

女川原子力発電所 2 号炉

重大事故等対処設備について

平成 31 年 2 月

東北電力株式会社

目次

1. 重大事故等対処設備
 - 1.1 重大事故等対処設備の設備分類
2. 基本設計の方針
 - 2.1 耐震性・耐津波性
 - 2.1.1 発電用原子炉施設の位置
 - 2.1.2 耐震設計の基本方針
 - 2.1.3 津波による損傷の防止
 - 2.2 火災による損傷の防止
 - 2.3 重大事故等対処設備に関する基本方針
 - 2.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等
 - 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
3. 個別設備の設計方針
 - 3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
 - 3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
 - 3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
 - 3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
 - 3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
 - 3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
 - 3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
 - 3.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
 - 3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
 - 3.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
 - 3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
 - 3.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
 - 3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備
 - 3.14 電源設備
 - 3.15 計装設備
 - 3.16 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備
 - 3.17 監視測定設備
 - 3.18 緊急時対策所
 - 3.19 通信連絡を行うために必要な設備

下線部：今回提出資料

- 3.20 原子炉压力容器
- 3.21 原子炉格納容器
- 3.22 燃料貯蔵設備
- 3.23 非常用取水設備
- 3.24 原子炉建屋原子炉棟

添付資料 個別設備の設計方針の添付資料

- 別添資料－1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（原子炉格納容器フィルタベント系）について
- 別添資料－2 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（代替循環冷却系）について
- 別添資料－3 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備について

下線部：今回提出資料

3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備【46条】

【設置許可基準規則】

(原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備)

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

(解釈)

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

(1) ロジックの追加

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

(2) 可搬型重大事故防止設備

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

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

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

3.3.1 適合方針

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

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の系統概要図及び説明図を第 3.3-1 図から第 3.3-5 図に示す。

3.3.1.1 重大事故等対処設備(原子炉冷却系統施設)

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

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

a. 原子炉減圧の自動化

主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁を代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)により作動させ使用する。

主蒸気逃がし安全弁は、代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)からの信号により、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素ガスをアクチュエータのピストンに供給することで作動し、蒸気を排気管によりサプレッションチェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

なお、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心スプレイ系からの注水に加え、残留熱除去系(低圧注水モード)及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、ATWS 緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)により自動減圧系及び代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)による自動減圧を阻止する。ATWS 緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)については、「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備(設置許可基準規則第 44 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・主蒸気逃がし安全弁
- ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ
- ・代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)(3.3.1.2 重大事故等対処設備(計測制御系統施設))

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を重大事故等対処設備(設計基準拡張)として使用する。

b. 手動による原子炉減圧

主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁を手動により作動させて使用する。

主蒸気逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔手動操作により、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ又は主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素ガスをアクチュエータのピストンに供給することで作動し、蒸気を排気管によりサブプレッションチェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・主蒸気逃がし安全弁
- ・主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ
- ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ
- ・所内常設蓄電式直流電源設備(3.14 電源設備)
- ・常設代替直流電源設備(3.14 電源設備)
- ・可搬型代替直流電源設備(3.14 電源設備)

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

(2) サポート系故障時に用いる設備

a. 常設直流電源系統喪失時の減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、主蒸気逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、可搬型代替直流電源設備及び主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池を使用する。

(a) 可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁の機能回復

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、主蒸気逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、可搬型代替直流電源設備を使用する。

可搬型代替直流電源設備は、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても、主蒸気逃がし安全弁(11個)の作動に必要な電源を供給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型代替直流電源設備(3.14 電源設備)

(b) 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁機能回復

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、主蒸気逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池を使用する。

主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても、主蒸気逃がし安全弁の作動回路に接続することにより、主蒸気逃がし安全弁(2個)を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池

b. 主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

(a) 高圧窒素ガス供給系(非常用)による原子炉減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、主蒸気逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、高圧窒素ガス供給系(非常用)を使用する。

高圧窒素ガス供給系(非常用)は、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能付)の作動に必要な窒素ガスを供給できる設計とする。

なお、高圧窒素ガスポンベの圧力が低下した場合は、現場で高圧窒素ガスポンベの切替え及び取替えが可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・高圧窒素ガスポンベ(3.3.1.2 重大事故等対処設備(計測制御系統施設))
- ・常設代替交流電源設備(3.14 電源設備)
- ・可搬型代替交流電源設備(3.14 電源設備)

本系統の流路として、高圧窒素ガス供給系(非常用)、主蒸気系の配管及び弁並びに主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能付)を重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である非常用交流電源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。

(b) 代替高圧窒素ガス供給系による原子炉減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、主蒸気逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、代替高圧窒素ガス供給系を使用する。

代替高圧窒素ガス供給系は、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動

減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）のアクチュエータに直接窒素ガスを供給することで、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な窒素ガスを供給できる設計とする。

なお、高圧窒素ガスポンベの圧力が低下した場合は、現場で高圧窒素ガスポンベの取替えが可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・高圧窒素ガスポンベ(3.3.1.2 重大事故等対処設備(計測制御系統施設))
- ・常設代替交流電源設備(3.14 電源設備)
- ・可搬型代替交流電源設備(3.14 電源設備)

本システムの流路として、代替高圧窒素ガス供給系の配管及び弁、弁並びにホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を重大事故等対処設備として使用する。

c. 代替電源設備を用いた主蒸気逃がし安全弁の復旧

(a) 代替直流電源設備による復旧

全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備を使用する。

主蒸気逃がし安全弁は、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備により作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・常設代替直流電源設備(3.14 電源設備)
- ・可搬型代替直流電源設備(3.14 電源設備)

(b) 代替交流電源設備による復旧

全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備を使用する。

主蒸気逃がし安全弁は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により所内常設蓄電式直流電源設備を受電し、作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・常設代替交流電源設備(3.14 電源設備)
- ・可搬型代替交流電源設備(3.14 電源設備)

(3) 炉心損傷時における高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、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において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁を使用する。

本システムは、「(1) b. 手動による原子炉減圧」と同じである。

(4) インターフェイスシステム LOCA 発生時に用いる設備

インターフェイスシステム LOCA 発生時の重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁、原子炉建屋ブローアウトパネル及び HPCS 注入隔離弁を使用する。

主蒸気逃がし安全弁は、中央制御室からの手動操作によって作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることで原子炉冷却材の漏えいを抑制できる設計とする。

原子炉建屋ブローアウトパネルは、高圧の原子炉冷却材が原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいして蒸気となり、原子炉建屋原子炉棟内の圧力が上昇した場合において、外気との差圧により自動的に開放し、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

HPCS 注入隔離弁は、現場で弁を操作することにより原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・原子炉建屋ブローアウトパネル
- ・主蒸気逃がし安全弁
- ・主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ
- ・主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ
- ・所内常設蓄電式直流電源設備(3.14 電源設備)
- ・常設代替直流電源設備(3.14 電源設備)
- ・可搬型代替直流電源設備(3.14 電源設備)

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

なお、設計基準事故対処設備である HPCS 注入隔離弁を重大事故等対処設備(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を減圧するための設備の主要機器仕様を第 3.3-1 表に示す。

HPCS 注入隔離弁については、「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」に記載する。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）及び高圧窒素ガスポンベについては、「3.3.1.2 重大事故等対処設備（計測制御系統施設）」に記載する。

非常用交流電源設備については、「3.14 電源設備」に記載する。

所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備，可搬型代替直流電源設備，常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備については、「3.14 電源設備」に記載する。

3.3.1.1.1 多様性，位置的分散

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

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

主蒸気逃がし安全弁は，代替高圧窒素ガス供給系による原子炉減圧として使用する4個を，可能な限り異なる主蒸気管に分散して設置する設計とする。

主蒸気逃がし安全弁は，代替高圧窒素ガス供給系による原子炉減圧として使用する4個を，電磁弁の排気側から直接窒素を供給して作動させることで，電磁弁を用いた逃がし安全弁の作動に対し，多様性を有する設計とする。

主蒸気逃がし安全弁は，中央制御室からの手動操作又は代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）からの信号により作動することで，自動減圧機能による作動に対して多様性を有する設計とする。また，主蒸気逃がし安全弁は，常設代替直流電源設備，可搬型代替直流電源設備及び主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池からの給電により作動することで，所内常設蓄電式直流電源設備からの給電による作動に対して多様性を有する設計とする。代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の多様性，位置的分散については「3.3.1.2 重大事故等対処設備（計測制御系統施設）」に記載し，常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備の多様性，位置的分散については「3.14 電源設備」に記載する。

主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，所内常設蓄電式直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備と異なる区画に保管することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

3.3.1.1.2 悪影響防止

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

主蒸気逃がし安全弁，主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，通常時は主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続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。主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，治具による固定等を行うことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉建屋ブローアウトパネルは，他の設備と独立して作動することにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、原子炉建屋ブローアウトパネルは、開放動作により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.3.1.1.3 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

主蒸気逃がし安全弁は、設計基準事故対処設備の主蒸気逃がし安全弁と兼用しており、設計基準事故対処設備の弁吹出量が、想定される重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な弁吹出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。

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、設計基準事故対処設備の主蒸気逃がし安全弁の主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータと兼用しており、設計基準事故対処設備としての主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの容量が、想定される重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための主蒸気逃がし安全弁の開動作に必要な供給窒素の容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、設計基準対象施設の主蒸気逃がし安全弁の主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータと兼用しており、設計基準対象施設としての主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの容量が、想定される重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための主蒸気逃がし安全弁の開動作に必要な供給窒素の容量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。

主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、想定される重大事故等時において、主蒸気逃がし安全弁2個を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる容量を有するものを1セット1個使用する。保有数は1セット1個に加えて、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。

原子炉建屋ブローアウトパネルは、想定される重大事故等時において、原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした蒸気を原子炉建屋外に排気して、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させるために必要となる容量を有する設計とする。

3.3.1.1.4 環境条件等

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

主蒸気逃がし安全弁は、想定される重大事故等時に確実に作動するように、原子炉格納容器内に設置し、制御用空気が喪失した場合に使用する高圧窒素ガス供給系(非常用)及び代替高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ポンベの容量の設定も含めて、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

主蒸気逃がし安全弁の操作は、想定される重大事故等時において中央制御室で可能な設計とする。

また、原子炉格納容器内へスプレイを行うことにより、主蒸気逃がし安全弁近傍の格納容器温度を低下させることが可能な設計とする。

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、原子炉格納容器内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、制御建屋内に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

原子炉建屋ブローアウトパネルは、原子炉建屋原子炉棟と屋外との境界に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

3.3.1.1.5 操作性の確保

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

主蒸気逃がし安全弁、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、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。

主蒸気逃がし安全弁は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続操作により速やかに切り替えられる設計とする。

主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、人力による運搬が可能な設計とし、屋内のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて固縛による固定等が可能な設計とする。

主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続は、ボルト・ネジ接続とし、一般的に用いられる工具を用いて確実に接続することができる設計とする。

原子炉建屋ブローアウトパネルは、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

原子炉建屋ブローアウトパネルは、原子炉建屋原子炉棟内と外気との差圧により自動的に開放する設計とする。

3.3.1.1.6 試験検査

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

主蒸気逃がし安全弁、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、発電用原子炉の停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに外観の確認が可能な設計とする。また、主蒸気逃がし安全弁は、発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。

原子炉建屋ブローアウトパネルは、発電用原子炉の運転中又は停止中に、外観の確認が可能な設計とする。

第 3.3-1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器仕様

(1) 主蒸気逃がし安全弁

個 数 11

容 量

(安全弁機能の吹出圧力)

吹出圧力 (MPa[gage])	弁個数	容量／個 (吹出圧力×1.03 において) (t/h)
7.79	2	388
8.10	3	405
8.17	3	408
8.24	3	411

(逃がし弁機能の吹出圧力)

吹出圧力 (MPa[gage])	弁個数	容量／個 (吹出圧力において) (t/h)
7.37	2	356
7.44	3	360
7.51	3	363
7.58	3	367

(2) 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ

個 数 11

容 量 約 15 ℓ/個

(3) 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ

個 数 6

容 量 約 200 ℓ/個

(4) 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池

型 式 小型制御弁式鉛蓄電池

個 数 2(うち予備 1)

容 量 約 24Ah(1 個あたり)

電 圧 125V

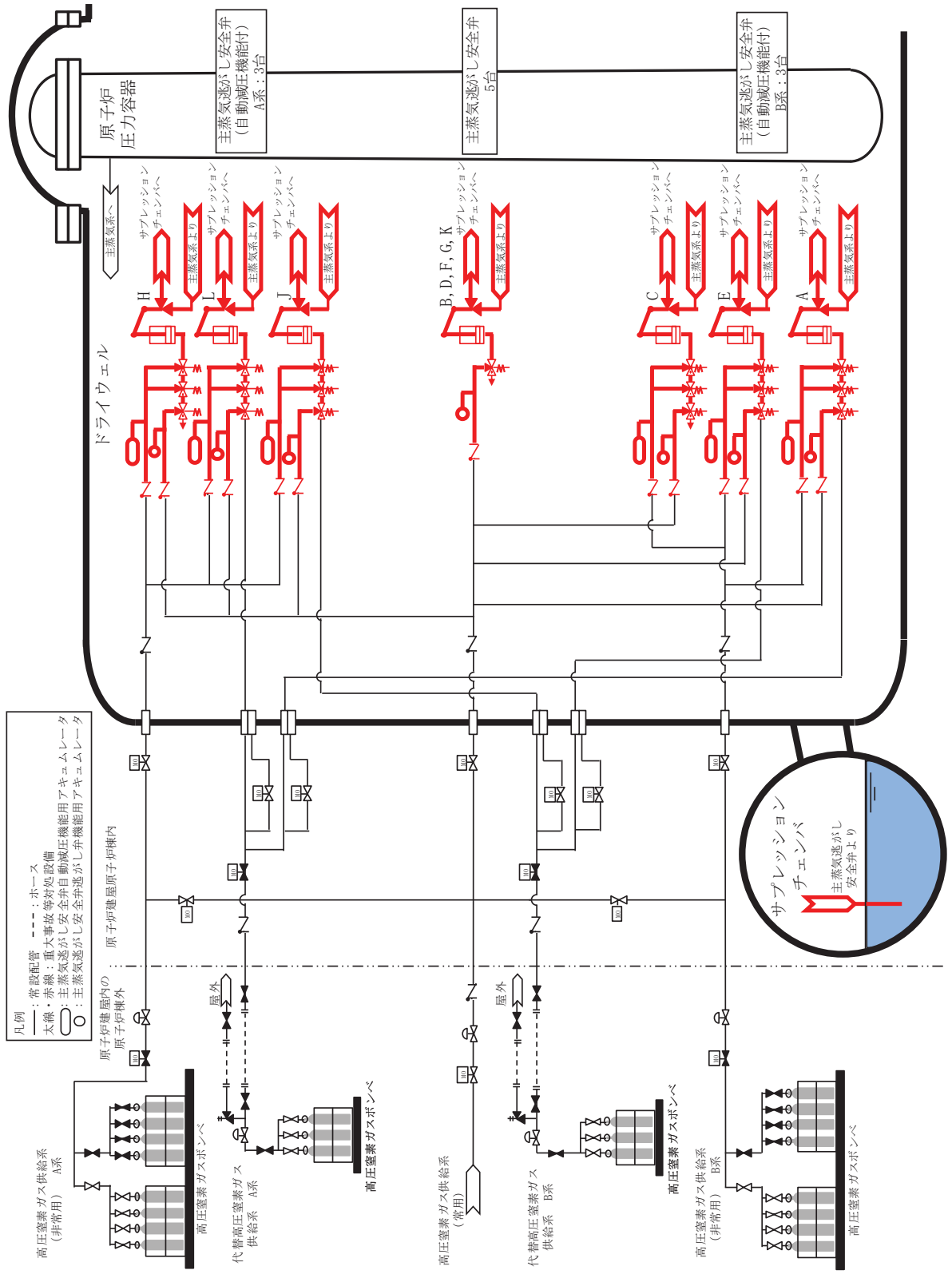
使用箇所 制御建屋地上 2 階

保管場所 制御建屋地上 2 階

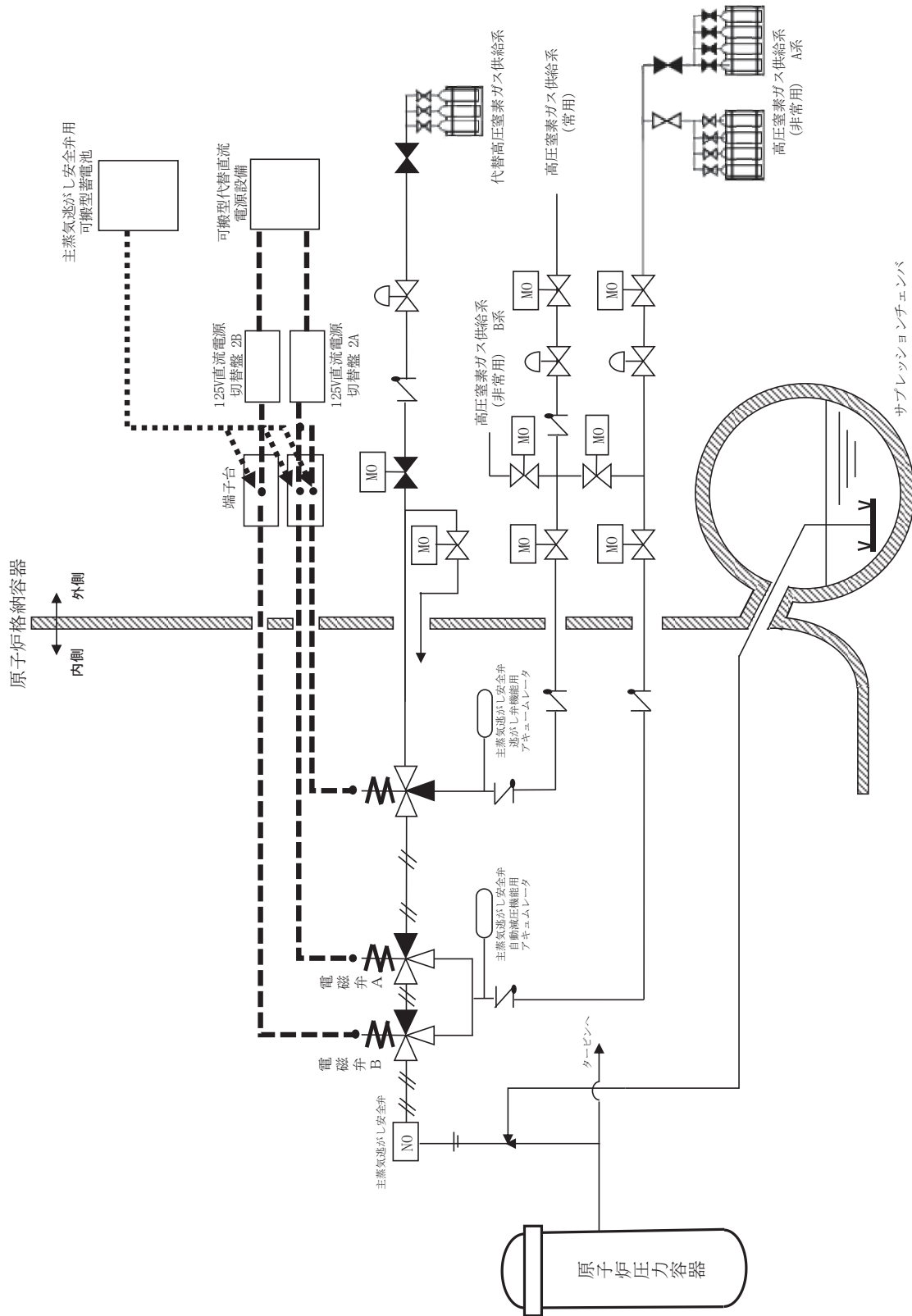
(5) 原子炉建屋ブローアウトパネル

個 数 1 式

取付箇所 原子炉建屋地上 3 階



第 3.3-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図
 (原子炉減圧の自動化, 手動による原子炉減圧, 代替直流電源設備による復旧, 代替交流電源設備による復旧)



