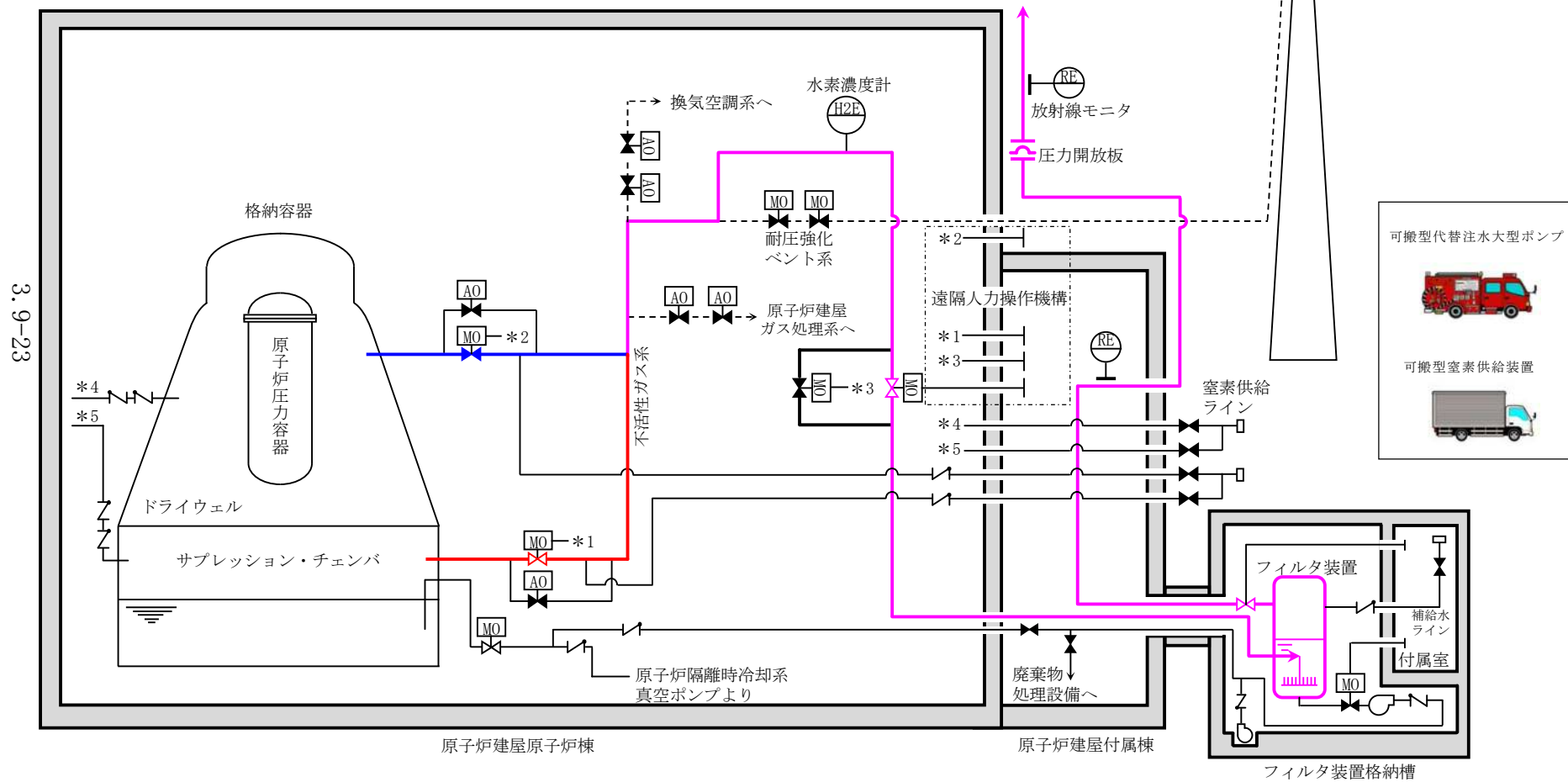
3.9.2.2.1 設備概要

格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器内における水素爆発による格納容器破損を防止するために重大事故緩和設備として設けるものであり、フィルタ装置、第一弁（サプレッション・チェンバ側）、第一弁（ドライウエル側）、第二弁、第二弁バイパス弁及び圧力開放板で構成する。