第 3.3-2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図
 (可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁の機能回復, 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁機能回復)

3.3.1.2 重大事故等対処設備（計測制御系統施設）

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を作動させる代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）、高圧窒素ガス供給系（非常用）及び代替高圧窒素ガス供給系を設ける。

主蒸気逃がし安全弁については、「3.3.1.1 重大事故等対処設備（原子炉冷却系統施設）」に記載する。

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

a. 原子炉減圧の自動化

自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）を使用する。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、主蒸気逃がし安全弁用電磁弁を作動させることにより、主蒸気逃がし安全弁を強制的に開放し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることができる設計とする。11個の主蒸気逃がし安全弁のうち、2個がこの機能を有している。

なお、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心スプレイ系からの注水に加え、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）により自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）については、「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（設置許可基準規則第44条に対する設計方針を示す章）」で示す。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）

その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用し、設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁を重大事故等対処設備として使用する。

(2) サポート系故障時に用いる設備

a. 主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

(a) 高圧窒素ガス供給系（非常用）による原子炉減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、主蒸気逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、高圧窒素ガス供給系（非常用）を使用する。

高圧窒素ガス供給系（非常用）は、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な窒素ガスを供給できる設計とする。

なお、高圧窒素ガスポンベの圧力が低下した場合は、現場で高圧窒素ガスポンベの切替え及び取替えが可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・高圧窒素ガスポンベ
- ・常設代替交流電源設備(3.14 電源設備)
- ・可搬型代替交流電源設備(3.14 電源設備)

本システムの流路として、高圧窒素ガス供給系（非常用）、主蒸気系の配管及び弁並びに主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である非常用交流電源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。

(b) 代替高圧窒素ガス供給系による原子炉減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、主蒸気逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、代替高圧窒素ガス供給系を使用する。

代替高圧窒素ガス供給系は、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能付)のアクチュエータに直接窒素ガスを供給することで、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な窒素ガスを供給できる設計とする。

なお、高圧窒素ガスポンベの圧力が低下した場合は、現場で高圧窒素ガスポンベの取替えが可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・高圧窒素ガスポンベ
- ・常設代替交流電源設備(3.14 電源設備)
- ・可搬型代替交流電源設備(3.14 電源設備)

本システムの流路として、代替高圧窒素ガス供給系の配管及び弁、弁並びにホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を重大事故等対処設備として使用する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器仕様を第 3.3-2 表に示す。

非常用交流電源設備，常設代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備については，「3.14 電源設備」に記載する。

3.3.1.2.1 多様性，位置的分散

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

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は原子炉水位低（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に，ドライウェル圧力高信号を必要とせず，発電用原子炉の自動減圧を行うことが可能な設計とし，自動減圧系の論理回路に対して異なる作動論理とすることで可能な限り多様性を有する設計とする。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は，他の設備と電氣的に分離することで，共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

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

高圧窒素ガスポンベは，予備のポンベも含めて，原子炉建屋内の原子炉棟外に分散して保管及び設置することで，原子炉格納容器内の主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

3.3.1.2.2 悪影響防止

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

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

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は，原子炉水位低（レベル 1），残留熱除去系ポンプ出口圧力高及び低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力高の検出器からの入力信号並びに論理回路からの主蒸気逃がし安全弁用電磁弁制御信号を自動減圧系と共用するが，自動減圧系と電氣的な隔離装置を用いて信号を分離することで，自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は，他の設備と電氣的に分離することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）からの自動減圧系の作動阻止信号は，代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）と自動減圧系で ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の論理回路を共用しているが，電氣的な隔離装置を用いて信号を分離することで，自動減圧系に悪影響を与えない設計とする。

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

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

3.3.1.2.3 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷を防止するために作動する回路であることから、炉心が露出しないように有効燃料棒頂部より高い設定として、原子炉水位低（レベル1）の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。また、主蒸気逃がし安全弁が作動すると冷却材が放出され、その補給に残留熱除去系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、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に作動する設計とする。

高圧窒素ガス供給系（非常用）及び代替高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスポンベは、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）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可能な容量を有する設計とする。

高圧窒素ガスポンベは、高圧窒素ガス供給系（非常用）で8本使用し、代替高圧窒素ガス供給系で3本使用する。また、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用として11本を確保し、合計で22本を分散して配備する。

3.3.1.2.4 環境条件等

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、中央制御室及び原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

高圧窒素ガス供給系（非常用）は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の圧力が設計圧力以下の場合において、主蒸気逃がし安全弁を確実に作動できるよう、供給圧力を設定する。

代替高圧窒素ガス供給系は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の圧力が設計圧力の2倍となった場合においても主蒸気逃がし安全弁を確実に作動できるよう、供給圧力を設定する。

高圧窒素ガス供給系（非常用）及び代替高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスポンベは、原子炉建屋内の原子炉棟外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

高圧窒素ガスポンベの予備との取替え及び常設設備との接続は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

3.3.1.2.5 操作性の確保

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、2個の主蒸気逃がし安全弁を確実に作動させる設計とすることで、操作が不要な設計とする。なお、原子炉水位低（レベル1）の検出器を多重化し、作動回路は原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ出口圧力高又は低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力高の条件成立時「2 out of 2」論理とし、信頼性の向上を図った設計とする。

高圧窒素ガス供給系（非常用）は、想定される重大事故等時において、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータへの窒素供給圧力の低下に伴い自動的に通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室の操作スイッチ及び設置場所での手動操作が可能な設計とする。

代替高圧窒素ガス供給系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室の操作スイッチ及び設置場所での手動操作が可能な設計とする。

高圧窒素ガス供給系（非常用）及び代替高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスポンベは、人力による運搬が可能な設計とし、屋内のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて固縛による固定等が可能な設計とする。

高圧窒素ガスポンベを接続する接続口については、簡便な接続とし、一般的に用いられる工具を用いて確実に接続することができる設計とする。

3.3.1.2.6 試験検査

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、発電用原子炉の停止中に機能・性能確認として、模擬入力による論理回路の動作確認、校正及び設定値確認が可能な設計とする。

高圧窒素ガス供給系（非常用）及び代替高圧窒素ガス供給系は、発電用原子炉停止中に機能・性能試験として、系統の供給圧力の確認及び漏えい有無の確認が可能な設計とする。

また、高圧窒素ガス供給系（非常用）及び代替高圧窒素ガス供給系の高圧窒素ガスポンベは、発電用原子炉の運転中又は停止中に規定圧力の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

第 3.3-2 表 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器仕様

(1) 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）

個 数 2

(2) 高圧窒素ガスボンベ

本 数 22（うち 11 本は予備）*

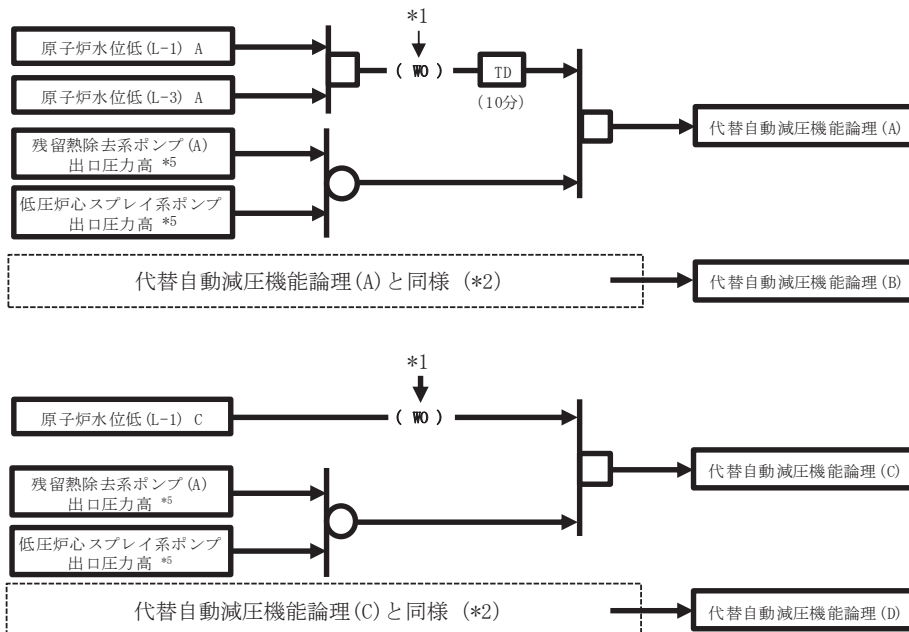
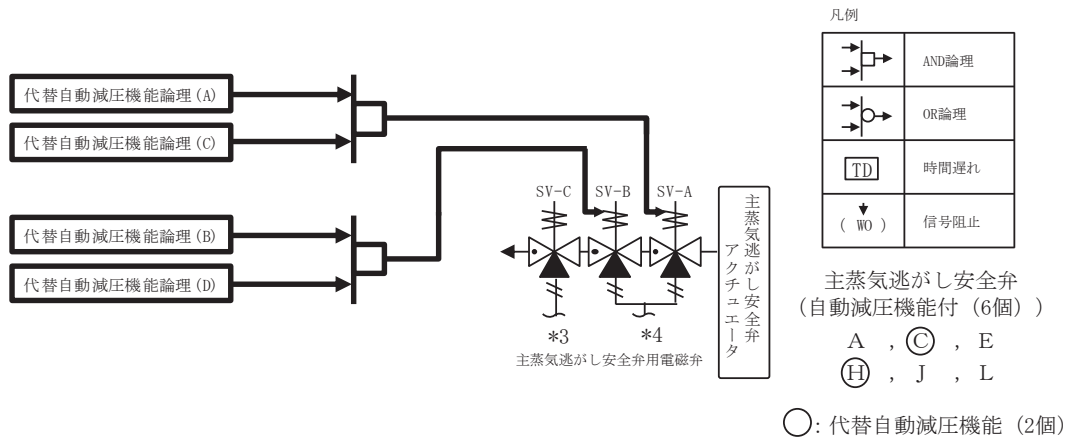
容 量 約 47 ℓ/本

充填圧力 約 15 MPa

使用箇所 原子炉建屋内の原子炉棟外

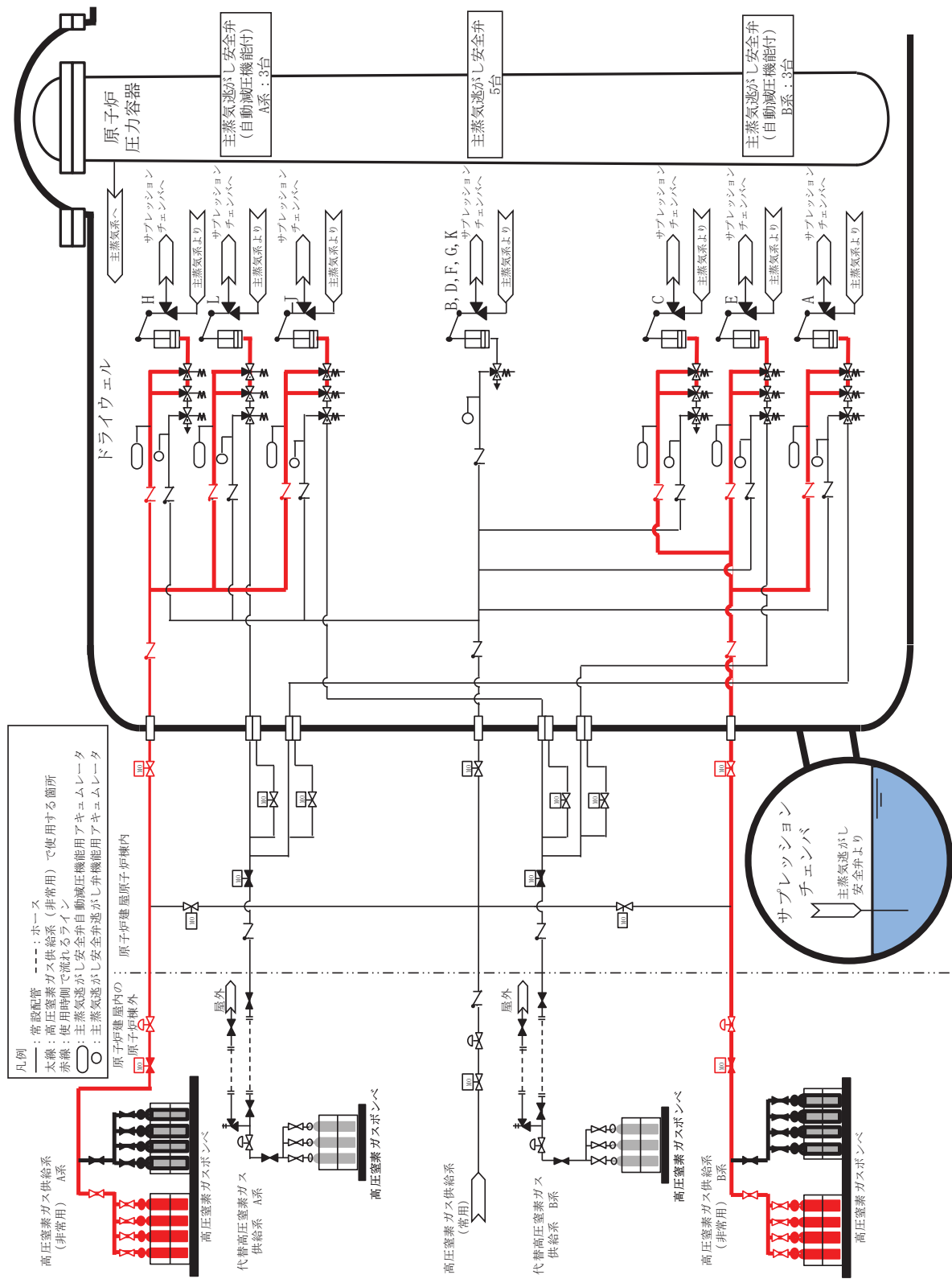
保管場所 原子炉建屋内の原子炉棟外

* : 「高圧窒素ガス供給系（非常用）」で 16 本（うち 8 本は予備）, 「代替高圧窒素ガス供給系」で 6 本（うち 3 本は予備）使用する。

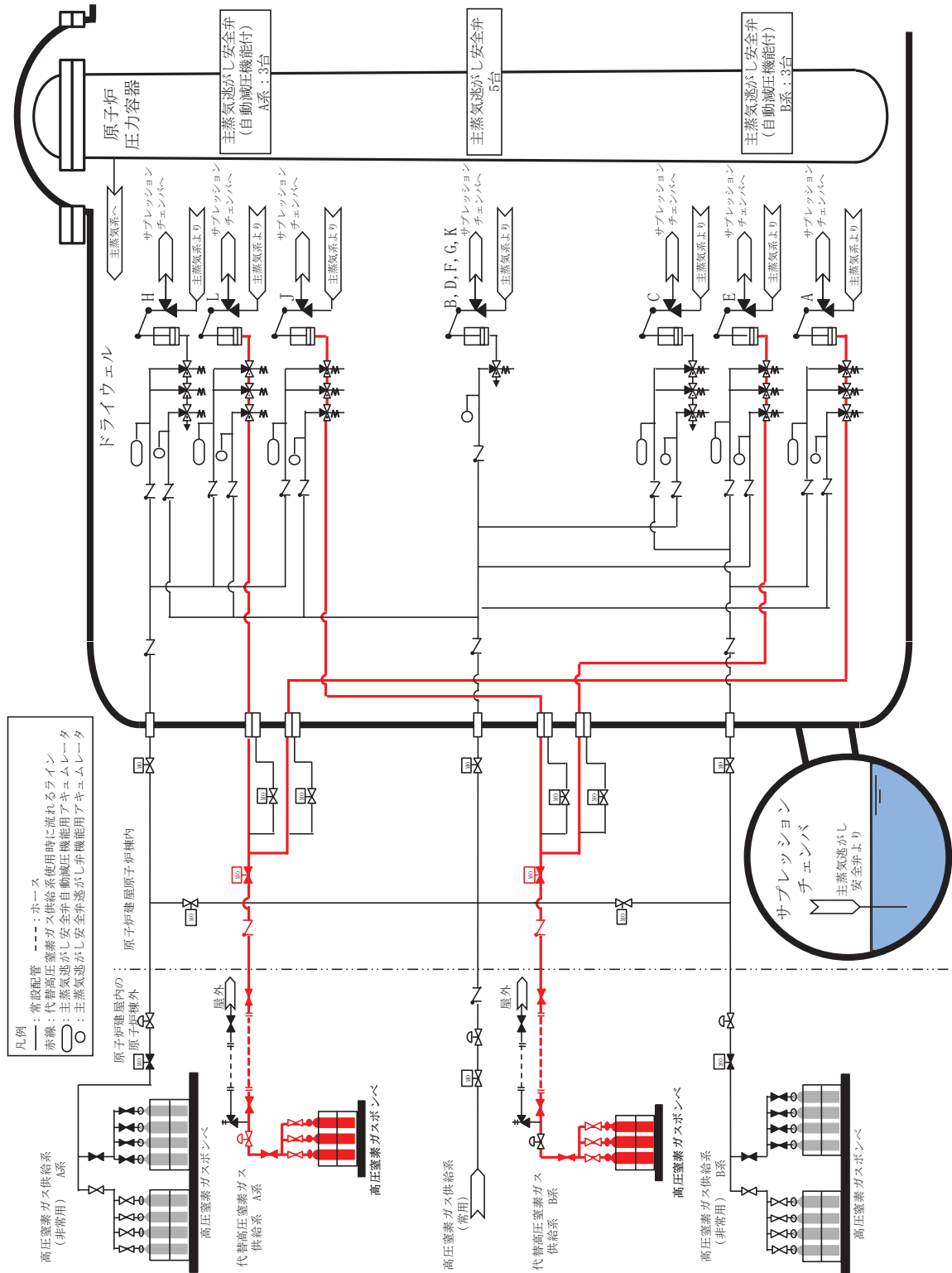


- *1: 自動減圧系(A)作動阻止信号又は代替自動減圧機能論理リセット信号。
 *2: 論理(B)及び論理(D)については、各信号を下記のとおり読み替える。
 ・原子炉水位低(L-1) A, C → 原子炉水位低(L-1) B, D
 ・原子炉水位低(L-3) A → 原子炉水位低(L-3) B
 ・残留熱除去系ポンプ(A)出口圧力高 → 残留熱除去系ポンプ(B)出口圧力高
 ・低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力高 → 残留熱除去系ポンプ(C)出口圧力高
 ・自動減圧系(A)作動阻止信号 → 自動減圧系(B)作動阻止信号
 *3: 高圧窒素ガス供給系(常用)より供給。
 *4: 高圧窒素ガス供給系(常用)又は(非常用)より供給。
 *5: 論理(A)及び論理(C)の「残留熱除去系ポンプ(A)出口圧力高」, 「低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力高」は異なる計測機器からの信号。論理(B)及び論理(D)においても同じ。

第 3.3-3 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備説明図
(原子炉減圧の自動化)



第 3.3-4 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図
 （主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧（高圧窒素ガス供給系（非常用）））



第 3.3-5 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図
(主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧 (代替高圧窒素ガス供給系))

3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48条】

【設置許可基準規則】

(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)

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

(解釈)

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

- a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。
- b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。
- c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム(UHSS)の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系(RHR)の使用が不可能な場合について考慮すること。

また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。

- d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条3b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。

3.5.1 適合方針

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

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の系統概要図を第3.5-1 図から第3.5-3 図に示す。

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（原子炉停止時冷却モード）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）、残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）及び高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）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。

3.5.1.1 重大事故等対処設備

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として、原子炉格納容器フィルタベント系、耐圧強化ベント系及び原子炉補機代替冷却水系を設ける。

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

a. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する。

原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置、フィルタ装置出口側圧力開放板、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。

本系統の詳細については、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。

b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大

事故等対処設備として、耐圧強化ベント系を使用する。

耐圧強化ベント系は、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を経由して、排気筒を通して原子炉建屋外に放出することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として使用する場合の耐圧強化ベント系は、炉心損傷前に使用するため、排気中に含まれる放射性物質及び可燃性ガスは微量である。

耐圧強化ベント系を使用する際に流路となる原子炉格納容器調気系等の配管は、他の発電用原子炉とは共用しない設計とし、弁により他の系統・機器と隔離することにより、悪影響を及ぼさない設計とする。

耐圧強化ベント系は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器が負圧とならない設計とする。耐圧強化ベント系の使用に際しては、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイは停止する運用としており、原子炉格納容器が負圧とならない。仮に、原子炉格納容器内にスプレイをする場合においても、原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。

耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁（直流）は、遠隔手動弁操作設備によって人力による操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁（交流）は、設置場所での人力による操作が可能な設計とする。

遠隔手動弁操作設備の操作場所は、原子炉建屋内の原子炉棟外とし、必要に応じて遮蔽材を配置することで、放射線防護を考慮した設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁（直流）については所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電による操作も可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁（交流）について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る操作も可能な設計とする。これらにより、隔離弁の操作における駆動源の多様性を有する設計とする。

本系統はサプレッションチェンバ及びドライウエルと接続し、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、ドライウエル側からの排気では、有効燃料棒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悪影響を受けない設計とする。

耐圧強化ベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・常設代替交流電源設備（3.14 電源設備）

- ・可搬型代替交流電源設備（3.14 電源設備）
- ・代替所内電気設備（3.14 電源設備）
- ・所内常設蓄電式直流電源設備（3.14 電源設備）
- ・常設代替直流電源設備（3.14 電源設備）
- ・可搬型代替直流電源設備（3.14 電源設備）

本系統の流路として、原子炉格納容器調気系及び非常用ガス処理系の配管及び弁並びに排気筒を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

(2) サポート系故障時に用いる設備

a. 原子炉補機代替冷却水系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の故障又は全交流動力電源の喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、原子炉補機代替冷却水系を使用する。

原子炉補機代替冷却水系は、熱交換器及び淡水ポンプを搭載した熱交換器ユニット、大容量送水ポンプ（タイプ I）、ホース、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、サブプレッションチェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水ポンプ（タイプ I）により熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、付属空冷式ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は燃料補給設備である軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・熱交換器ユニット
- ・大容量送水ポンプ（タイプ I）
- ・常設代替交流電源設備（3.14 電源設備）
- ・燃料補給設備（3.14 電源設備）

本系統の流路として、原子炉補機冷却水系の配管、弁及びサージタンク並びに残留熱除去系の熱交換器、ホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準事故対処設備である非常用取水設備の貯留堰、取水口、取水路及び海水ポンプ室を重大事故等対処設備として使用する。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要機器仕様を第3.5-1 表に示す。

原子炉格納容器については、「3.21 原子炉格納容器」に記載する。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，代替所内電気設備，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備，可搬型代替直流電源設備及び燃料補給設備については、「3.14 電源設備」に記載する。

非常用取水設備については、「3.23 非常用取水設備」に記載する。

3.5.1.1.1 多様性及び独立性，位置的分散

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

原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系は，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで，残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）に対して，多様性を有する設計とする。

また，原子炉格納容器フィルタベント系は，排出経路に設置される隔離弁である電動弁を所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔手動弁操作設備を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで，非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）に対して，多様性を有する設計とする。

また，耐圧強化ベント系は，排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁（直流）を所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備若しくは可搬型代替直流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔手動弁操作設備を用いた人力による遠隔操作を可能とすること及び排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁（交流）を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は設置場所での人力による操作を可能とすることで，非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）に対して，多様性を有する設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板並びに耐圧強化ベント系は，原子炉建屋原子炉棟内に設置し，原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器，原子炉建屋内の原子炉棟外の原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却水系熱交換器並びに屋外の海水ポンプ室の原子炉補機冷却海水ポンプと異なる区画に設置することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図った設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系は，除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって，残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）に対して独立性を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の駆動電源を不要（付属空冷式ディーゼルエンジン）とすることで、電動機駆動ポンプにより構成される原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉補機代替冷却水系は、原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系に対して、除熱手段の多様性を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉建屋並びに屋外の海水ポンプ室及び排気筒から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水系熱交換器、耐圧強化ベント系及び原子炉格納容器フィルタベント系並びに屋外の原子炉補機冷却海水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉補機冷却海水系に対して独立性を有するとともに、熱交換器ユニットから原子炉補機冷却水系配管との合流点までの系統について、原子炉補機冷却水系に対して独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び独立性、位置的分散によって、原子炉補機代替冷却水系は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

電源設備の多様性及び独立性、位置的分散については「3.14 電源設備」にて記載する。

3.5.1.1.2 悪影響防止

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

耐圧強化ベント系は、通常時は弁により他の系統・機器と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の系統・機器に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉補機代替冷却水系は、通常時は熱交換器ユニットを接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、原子炉補機冷却水系と原子炉補機代替冷却水系を同時に使用しないことにより、相互の機能に影響を及ぼさない運用とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

3.5.1.1.3 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

耐圧強化ベント系は、原子炉停止後約 44 時間後において原子炉格納容器内で発生する蒸気を排気し、その熱量分を除熱できる十分な排出流量を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な伝熱容量を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、想定される重大事故等時において、残留熱除去系等の機器で発生した熱を除去するために必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する熱交換器ユニット 1 台と大容量送水ポンプ（タイプ I）1 台を使用する。

熱交換器ユニットの保有数は、2 セットで 2 台に加えて、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で 1 台の合計 3 台を保管する。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として 1 台、また、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統への注水設備及び水の供給設備との同時使用時にはさらに 1 台使用することから、1 セット 2 台使用する。保有数は 2 セットで 4 台、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で 1 台の合計 5 台を保管する。

また、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、想定される重大事故等時において、残留熱除去系による発電用原子炉及び原子炉格納容器内の除熱又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱と燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に同時に使用するため、各系統の必要な伝熱容量及びポンプ流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

3.5.1.1.4 環境条件等

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

耐圧強化ベント系は、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

耐圧強化ベント系の排出経路に設置される隔離弁の操作は、想定される重大事故等時において、原子炉建屋内の原子炉棟外からの遠隔手動弁操作設備を用いた人力

操作及び原子炉建屋原子炉棟内の設置場所での人力操作により、容易かつ確実に手動操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁である電動弁については、中央制御室から操作が可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

熱交換器ユニットの常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）の熱交換器ユニットとの接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

また、熱交換器ユニットの海水通水側及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とし、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。

3.5.1.1.5 操作性の確保

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

耐圧強化ベント系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

耐圧強化ベント系を使用する際の排出経路に設置される隔離弁は、原子炉建屋内の原子炉棟外からの遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作及び原子炉建屋原子炉棟内の設置場所での人力操作により、容易かつ確実に手動操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁である電動弁については、中央制御室の操作スイッチにて遠隔操作が可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）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。原子炉補機代替冷却水系の系統構成に必要な弁の操作は、中央制御室での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

熱交換器ユニットを接続する接続口については、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続することができる設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）と熱交換器ユニットとの接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続できる設計とする。

3.5.1.1.6 試験検査

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

耐圧強化ベント系は、発電用原子炉の停止中に弁の開閉動作及び漏えいの確認が可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットの淡水ポンプ及び熱交換器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解が可能な設計とする。原子炉補機代替冷却水系の大容量送水ポンプ（タイプ I）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

また、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

第 3.5-1 表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要機器仕様

(1) 原子炉格納容器フィルタベント系

第3.7-1 表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

(2) 耐圧強化ベント系

系 統 数	1
系統設計流量	約10.0kg/s

(3) 原子炉補機代替冷却水系

a. 熱交換器ユニット

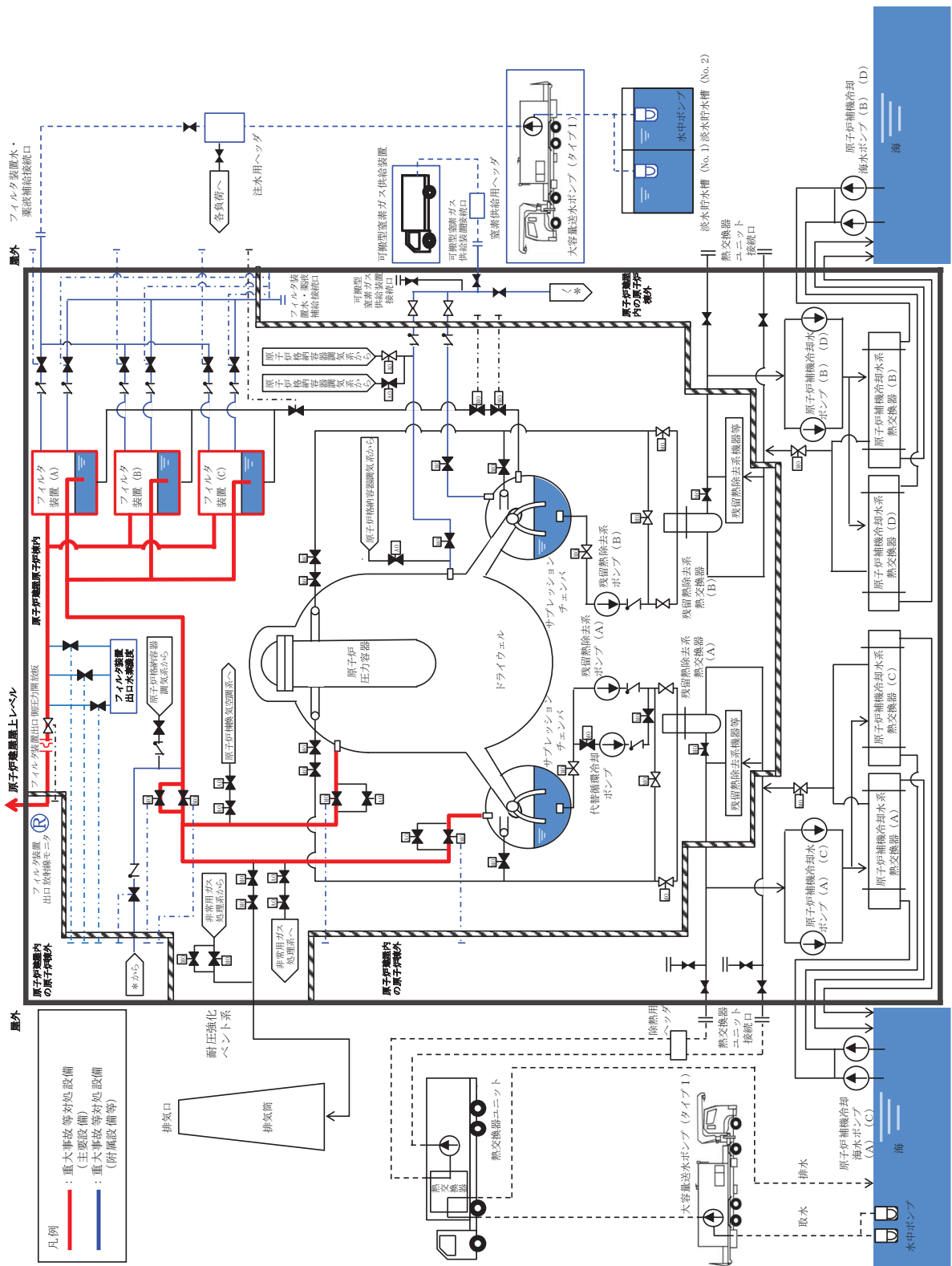
兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・使用済燃料プールの冷却等のための設備

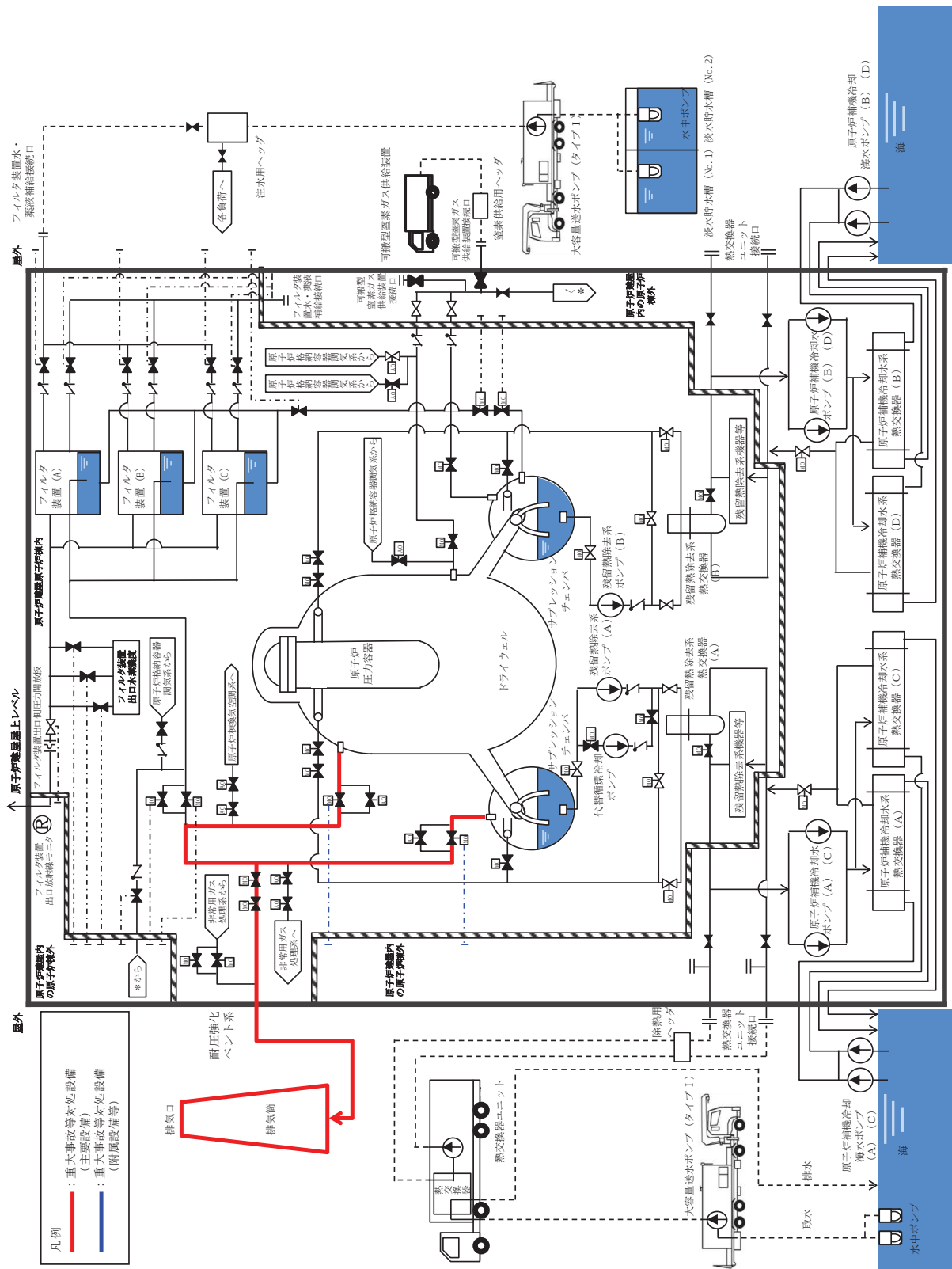
台 数	3 (うち1台は予備)
熱交換器	
組 数	1
伝熱容量	約20 MW/組 (海水温度26℃において)
淡水ポンプ	
台 数	1
容 量	約730m ³ /h
揚 程	約70m

b. 大容量送水ポンプ (タイプ I)