本システムに関する系統概要図を第3.9-2図、本システムに関する重大事故等対処設備一覧を第3.9-5表に示す。

- ドライウェル (D/W) ベントの流路
- ウェットウェル (W/W) ベントの流路
- D/Wベント及びW/Wベント共通の流路

※系統構成はW/Wベント時の状態を示す。



第 3.9-2 図 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

第 3.9-5 表 格納容器圧力逃がし装置に関する重大事故等対処設備一覧（1 / 2）

設備区分		設備名
主要設備		フィルタ装置【常設】 第一弁（サプレッション・チェンバ側）【常設】 第一弁（ドライウエル側）【常設】 第二弁【常設】 第二弁バイパス弁【常設】 圧力開放板【常設】
関連設備	付属設備	第二弁操作室遮蔽【常設】 第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）【可搬】 差圧計【常設】 遠隔人力操作機構【常設】 可搬型窒素供給装置【可搬】 フィルタ装置遮蔽【常設】 配管遮蔽【常設】 移送ポンプ【常設】 可搬型代替注水大型ポンプ【可搬】
	水源*1	代替淡水貯槽【常設】
	流路	不活性ガス系配管・弁【常設】 耐圧強化ベント系配管・弁【常設】 格納容器圧力逃がし装置配管・弁【常設】 格納容器【常設】 真空破壊弁【常設】 窒素供給配管・弁【常設】 第二弁操作室空気ボンベユニット（配管・弁）【常設】 移送配管・弁【常設】 補給水配管・弁【常設】
	注水先	フィルタ装置【常設】

第 3.9-5 表 格納容器圧力逃がし装置に関する重大事故等対処設備一覧（2 / 2）

設備区分		設備名
関連設備	電源設備*2 (燃料補給設備を含む)	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替交流電源設備用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 常設代替直流電源設備 緊急用直流125V蓄電池【常設】 可搬型代替直流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】 可搬設備用軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 可搬型整流器【可搬】
	計装設備*3	フィルタ装置水位【常設】 フィルタ装置圧力【常設】 フィルタ装置スクラビング水温度【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)【常設】 フィルタ装置入口水素濃度【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)【常設】 格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)【常設】 ドライウエル圧力【常設】 サプレッション・チェンバ圧力【常設】 ドライウエル雰囲気温度【常設】 サプレッション・チェンバ雰囲気温度【常設】 サプレッション・プール水温度【常設】 格納容器内水素濃度(SA)【常設】 格納容器内酸素濃度(SA)【常設】 サプレッション・プール水位【常設】 原子炉建屋水素濃度 原子炉建屋原子炉棟6階【常設】

*1：水源については「3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

*2：電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

*3：計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.9.2.3 水素濃度及び酸素濃度監視設備

3.9.2.3.1 設備概要

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は、炉心の著しい損傷が発生した場合に水素及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲で監視することを目的として、格納容器内の雰囲気ガスをサンプリングすることで、原子炉建屋原子炉棟内に設置する水素検出器及び酸素検出器にて格納容器内の水素及び酸素濃度を測定する。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）のサンプリング装置は、格納容器内の雰囲気ガスを圧縮機により吸い込み、測定に影響を与える蒸気凝縮が生じないようにサンプリング系統及びサンプリング装置内にトレースヒータ及キャビネットヒータを設置し温度調節を行う。

サンプリング装置内は温度・圧力制御され、湿度検出器によりサンプリングガスの湿度を測定した後、水素検出器を通り格納容器内（ドライウェル、サブプレッション・チェンバ）の水素濃度を測定する。さらに湿度検出器及び水素検出器を通ったサンプリングガスを冷却器にて一定温度に冷却後、酸素検出器により酸素濃度を測定し、湿度検出器測定値により補正を行う。

全交流動力電源喪失が発生した場合においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電を可能とし、中央制御室において格納容器内の水素及び酸素濃度の監視が可能な設計とする。

水素濃度及び酸素濃度監視設備に関する系統概要図を第 3.9-3 図、重大事故等対処設備一覧を第 3.9-6 表に示す。

第 3.9-6 表 水素濃度及び酸素濃度監視設備に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	格納容器内水素濃度（S A）【常設】 格納容器内酸素濃度（S A）【常設】
付属設備	—
水源	—
流路	—
注水先	—
電源設備 ^{*1}	常設代替交流電源設備 常設代替高圧電源装置【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 常設代替高圧電源装置用燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 可搬型代替低圧電源車【可搬】
計装設備	—