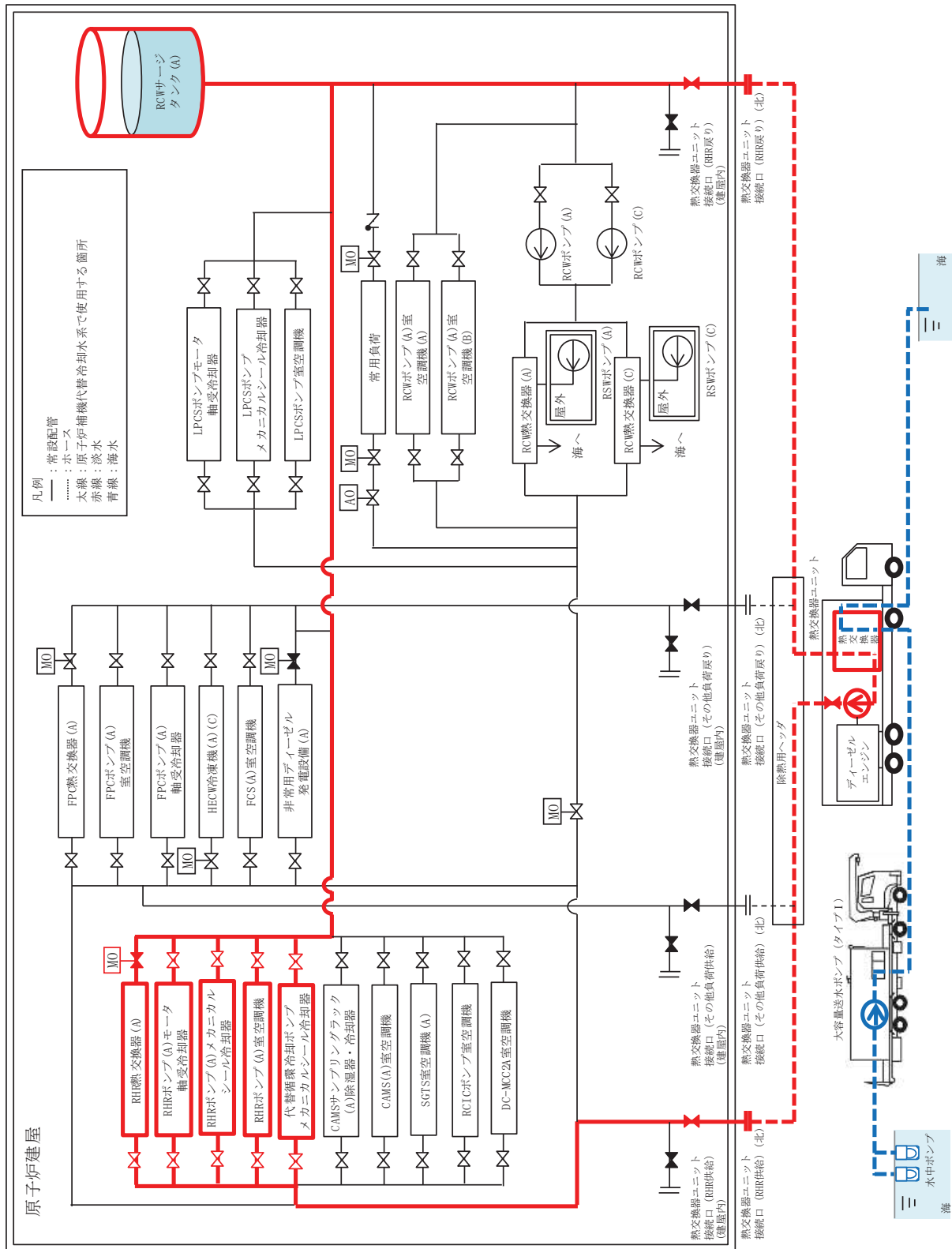
第 3.11-1 表 使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。



第 3.5-1 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図
(原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱)



第 3.5-2 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図
(耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱)



第 3.5-3 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図
 (原子炉補機代替冷却水系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱)
 (原子炉補機代替冷却水系 A 系の例)

3.5.1.2 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.5.1.2.1 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）は、燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系及び非常用交流電源設備に冷却水を供給する設計とする。原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）は、「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、位置的分散等を除く設計方針を適用して設計を行う。

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）主要機器仕様を第3.5-2 表に、系統概要図を第3.5-4 図に示す。

3.5.1.2.1.1 悪影響防止

基本方針については「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）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対処設備（設計基準拡張）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。

3.5.1.2.1.2 容量等

基本方針については「2.3.2 容量等」に示す。

原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水系熱交換器は、設計基準事故時の原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）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、重大事故等の収束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。

3.5.1.2.1.3 環境条件等

基本方針については「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水系熱交換器は、原子炉建屋内の原子炉棟外又は屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

原子炉補機冷却水系熱交換器の海水通水側及び原子炉補機冷却海水ポンプは、使用時に海水を通水するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。

3.5.1.2.1.4 操作性の確保

基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）は、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（設計基準拡張）として使用する。原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

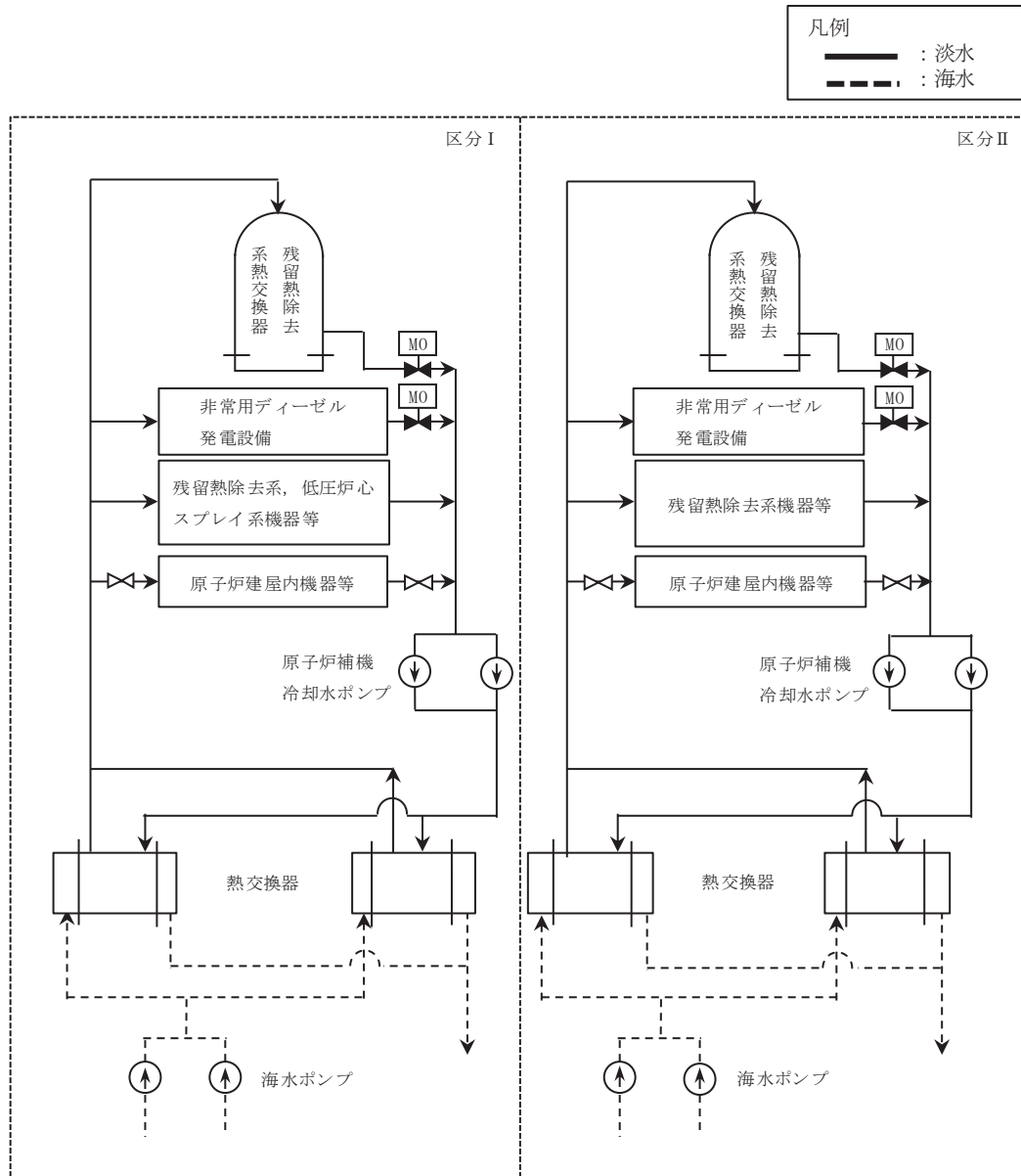
3.5.1.2.1.5 試験検査

基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水系熱交換器は、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

第 3.5-2 表 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む） 主要機器仕様

	区分 I 及び区分 II
原子炉補機冷却水ポンプ 台数 容量	各区分において 2（うち 1 台は通常運転時予備） 約 1,400m ³ /h/台
原子炉補機冷却海水ポンプ 台数 容量	各区分において 2（うち 1 台は通常運転時予備） 約 1,900m ³ /h/台
原子炉補機冷却水系熱交換器 基数 容量	各区分において 2（うち 1 基は通常運転時予備） 約 17.3 MW/基（海水温度 26℃において）



第 3.5-4 図 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む） 系統概要図

3.5.1.2.2 高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）

高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。本系統は、高圧炉心スプレイ系機器の運転で発生する熱の冷却を行う。高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）は、「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、位置的分散等を除く設計方針を適用して設計を行う。

高圧炉心スプレイ補機冷却水系主要機器仕様を第3.5-3 表に、系統概要図を第3.5-5 図に示す。

3.5.1.2.2.1 悪影響防止

基本方針については「2.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）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対処設備（設計基準拡張）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。

3.5.1.2.2.2 容量等

基本方針については「2.3.2 容量等」に示す。

高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器は、設計基準事故時の高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）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、重大事故等の収束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。

3.5.1.2.2.3 環境条件等

基本方針については「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器は、原子炉建屋内の原子炉棟外又は屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器の海水通水側及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプは、使用時に海水を通水するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。

3.5.1.2.2.4 操作性の確保

基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧炉心スプレー補機冷却水系（高圧炉心スプレー補機冷却海水系を含む）は、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（設計基準拡張）として使用する。高圧炉心スプレー補機冷却水系（高圧炉心スプレー補機冷却海水系を含む）は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

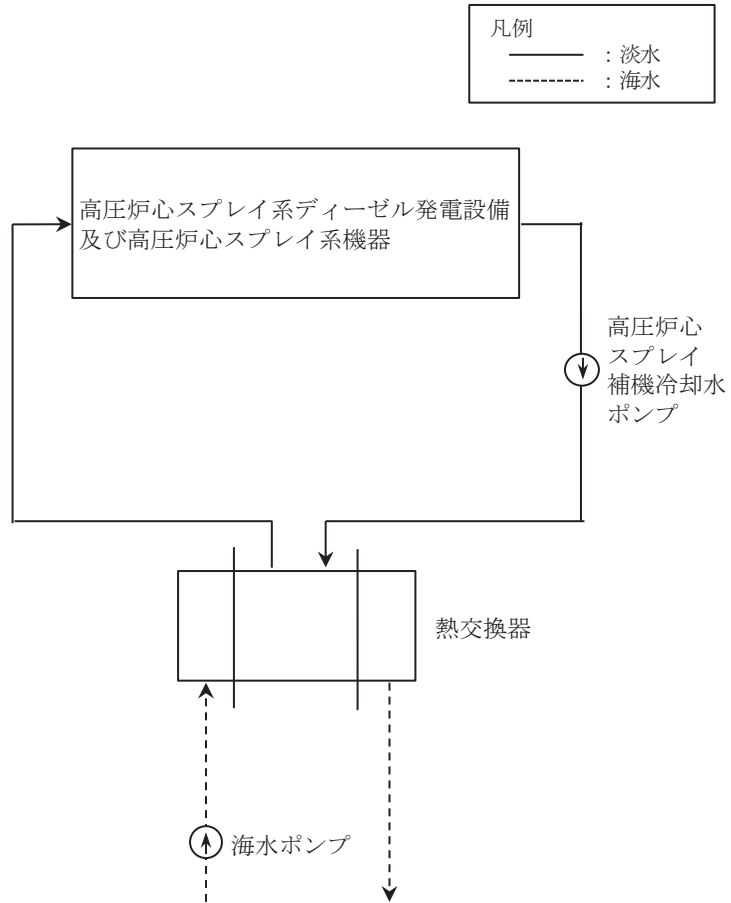
3.5.1.2.2.5 試験検査

基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧炉心スプレー補機冷却水系（高圧炉心スプレー補機冷却海水系を含む）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、高圧炉心スプレー補機冷却水ポンプ、高圧炉心スプレー補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレー補機冷却水系熱交換器は、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

第 3.5-3 表 高圧炉心スプレイ補機冷却水系
 (高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む) 主要機器仕様

	区分Ⅲ
高圧炉心スプレイ補機 冷却水ポンプ 台数 容量	1 約 240m ³ /h/台
高圧炉心スプレイ補機 冷却海水ポンプ 台数 容量	1 約250m ³ /h/台
高圧炉心スプレイ補機 冷却水系熱交換器 基数 容量	1 約2.67 MW/基 (海水温度26°Cにおいて)



第 3.5-5 図 高压炉心スプレイ補機冷却水系
(高压炉心スプレイ補機冷却海水系を含む) 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】

【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低下させるために必要な設備を施設しなければならない。

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) 重大事故防止設備

- 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項の格納容器損傷防止目的の設備は、同一設備であってもよい。

3.6.1 適合方針

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内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重大事故等対処設備を設置及び保管する。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重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉格納容器内の冷却等のための設備の系統概要図を第3.6-1図から第3.6-6図に示す。

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モード）及び残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）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。

3.6.1.1 重大事故等対処設備

原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、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に原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するために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の設備として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を設ける。

(1) 炉心の著しい損傷を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）を使用する。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、復水移送ポンプ、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、復水移送ポンプにより、復水貯蔵タンクの水を残留熱除去系等を経由してスプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、原子炉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する。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した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が可能な設計とする。また、系統構成に必要な電動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・復水移送ポンプ
- ・復水貯蔵タンク（3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備）
- ・常設代替交流電源設備（3.14 電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（3.14 電源設備）
- ・代替所内電気設備（3.14 電源設備）
- ・所内常設蓄電式直流電源設備（3.14 電源設備）

本システムの流路として、補給水系、高圧炉心スプレー系、残留熱除去系の配管及び弁、燃料プール補給水系の弁並びにスプレー管を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である非常用交流電源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。

(b) 原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却

残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）を使用する。

原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由してスプレー管からドライウェル内にスプレーすることで、原子炉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する。

原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備である大容量送水ポンプ（タイプⅡ）により海を利用できる設計とする。

原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した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が可能な設計とする。また、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、付属空冷式ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は、燃料補給設備である軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・大容量送水ポンプ（タイプⅠ）
- ・常設代替交流電源設備（3.14 電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（3.14 電源設備）
- ・代替所内電気設備（3.14 電源設備）

- ・燃料補給設備 (3.14 電源設備)

本システムの流路として、残留熱除去系の配管及び弁、スプレー管並びにホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である非常用交流電源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。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却
全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）は、「(1)a. (a) 原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却」と同じである。

(b) 原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却

全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）は、「(1)a. (b) 原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却」と同じである。

(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）の復旧

全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用し、残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）を復旧する。

残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプによりサプレッションチェンバのプール水をドライウェル内及びサプレッションチェンバ内にスプレーすることで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

本システムに使用する冷却水は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系から供給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・常設代替交流電源設備 (3.14 電源設備)
- ・原子炉補機代替冷却水系 (3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である残留熱除去系及び原子炉補機冷却

水系（原子炉補機冷却海水系を含む）を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

(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水冷却モード）の復旧

全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用し、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）を復旧する。

残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプ及び熱交換器により、サブプレッションチェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

本システムに使用する冷却水は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却水系から供給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 常設代替交流電源設備（3.14 電源設備）
- ・ 原子炉補機代替冷却水系（3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備）

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

(2) 原子炉格納容器の破損を防止するための原子炉格納容器内冷却に用いる設備

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）を使用する。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、復水移送ポンプ、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、復水移送ポンプにより、復水貯蔵タンクの水を残留熱除去系等を経由してスプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、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ことができる設計とする。また、スプレイした水がドライウェル床面に溜まり、原子炉格納容器下部開口部を経由して原子炉格納容器下部へ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下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。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した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が可能な設計とする。また、系統構成に必要な電動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備からの給電が可能な設計とする。

本系統の詳細については、「(1)a. (a)原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却」に記載する。

(b)原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を使用する。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由してスプレイ管からドライウェル内にスプレイすることで、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ことができる設計とする。また、スプレイした水がドライウェル床面に溜まり、原子炉格納容器下部開口部を経由して原子炉格納容器下部へ流入することで、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である大容量送水ポンプ（タイプⅡ）により海を利用できる設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した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が可能な設計とする。また、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、付属空冷式ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は、燃料補給設備である軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

本系統の詳細については、「(1)a. (b) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却」に記載する。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）

は、「(1)b.(a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器の冷却」と同じである。

(b) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、「(1)b.(b) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却」と同じである。

(c) 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モード）の復旧

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備は、「(1)b.(c) 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モード）の復旧」と同じである。

(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水冷却モード）の復旧

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失により、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）が起動できない場合の重大事故等対処設備は、「(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水冷却モード）の復旧」と同じである。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として兼用する設計とする。

原子炉格納容器内の冷却等のための設備の主要機器仕様を第3.6-1 表に示す。

残留熱除去系については、「3.6.1.2.1 残留熱除去系」に記載する。

大容量送水ポンプ（タイプⅡ）、復水貯蔵タンク及びサブプレッションチェンバについては、「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備」に記載する。

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）及び原子炉補機代替冷却水系については、「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」に記載する。

原子炉格納容器については、「3.21 原子炉格納容器」に記載する。

非常用交流電源設備については、「3.14 電源設備」に記載する。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、所内常設蓄電式直流電源設備及び燃料補給設備については、「3.14 電源設備」に記載する。

3.6.1.1.1 多様性及び独立性，位置的分散

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

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，復水移送ポンプを代替所内電気設備を経由した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駆動できることで，非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系ポンプを用いた残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に対して多様性を有する設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の電動弁は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の電動弁（交流）は，代替所内電気設備を経由して給電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。また，電動弁（直流）は，所内常設蓄電式直流電源設備からの給電により遠隔操作が可能な設計とする。

また，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は，復水貯蔵タンクを水源とすることで，サプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に対して異なる水源を有する設計とする。

復水移送ポンプは，残留熱除去系ポンプと原子炉建屋原子炉棟内の異なる区画に設置することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

復水貯蔵タンクは，屋外に設置することで，原子炉建屋原子炉棟内のサプレッションチェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，大容量送水ポンプ（タイプ I）を付属空冷式ディーゼルエンジンにより駆動とすることで，電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）に対して多様性を有する設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の電動弁は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また，原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の電動弁は，代替所内電気設備を経由して給電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、代替淡水源を水源とすることで、サプレッションチェンバを水源とする残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び復水貯蔵タンクを水源とする原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉建屋から離れた屋外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復水移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）からの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。

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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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モード）に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

電源設備の多様性、独立性及び位置的分散については「3.14 電源設備」に記載する。

3.6.1.1.2 悪影響防止

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

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、通常時は大容量送水ポンプ（タイプ I）を接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールスプレイ系（常設配管）、燃料プールスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の同時使用を考慮して、各系統に必要な流量を1台で確保可能な容量を有する設計とする。なお、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールスプレイ系（常設配管）及び燃料プールスプレイ系（可搬型）の同時使用は考慮しない。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

3.6.1.1.3 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプは、設計基準対象施設の補給水系と兼用しており、設計基準対象施設としての復水移送ポンプ2台におけるポンプ流量が、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要なスプレイ流量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプ I）は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要なスプレイ流量を有する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の注水設備及び水の供給設備として1台、また、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備との同時使用時にはさらに1台使用することから、1セット2台使用する。保有数は2セットで4台、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で1台の合計5台を確保する。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の同時使用を考慮して、各系統に必要な流量を1台で確保可能な容量を有する設計とする。なお、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型）の同時使用は考慮しない。

3.6.1.1.4 環境条件等

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

復水移送ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室から遠隔で可能な設計又は設置場所で可能な設計とする。

また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水源を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプ I）は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）の常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室から遠隔で可能な設計又は設置場所で可能な設計とする。また、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置する弁の操作は、遠隔手動弁操作設備により屋外で可能な設計とする。

また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。

3.6.1.1.5 操作性の確保

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室の操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに系統構成が可能な設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプ I）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し、系統構成に必要な弁は、中央制御室の操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。また、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置する弁は、遠隔手動弁操作設備により屋外から手動操作が可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）と接続口との接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

3.6.1.1.6 試験検査

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプ I）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

また、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

第 3. 6-1 表 原子炉格納容器内の冷却等のための設備の主要機器仕様

(1) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）

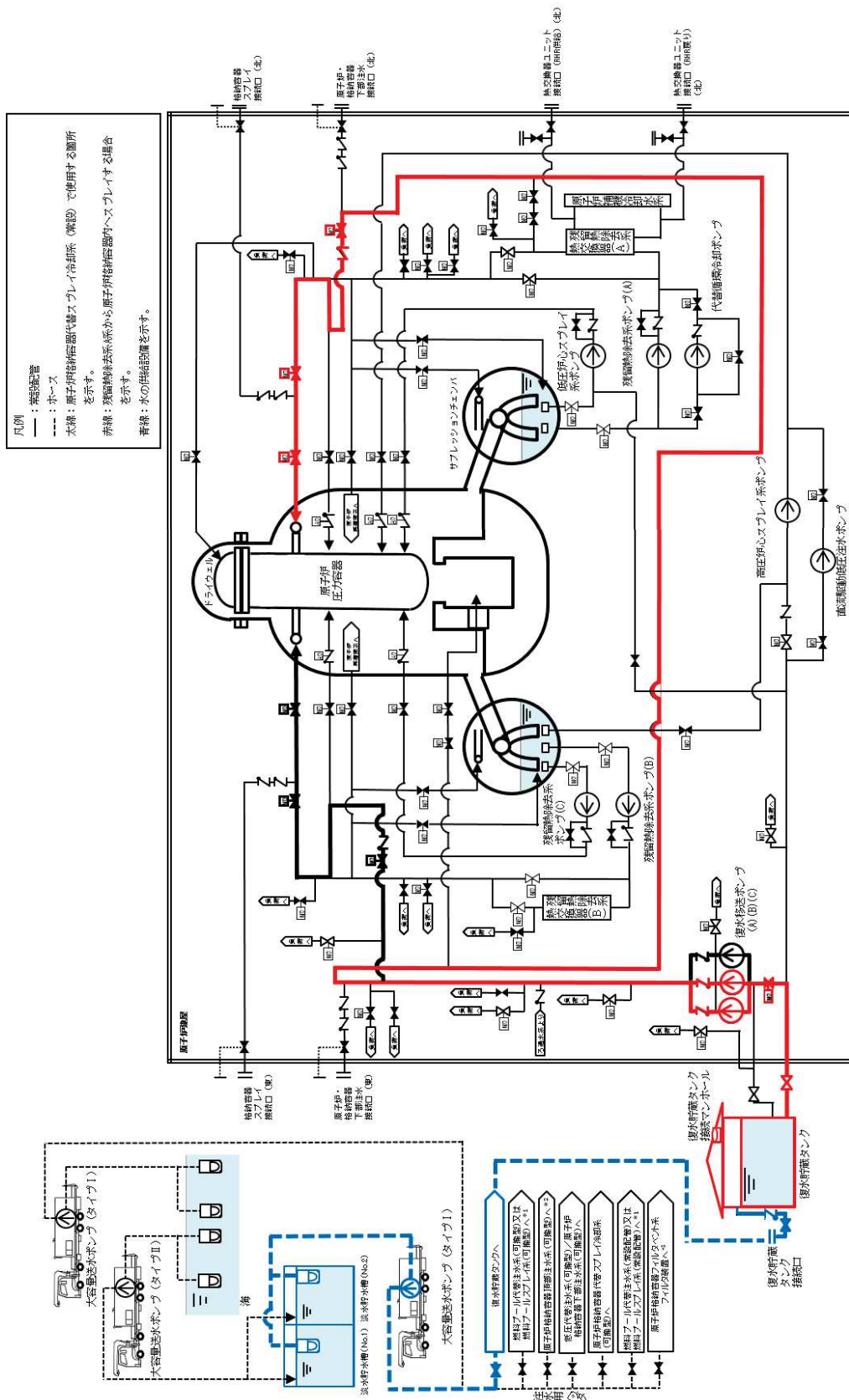
a. 復水移送ポンプ

第 3. 4-1 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機器仕様に記載する。

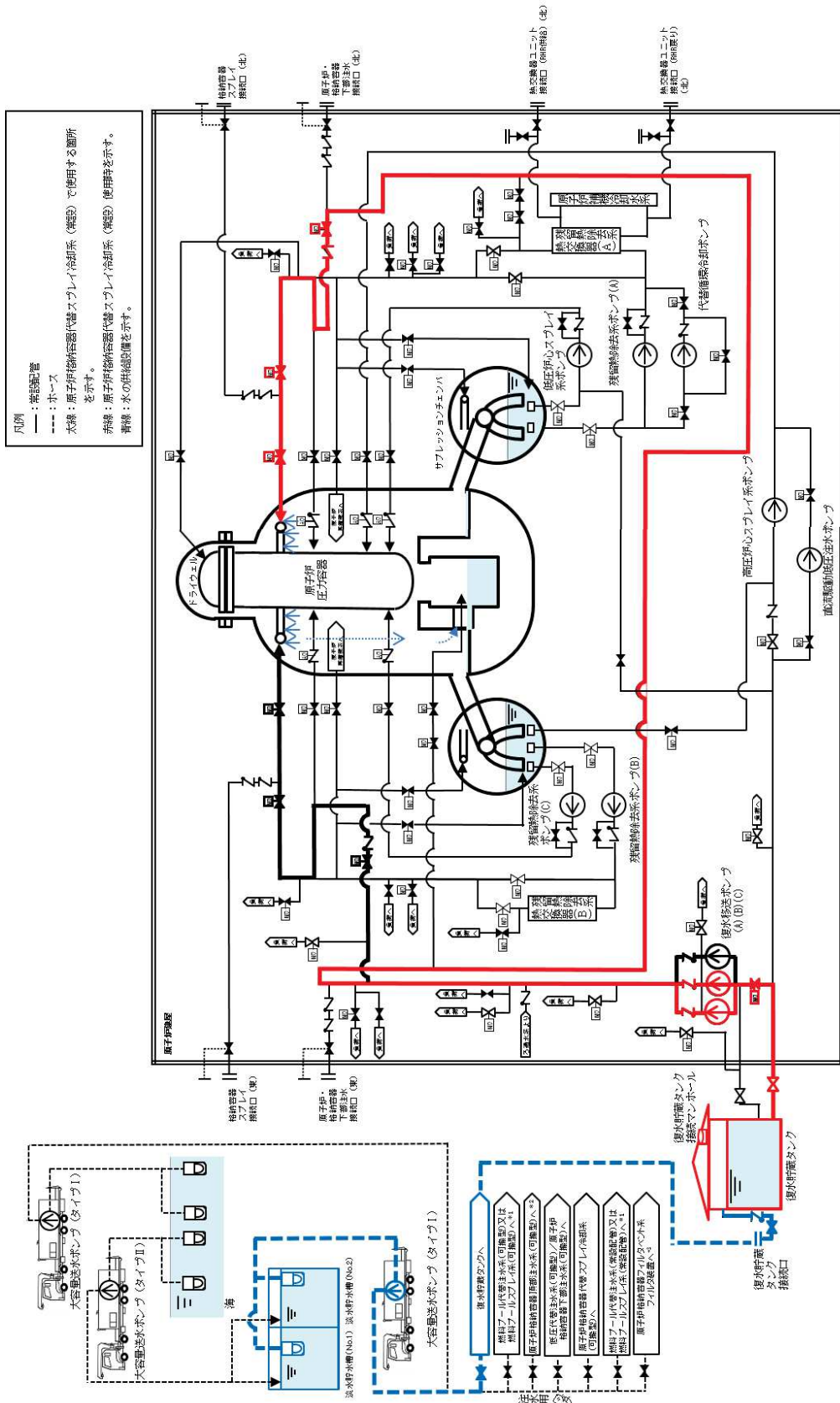
(2) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）

a. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

第 3. 11-1 表 使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

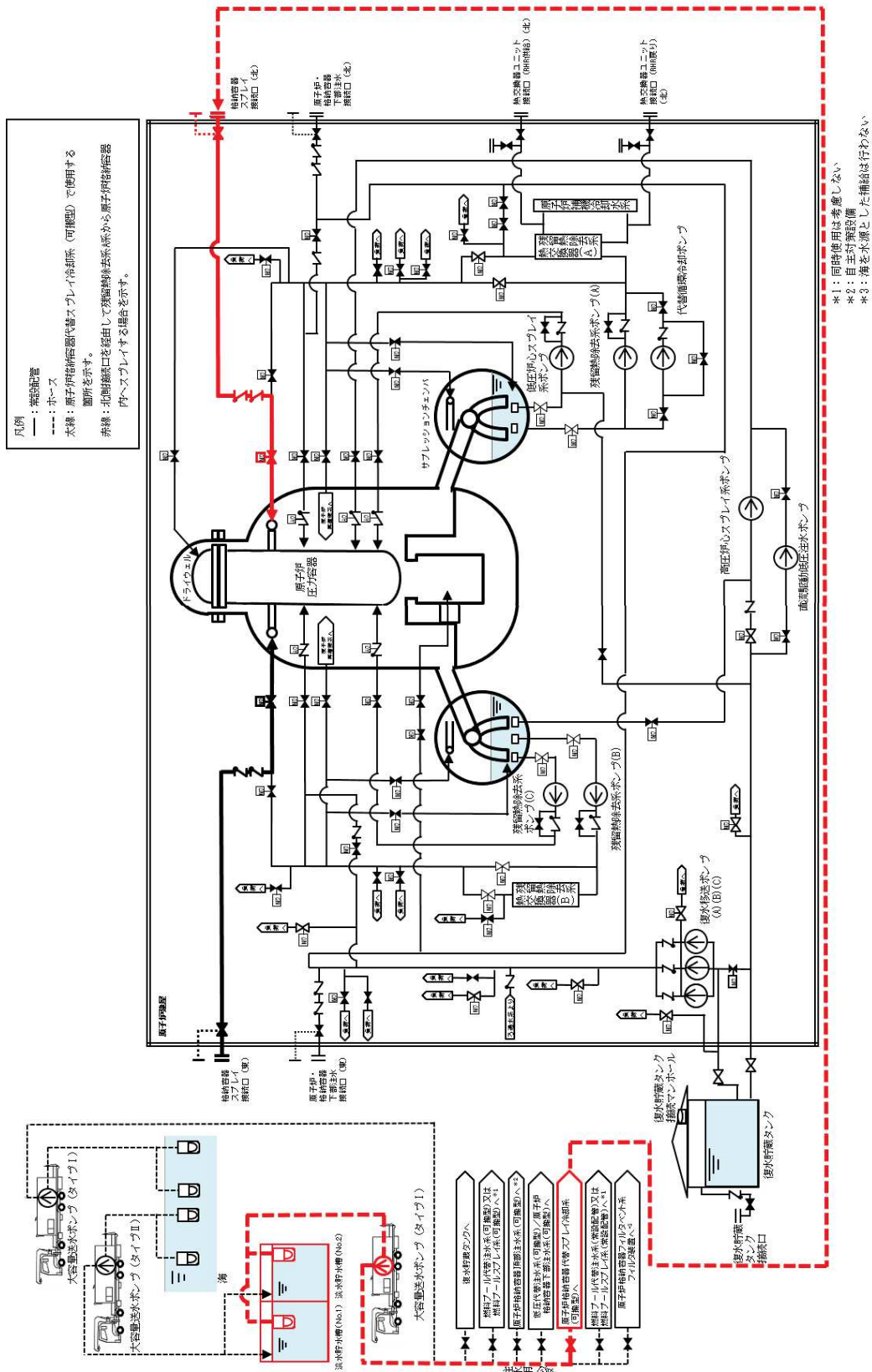


第 3.6-1 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図 (原子炉格納容器代替スプレー冷却系 (常設) による原子炉格納容器の冷却)