*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。

3.9.2.3.2 主要設備の仕様

設備の主要機器仕様を以下に示す。

(1) 格納容器内水素濃度 (S A)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備 (重大事故等対処設備)
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

種 類	: 熱伝導式
計 測 範 囲	: 0～100vol%
個 数	: 1
取 付 箇 所	: 原子炉建屋原子炉棟 3 階

(2) 格納容器内酸素濃度 (S A)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・計装設備 (重大事故等対処設備)
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

種 類	: 磁気力式
計 測 範 囲	: 0～25vol%
個 数	: 1
取 付 箇 所	: 原子炉建屋原子炉棟 3 階

3.9.2.3.3 設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.9.2.3.3.1 設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項一)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合における温度, 放射線, 荷重,

その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は、原子炉建屋原子炉棟内に設置する設備であることから、その機能を期待される重大事故等が発生した場合における、原子炉建屋原子炉棟内の環境条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、以下の第3.9-7表に示す設計とする。

第 3.9-7 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	屋外に設置する設備ではないため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す）。
風（台風）・竜巻・積雪・火山の影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，風（台風），竜巻，積雪及び火山の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても電磁波による影響を考慮した設計とする。

(52-3-2)

(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。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は，サンプリング装置を起動し，中央制御室にて監視する設計である。サンプリング装置は，中央制御室の制御盤から操作が可能な設計とする。

中央制御室からサンプリング装置を操作するにあたり，運転員の操作

性を考慮して十分な操作空間を確保する。また、操作対象については操作器に名称を表示させ、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。

操作対象機器を第 3.9-8 表に示す。

第 3.9-8 表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作場所	操作方法
サンプルング装置 (格納容器内水素濃度 (S A) 格納容器内酸素濃度 (S A))	停止⇒起動 系統選択 自動⇔手動 (D/W⇔S/C)	中央制御室	スイッチ操作

(52-3-4)

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項三）

(i) 要求事項

健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) は、第 3.9-9 表に示すように原子炉の停止中に機能・性能検査が可能な設計とする。検出器（格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A)）の機能・性能の確認として、基準ガスによる校正及び模擬入力による計器校正を行う。

第 3.9-9 表 水素濃度及び酸素濃度監視設備の試験及び検査

原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能検査	基準ガス校正 計器校正

(52-5-2)

(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・検査性について」に示す。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。

(52-4-2)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止について」に示す。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は，他の設備に対して遮断器又はヒューズによる分離を行うことで，電氣的な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。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は，重大事故等発生時においてサンプリング装置を起動し，中央制御室にて監視できる設計とする。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の設置場所，並びにサンプリング装置の設置場所及び操作場所を第3.9-10表に示す。

サンプリング装置は，中央制御室にて操作を実施する設計とするため，操作場所の放射線量が高くなるおそれが少なく操作が可能である。

第3.9-10表 操作対象機器設置場所

機器名称	設置場所	操作場所
サンプルング装置 (格納容器内水素濃度 (S A)) (格納容器内酸素濃度 (S A))	原子炉建屋 原子炉棟3階	中央制御室

(52-3-4)

3.9.2.3.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

格納容器内水素濃度 (S A) は、炉心の著しい損傷時に格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲(重大事故等時:50vol%程度以下)を監視できることが主な役割であることから、0～100vol%を計測可能な設計とする。

格納容器内酸素濃度 (S A) は、重大事故等が発生した場合において、格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲（重大事故等時：4.3vol%以下）を監視できることが主な役割であることから、0～25vol%を計測可能な設計とする。

(52-6-2～5)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止について」に示す。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）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。

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は、原子炉建屋原子炉棟3階及び4階に設置している設計基準事故対処設備の格納容器雰囲気モニタとは原子炉建屋原子炉棟内の別階層又は原子炉建

屋原子炉棟 3 階の離れた位置とすることにより可能な限り位置的分散を図り，地震，火災，溢水等の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，電源については，非常用交流電源設備である非常用ディーゼル発電機に対して多様性を持った常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電源車から給電可能な設計とする。