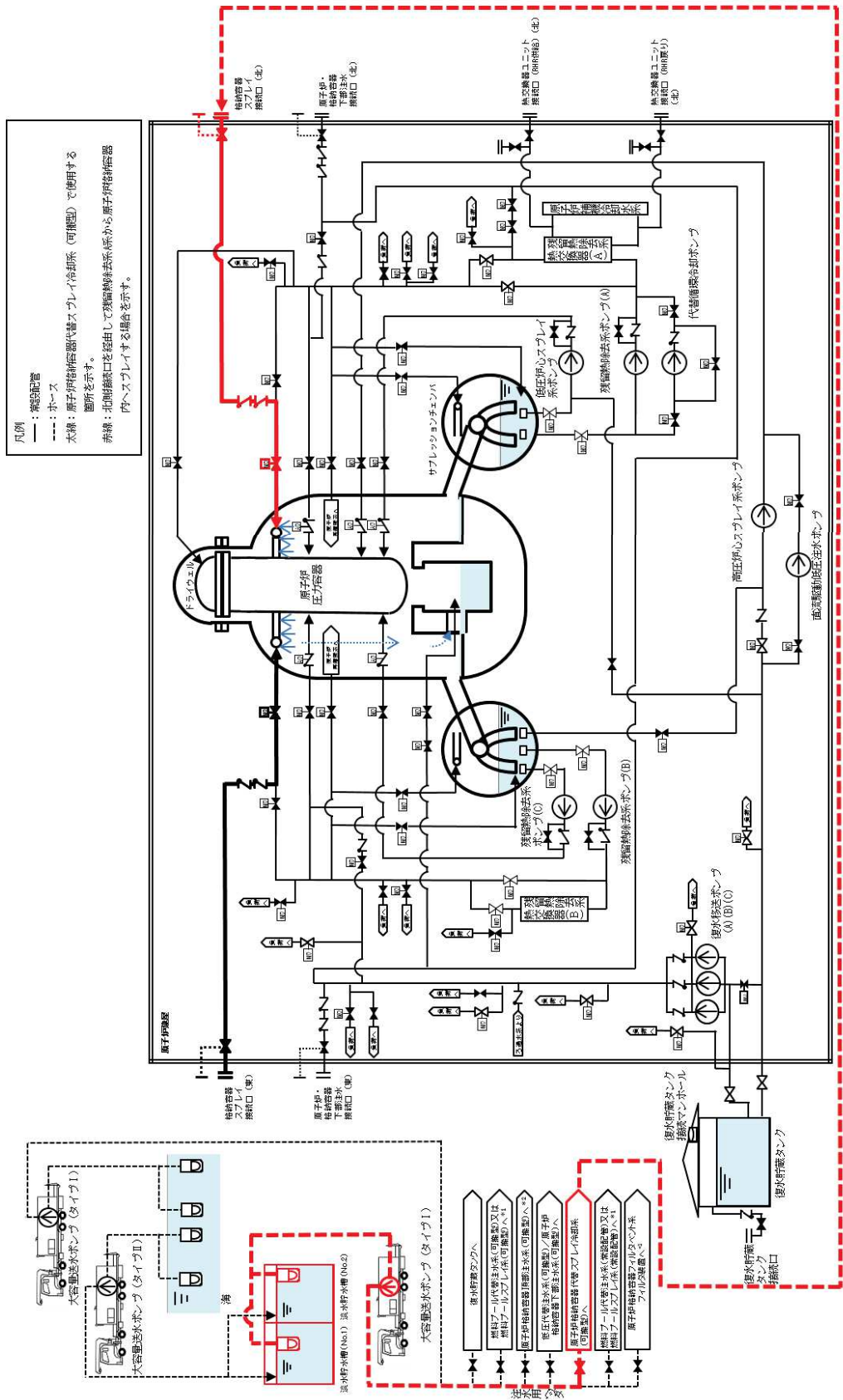


*1: 同時使用は考慮しない
 *2: 自主対策設備
 *3: 海を水源とした補給は行わない

第 3.6-2 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図
 (原子炉格納容器代替スプレー冷却系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水)



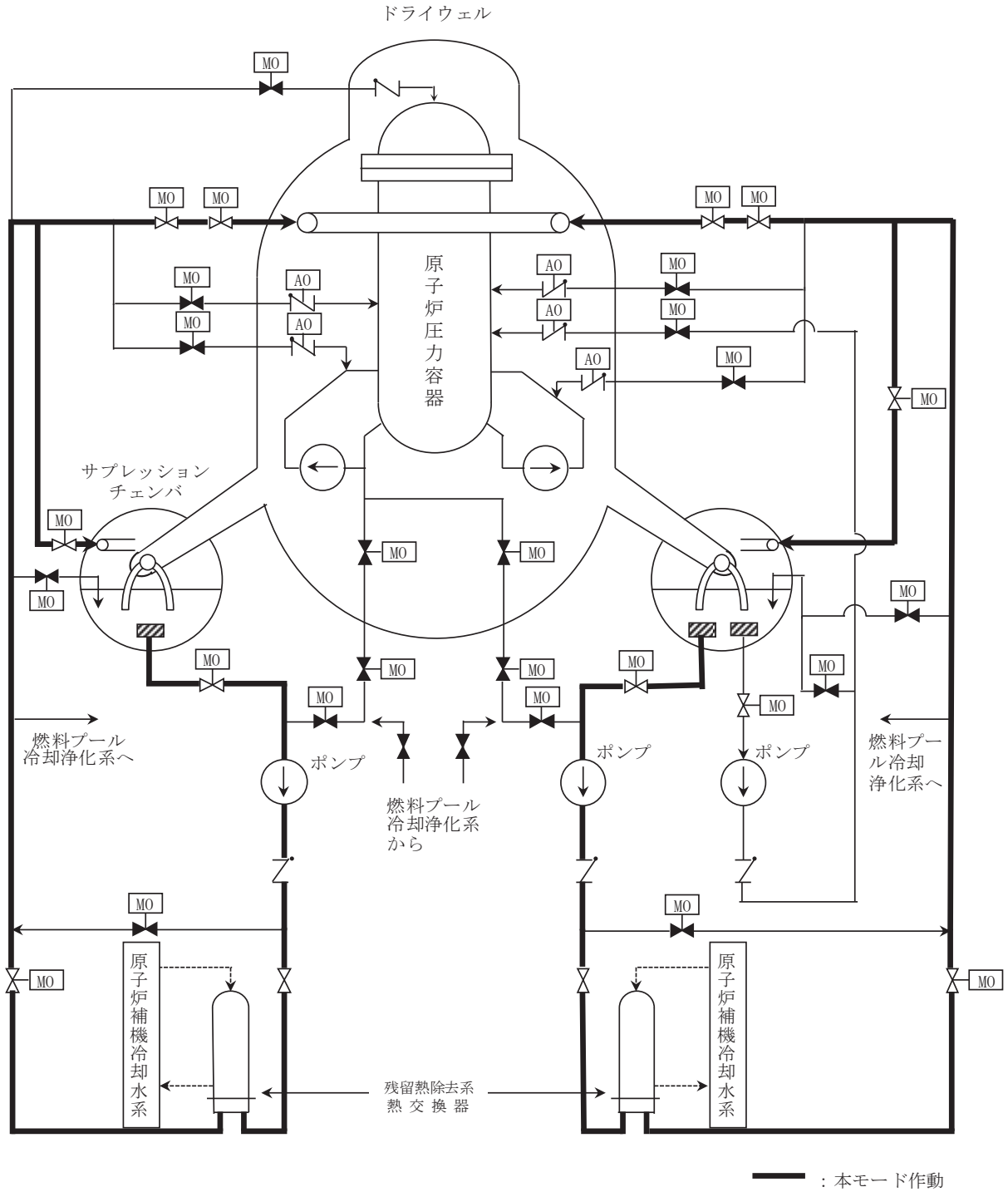
第 3.6-3 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図 (原子炉格納容器代替スプレー冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器の冷却)



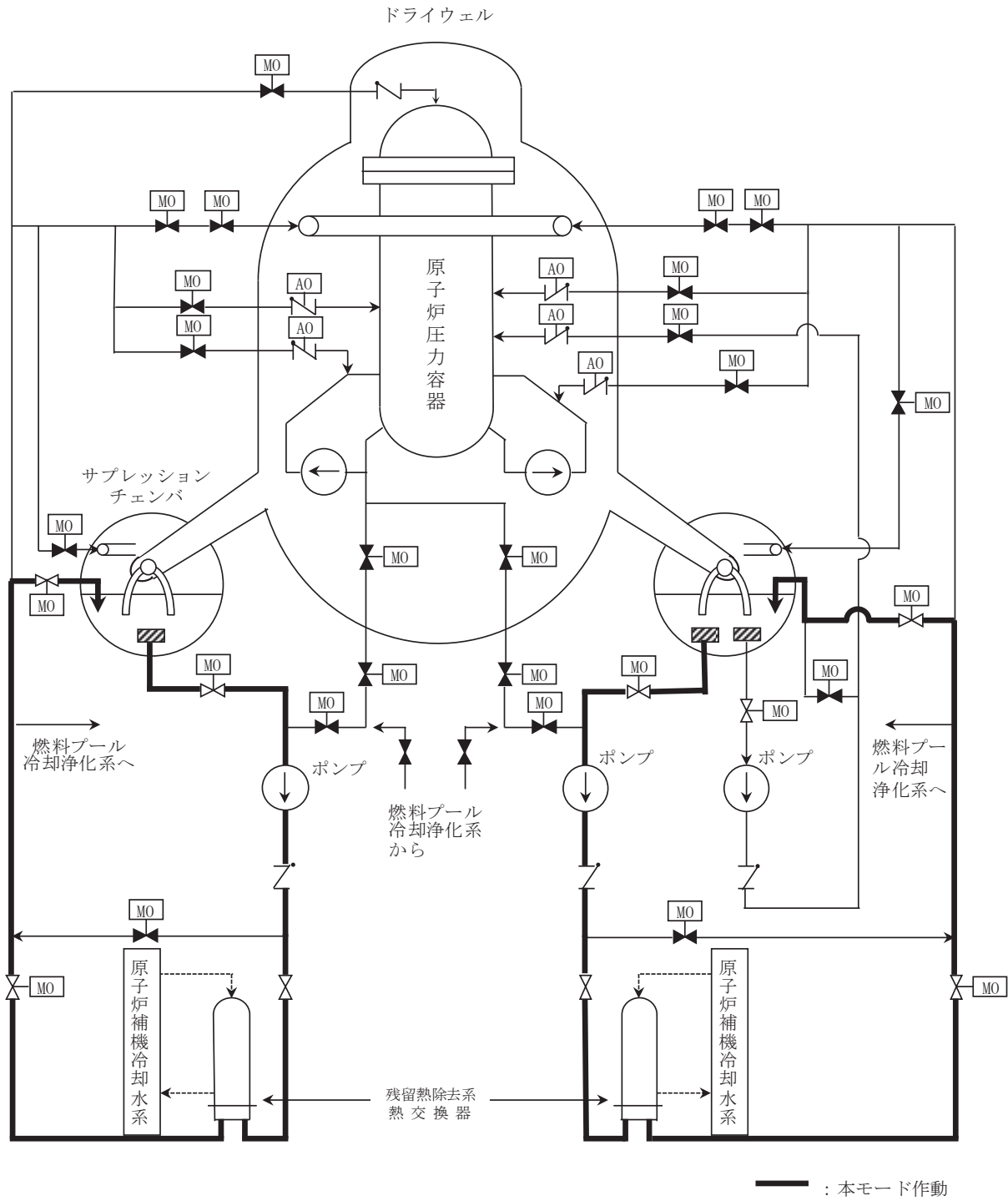
*1: 同時使用は考慮しない
 *2: 自主対策設備
 *3: 海を水源とした補給は行わない

第 3.6-4 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図

(原子炉格納容器代替スプレー冷却系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水)



第 3. 6-5 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図（常設代替交流電源設備による残留熱除去系（格納容器スプレー冷却モード）の復旧）



第 3.6-6 図 原子炉格納容器内の冷却等のための設備系統概要図（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水冷却モード）の復旧）

3.6.1.2 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.6.1.2.1 残留熱除去系

残留熱除去系の格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッションプール水冷却モードは、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

残留熱除去系は、「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。

残留熱除去系主要機器仕様を第3.6-2 表に、系統概要図を第3.6-7図及び第3.6-8図に示す。

3.6.1.2.1.1 悪影響防止

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

残留熱除去系の格納容器スプレイ冷却モード及びサブプレッションプール水冷却モードは、設計基準事故対処設備又は設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）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。

3.6.1.2.1.2 容量等

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、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束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。

3.6.1.2.1.3 環境条件等

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し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。残留熱除去系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

3.6.1.2.1.4 操作性の確保

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

残留熱除去系は、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又は設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する設計とする。残留熱除去系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

3.6.1.2.1.5 試験検査

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

残留熱除去系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

第 3.6-2 表 残留熱除去系主要機器仕様

(1) ポンプ

台数 2 (格納容器スプレイモード又はサブプレッションプール水冷却モードとして使用する場合)

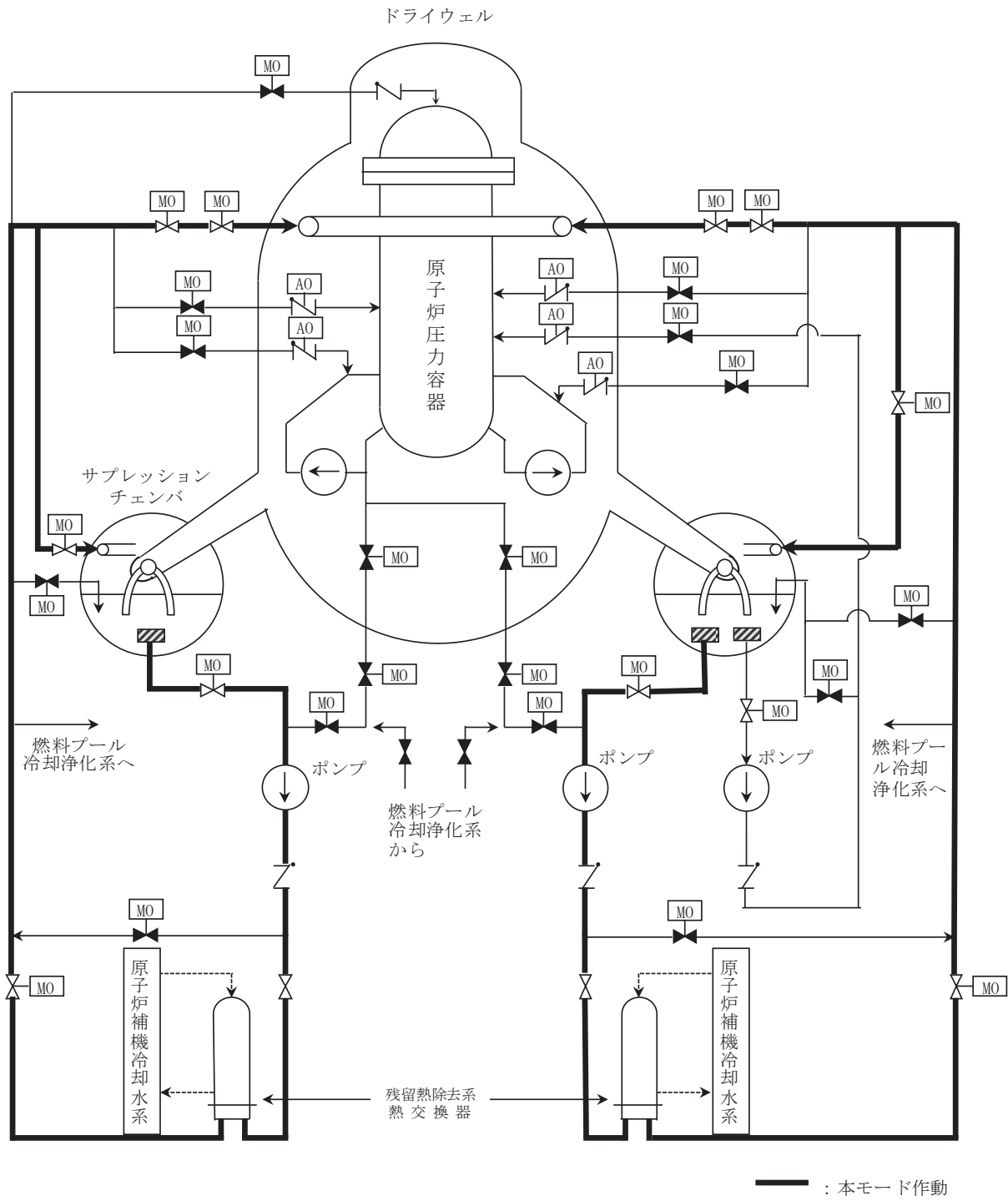
容量 約1,160m³/h (1台当たり)

(2) 熱交換器

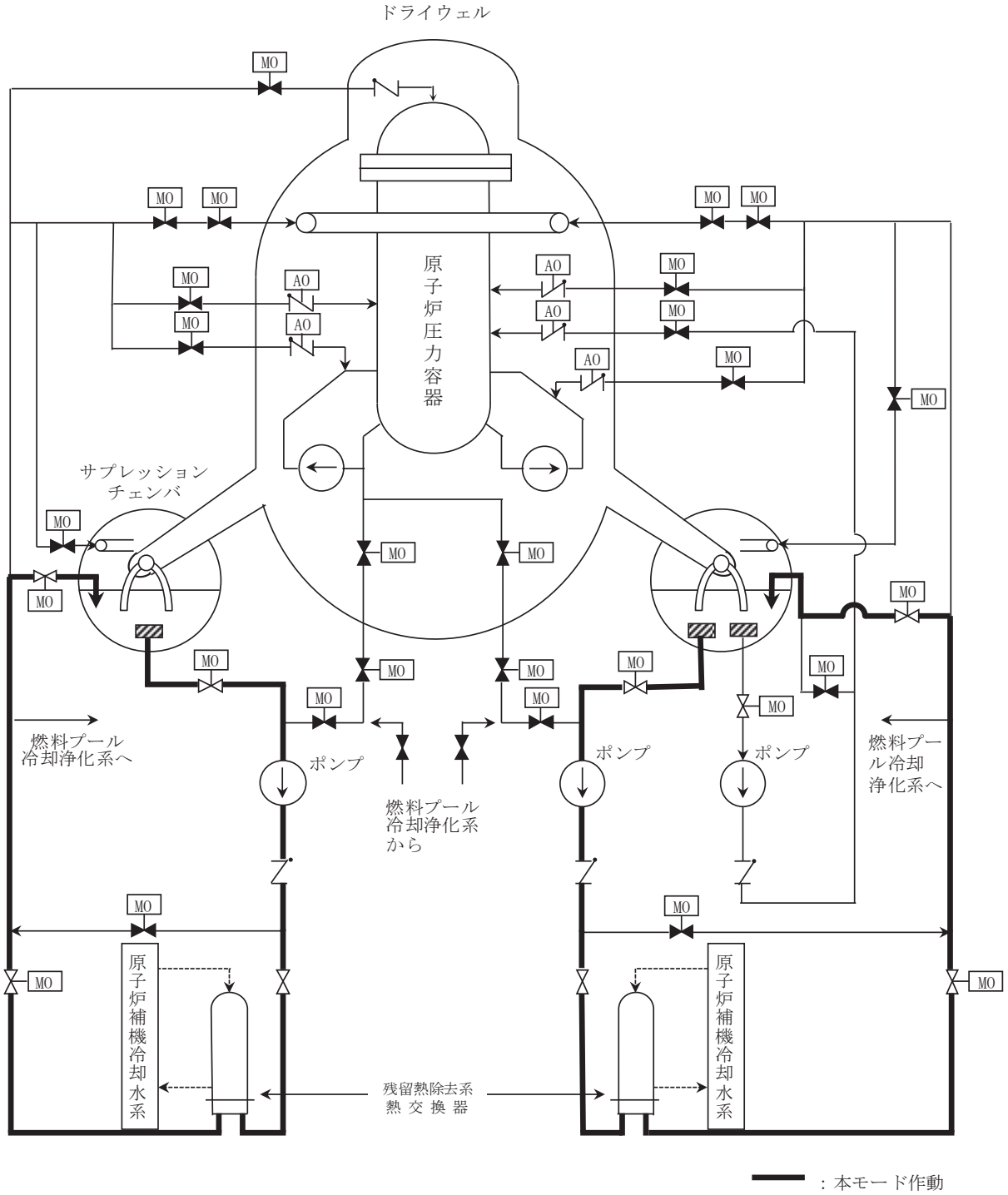
基数 2

伝熱容量 約8.80MW (1基当たり)

(海水温度26°Cにおいて)



第 3.6-7 図 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）系統概要図



第 3.6-8 図 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）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】

【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過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら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（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設けなければならない。

3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（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過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）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「原子炉格納容器バウンダリを維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら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) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。

2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設であるBWR及びアイスコンデンサ型格納容器を有するPWRをいう。

3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」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を設置すること。

b) 上記3 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) ラプチャーディスクを使用する場合は、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ラプチャーディスク（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ラプチャーディスク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、長期的にも熔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ー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。

4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。

3.7.1 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の過圧による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重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉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 3.7-1 図から第 3.7-5 図に示す。

3.7.1.1 重大事故等対処設備

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、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉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、代替循環冷却系を設ける。また、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を設ける。

(1) 代替循環冷却系による原子炉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原子炉格納容器の過圧破損を防止するための重大事故等対処設備として、代替循環冷却系を使用する。

代替循環冷却系は、代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系熱交換器、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、代替循環冷却ポンプによりサプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水及び原子炉格納容器内へスプレー又は原子炉格納容器下部へ注水することで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。原子炉圧力容器に注水された水は、原子炉圧力容器又は原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し、原子炉格納容器内へスプレー又は原子炉格納容器下部へ注水された水とともに、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。

なお、原子炉格納容器内へスプレー又は原子炉格納容器下部へ注水した水が原子炉格納容器下部へ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下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。

代替循環冷却系は、非常用交流電源設備に加えて、代替所内電気設備を経由した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が可能な設計とする。

残留熱除去系熱交換器は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）に加えて、代替循環冷却系で使用する原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）により冷却できる設計とする。

原子炉補機代替冷却水系は、熱交換器及び淡水ポンプを搭載した熱交換器ユニット、大容量送水ポンプ（タイプ I）、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で

構成し、熱交換器ユニットを原子炉補機冷却水系に接続し、大容量送水ポンプ(タイプ I)により熱交換器ユニットに海水を送水することで、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ(タイプ I)の燃料は、燃料補給設備である軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・代替循環冷却ポンプ
- ・残留熱除去系熱交換器
- ・熱交換器ユニット
- ・大容量送水ポンプ(タイプ I)
- ・サプレッションチェンバ(3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備)
- ・常設代替交流電源設備(3.14 電源設備)
- ・可搬型代替交流電源設備(3.14 電源設備)
- ・代替所内電気設備(3.14 電源設備)
- ・燃料補給設備(3.14 電源設備)

代替循環冷却系の流路として、補給水系の配管及び弁、残留熱除去系の配管、弁及びストレーナ並びにスプレイ管を重大事故等対処設備として使用する。

原子炉補機代替冷却水系の流路として、原子炉補機冷却水系の配管、弁及びサージタンク並びに残留熱除去系の熱交換器、ホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉圧力容器及び原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準事故対処設備である非常用取水設備の貯留堰、取水口、取水路及び海水ポンプ室を重大事故等対処設備として使用する。

また、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水系及び非常用交流電源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。

(2) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉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おいて、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する。

原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置、フィルタ装置出口側圧力開放板、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる

放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

フィルタ装置は、排気中に含まれる粒子状放射性物質、ガス状の無機よう素及び有機よう素を除去できる設計とする。

本システムは、サプレッションチェンバ及びドライウエルと接続し、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、ドライウエル側からの排気では、有効燃料棒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悪影響を受けない設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、ベント開始後においても不活性ガスで置換できる設計とするとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は、他の発電用原子炉とは共用しない設計とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2弁設置し、原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・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。

原子炉格納容器フィルタベント系の使用後に再度、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系等により原子炉格納容器内にスプレイする場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器が規定の圧力に達した場合には、スプレイを停止する運用とする。

原子炉格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備によって人力による操作が可能な設計とする。

遠隔手動弁操作設備の操作場所は、原子炉建屋内の原子炉棟外とし、必要に応じて遮蔽材を設置することで、放射線防護を考慮した設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁である電動弁については、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。

系統内に設けるフィルタ装置出口側圧力開放板は、原子炉格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は、原子炉建屋原子炉棟内に設置することにより、原子炉格納容器フィルタベント系の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・フィルタ装置

- ・フィルタ装置出口側圧力開放板
- ・所内常設蓄電式直流電源設備（3.14 電源設備）
- ・常設代替直流電源設備（3.14 電源設備）
- ・可搬型代替直流電源設備（3.14 電源設備）

本システムの流路として、原子炉格納容器調気系及び原子炉格納容器フィルタベント系の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

原子炉格納容器過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様を第 3.7-1 表に示す。

原子炉圧力容器については、「3.20 原子炉圧力容器」に記載する。

サプレッションチェンバについては、「3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」に記載する。

原子炉格納容器については、「3.21 原子炉格納容器」に記載する。

所内常設蓄電式直流電源設備、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、「3.14 電源設備」に記載する。

非常用取水設備については、「10.8 非常用取水設備」に記載する。

3.7.1.1.1 多様性，位置的分散

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

代替循環冷却系及び原子炉格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。

代替循環冷却系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する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駆動できる設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。

代替循環冷却系に使用する原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の原子炉格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

熱交換器ユニットの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、互いに異なる複数箇所に設置し、かつ原子炉格納容器フィルタベント系と異なる区画に設置する設計とする。

代替循環冷却ポンプは原子炉建屋内の原子炉棟外に、残留熱除去系熱交換器及びサブプレッションチェンバは原子炉建屋原子炉棟内に設置し、原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板は原子炉建屋原子炉棟内の異なる区画に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

代替循環冷却系と原子炉格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、代替循環冷却系と原子炉格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。

電源設備の多様性、位置的分散については、「3.14 電源設備」に記載する。

3.7.1.1.2 悪影響防止

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

代替循環冷却系は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、サブプレッションチェンバのプール水に含まれる放射性物質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。

代替循環冷却系に使用する原子炉補機代替冷却水系は、通常時は熱交換器ユニットを接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）と原子炉補機代替冷却水系を同時に使用しないことにより、相互の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

原子炉格納容器フィルタベント系は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系は、重大事故等時の排出経路と原子炉建屋原子炉棟換気空調系、非常用ガス処理系及び耐圧強化ベント系の他系統及び機器との間に隔離弁を直列に2弁設置し、原子炉格納容器フィルタベント系使用時に確実に隔離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.7.1.1.3 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

代替循環冷却ポンプは、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止するために必要となる原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイが可能な容量を有する設計とする。また、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するための原子炉格納容器へのスプレイ又は原子炉格納容器下部への注水が可能な容量を有する設計とする。

代替循環冷却系の残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故対処設備の残留熱除去系と兼用しており、設計基準事故対処設備としての伝熱容量が、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必要な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。

代替循環冷却系で使用する原子炉補機代替冷却水系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉補機代替冷却水系での圧力損失を考慮しても原子炉格納容器の破損を防止するために必要な伝熱容量を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系熱交換器で発生した熱を除去するために必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する熱交換器ユニット 1 台と大容量送水ポンプ（タイプ I）1 台を使用する。熱交換器ユニットは、1 セット 1 台で使用することから、保有数は 2 セットで 2 台、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で 1 台の合計 3 台を保管する。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として 1 台、また、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の注水設備及び水の供給設備との同時使用時にはさらに 1 台使用することから、1 セット 2 台使用する。保有数は 2 セットで 4 台、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で 1 台の合計 5 台を保管する。

また、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、想定される重大事故等時において、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱と燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱を同時に使用するため、各システムの必要な容量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器内を減圧させるため、原子炉格納容器内で発生する蒸気量に対して、原子炉格納容器フィルタベント系での圧力損失を考慮しても十分な排出流量を有する設計とする。

フィルタ装置は、想定される重大事故等時において、粒子状放射性物質に対する除去効率が99.9%以上確保できる設計とする。また、スクラバ溶液の待機時の薬物添加濃度は、想定される重大事故等時のスクラバ溶液のpH値の低下を考慮しても、無機よう素に対する除去効率が99.8%以上確保できるpH値を維持できる設計とする。フィルタ装置のスクラバ溶液は、補給による水位の確保及びサプレッションチェンバへの移送が可能な設計とする。フィルタ装置の金属繊維フィルタは、想定される重大事故等時において、金属繊維フィルタに流入するエアロゾル量に対して十分な容量を有する設計とする。

フィルタ装置の銀ゼオライト吸着層は、想定される排気ガスの流量に対して、有機よう素に対する除去効率が98%以上となるために必要な排気ガス滞留時間を確保できる吸着層の厚さを有する設計とする。

フィルタ装置出口側圧力開放板は、原子炉格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分低い圧力で破裂する設計とする。

3.7.1.1.4 環境条件等

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替循環冷却ポンプは原子炉建屋内の原子炉棟外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

代替循環冷却ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

代替循環冷却系の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、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

代替循環冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室から遠隔で可能な設計とする。代替循環冷却系運転後における弁の操作は、配管等の周囲の線量を考慮して、中央制御室から遠隔で可能な設計とする。

代替循環冷却系に使用する原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプI）は屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

熱交換器ユニットの常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプI）の熱交換器ユニットとの接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

また、熱交換器ユニットの海水通水側及び大容量送水ポンプ（タイプI）は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とし、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。

代替循環冷却系運転後における配管等の周囲の線量低減のため、フラッシングが可能な設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系の排出経路に設置される隔離弁の操作は、原子炉建屋内の原子炉棟外からも操作が可能となるように遠隔手動弁操作設備の設置及び必要に応じた遮蔽材の設置により、想定される重大事故等時において、離れた場所から人力で容易かつ確実に手動操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁である電動弁は、中央制御室から操作が可能な設計とする。フィルタ装置は原子炉建屋原子炉棟内に設置することで、使用後に高線量となるフィルタ装置等から作業員が受ける被ばくを低減することができる設計とする。

3.7.1.1.5 操作性の確保

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替循環冷却系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

代替循環冷却ポンプ及び系統構成に必要な弁は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。また、代替循環冷却系の運転中に残留熱除去系ストレーナが閉塞した場合においては、逆洗操作が可能な設計とする。

代替循環冷却系に使用する原子炉補機代替冷却水系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）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。原子炉補機代替冷却水系の系統構成に必要な弁の操作は、中央制御室での操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

熱交換器ユニットを接続する接続口については、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続することができる設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）と熱交換器ユニットとの接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続できる設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁には、炉心の著しい損傷が発生した場合において、現場において人力で弁の操作ができるよう、遠隔手動弁操作設備を設置するとともに、操作場所は原子炉建屋内の原子炉棟外とし、必要に応じて遮蔽材を設置することで、容易かつ確実に人力による操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁である電動弁については、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

3.7.1.1.6 試験検査

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替循環冷却系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。代替循環冷却ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。また、残留熱除去系熱交換器は、発電用原子炉の停止中に開放及び外観の確認が可能な設計とする。

代替循環冷却系に使用する原子炉補機代替冷却水系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットの淡水ポンプ及び熱交換器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替えが可能な設計とする。原子炉補機代替冷却水系の大容量送水ポンプ（タイプ I）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

また、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は、発電用原子炉の停止中に排出経路の隔離弁の開閉動作及び漏えいの確認が可能な設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は、発電用原子炉の停止中に内部構造物の外観の確認が可能な設計とする。また、放射性よう素フィルタは、発電用原子炉の停止中に内部に設置されている銀ゼオライト試験片を用いた性能の確認が可能な設計とする。

フィルタ装置出口側圧力開放板は、発電用原子炉の停止中に取替えが可能な設計とする。

第 3.7-1 表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様

(1) 代替循環冷却系

a. 代替循環冷却ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

台数 1
容量 約150m³/h
全揚程 約80m

b. 残留熱除去系熱交換器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・残留熱除去系

基数 1
伝熱容量 約 8.8MW

c. 熱交換器ユニット

第 3.5-1 表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要機器仕様に記載する。

d. 大容量送水ポンプ (タイプ I)

第 3.11-1 表 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(2) 原子炉格納容器フィルタベント系

兼用する設備は以下のとおり。

- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

a. フィルタ装置

個数 1
系統設計流量 約 10.0kg/s
放射性物質除去効率 99.9%以上 (粒子状放射性物質に対して)
99.8%以上 (無機よう素に対して)
98 %以上 (有機よう素に対して)

材料

スクラバ溶液 (pH13 以上)

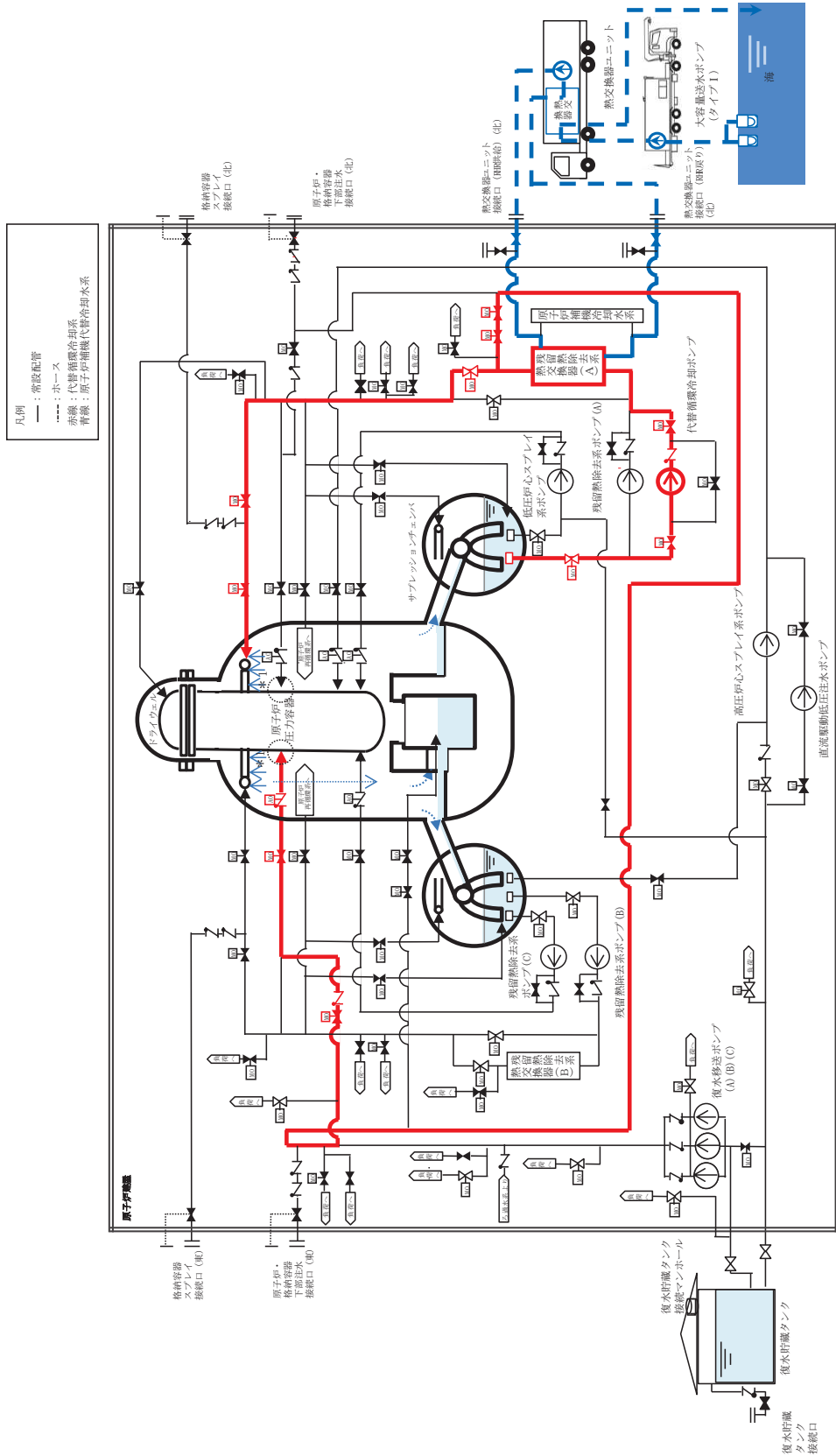
金属繊維フィルタ

放射性よう素フィルタ 銀ゼオライト

b. フィルタ装置出口側圧力開放板

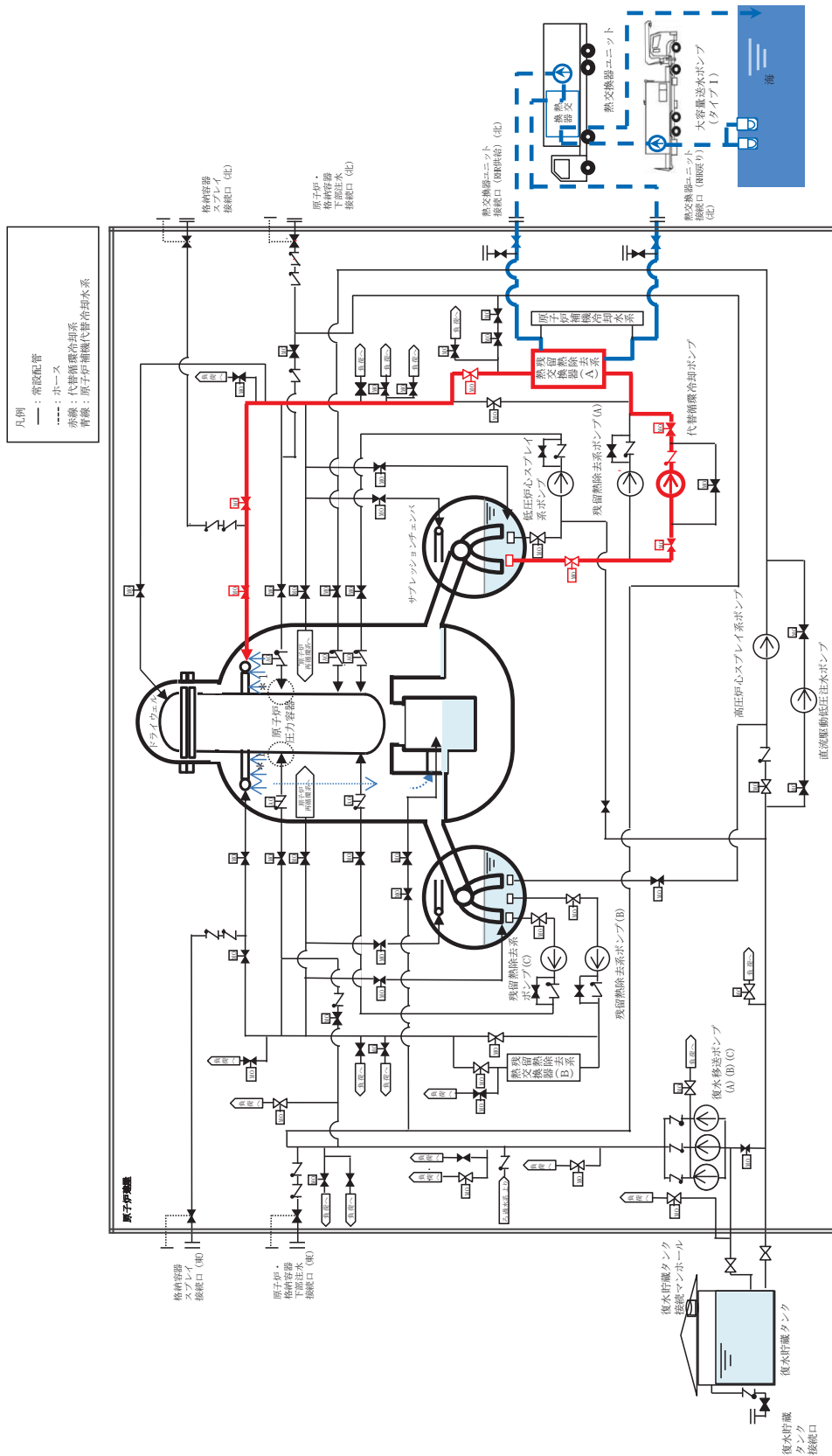
個数 1
設定破裂圧力 約 100kPa (差圧)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

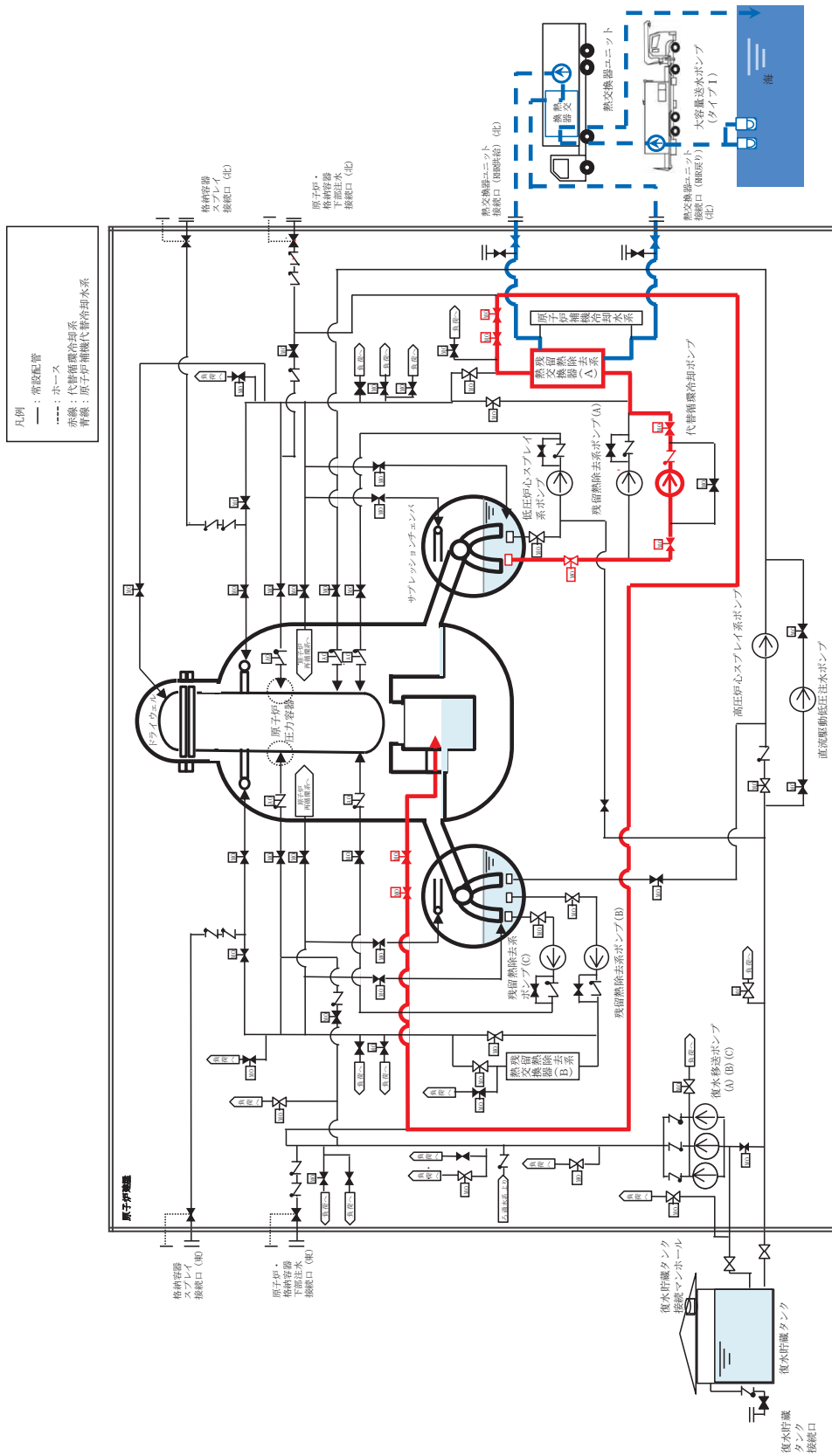


* 1: シュワウド内炉心上部より注水

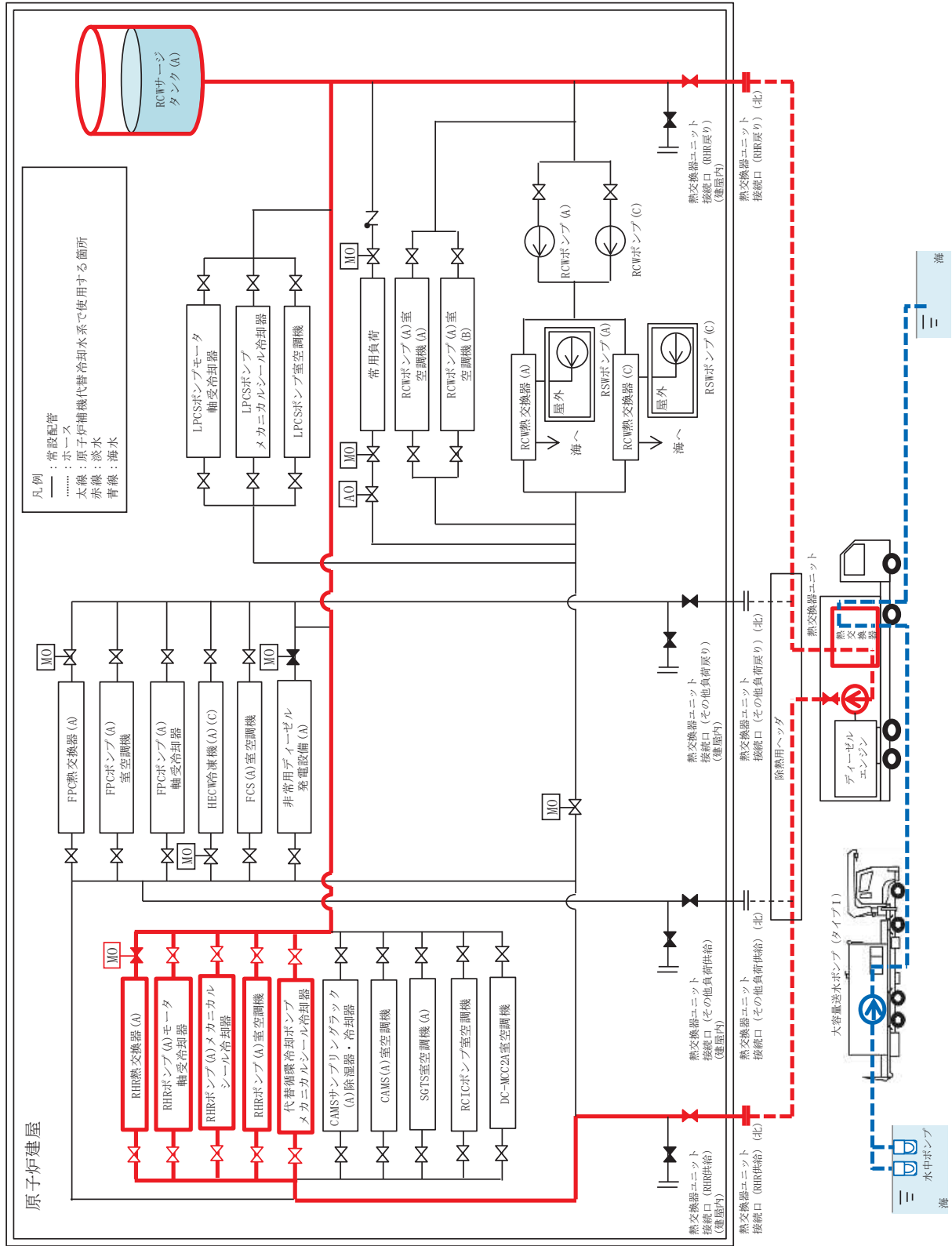
第 3. 7-1 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図 (代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱 (原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレィを実施する場合))



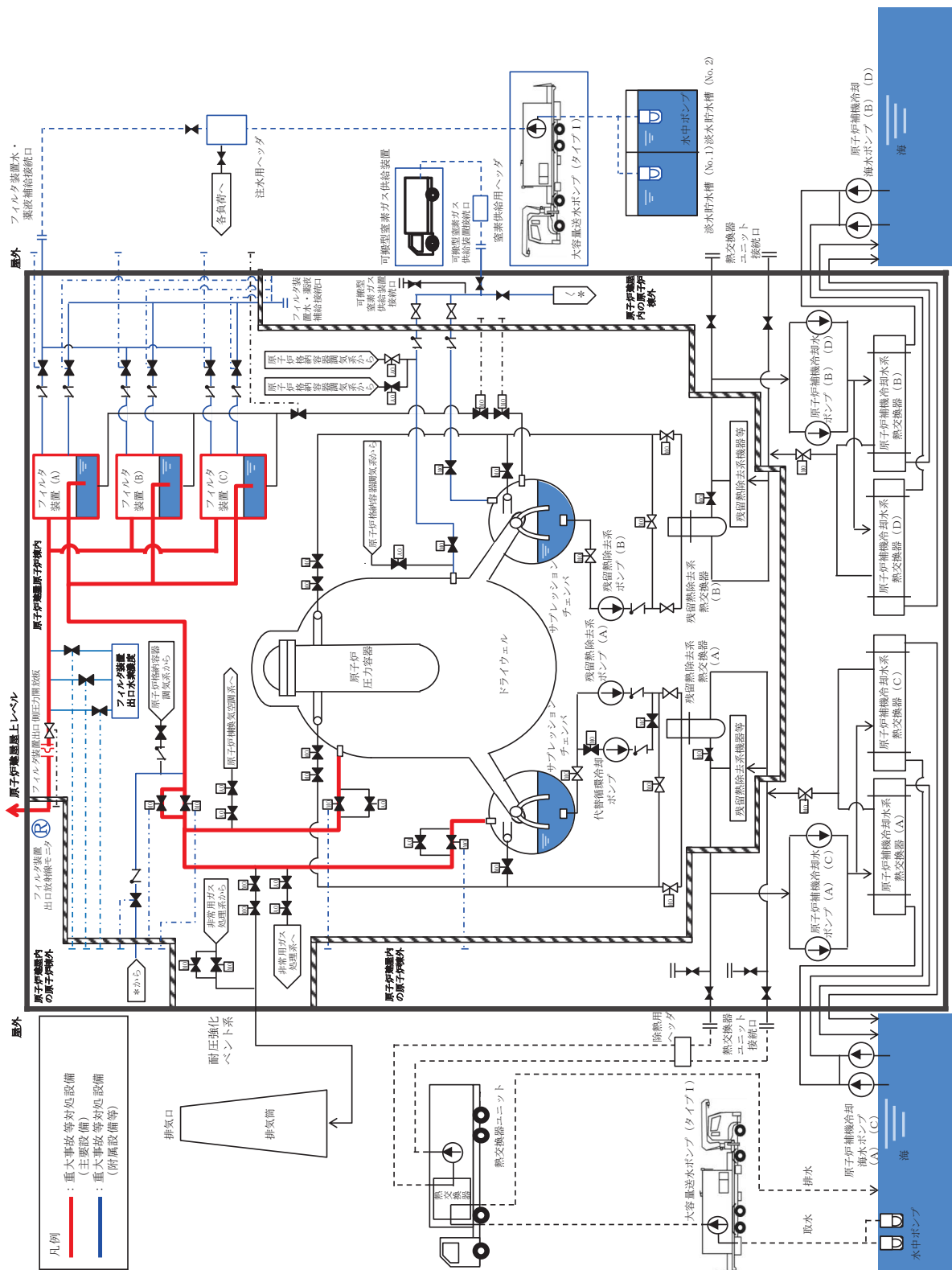
第 3. 7-2 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図（代替循環冷却系による原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却（スプレイ管経由の場合））



第 3. 7-3 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図（代替循環冷却系による原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却（ペDESTAL注水配管経路の場合））



第 3. 7-4 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図 (代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱 (原子炉補機代替冷却水系))



第 3.7-5 図 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図 (原子炉格納容器フィルタベント系)

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】

【設置許可基準規則】

(原子炉格納容器下部の熔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、熔融し、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「熔融し、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熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び熔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. 1 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重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉格納容器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、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する。

原子炉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3. 8-1図から第3. 8-10図に示す。

3. 8. 1. 1 重大事故等対処設備

原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備のうち、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できるよう、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却を行うための設備として、原子炉格納容器下部注水系 (常設)、原子炉格納容器下部注水系 (可搬型)、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設)、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) 及び代替循環冷却系を設ける。

(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に用いる設備

a. 原子炉格納容器下部注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水

原子炉格納容器下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として、原子炉格納容器下部注水系 (常設) を使用する。

原子炉格納容器下部注水系 (常設) は、復水移送ポンプ、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、復水移送ポンプにより、復水貯蔵タンクの水を補給水系等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下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。

原子炉格納容器下部注水系 (常設) は、非常用交流電源設備に加えて代替所内電気設備を経由した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が可能な設計とする。また、系統構成に必要な電動弁 (直流) は、所内常設蓄電式直流電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 復水移送ポンプ
- ・ 復水貯蔵タンク (3. 13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備)
- ・ 常設代替交流電源設備 (3. 14 電源設備)
- ・ 可搬型代替交流電源設備 (3. 14 電源設備)
- ・ 代替所内電気設備 (3. 14 電源設備)
- ・ 所内常設蓄電式直流電源設備 (3. 14 電源設備)

本システムの流路として、補給水系、高圧炉心スプレイ系の配管及び弁並びに燃料プール補給水系の弁を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用し、設計基準対象施設である非常用交流電源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。

b. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水

原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）を使用する。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、代替淡水源の水を補給水系等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要な水の供給設備である大容量送水ポンプ（タイプⅡ）により海を利用できる設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、非常用交流電源設備に加えて代替所内電気設備を経由した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が可能な設計とする。また、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、付属空冷式ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は、燃料補給設備である軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・大容量送水ポンプ（タイプⅠ）
- ・常設代替交流電源設備（3.14 電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（3.14 電源設備）
- ・代替所内電気設備（3.14 電源設備）
- ・燃料補給設備（3.14 電源設備）

本システムの流路として、補給水系の配管及び弁並びにホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用し、設計基準対象施設である非常用交流電源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。

c. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水

原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）を使用する。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、復水移送ポンプ、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、復水移送ポンプにより、復水貯蔵タンクの水を残留熱除去系等を経由してスプレイ管からドライウェル内にスプレイし、スプレイした水がドライウェル床面に溜まり、原子炉格納容器下部開口部を経由して原子炉格納容器下部へ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下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。

本系統の詳細については、「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」に記載する。

d. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水

原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を使用する。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプ I）、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、大容量送水ポンプ（タイプ I）により、代替淡水源の水を残留熱除去系等を経由してスプレイ管からドライウェル内にスプレイし、スプレイした水がドライウェル床面に溜まり、原子炉格納容器下部開口部を経由して原子炉格納容器下部へ流入することで、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

本系統の詳細については、「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」に記載する。

e. 代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水

原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却を行うための重大事故等対処設備として、代替循環冷却系を使用する。

代替循環冷却系は、代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系熱交換器、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、代替循環冷却ポンプによりサブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水及び原子炉格納容器内へスプレイし、スプレイした水がドライウェル床面に溜まり、原子炉格納容器下部開口部を経由して原子炉格納容器下部へ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下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。また、残留熱除去系の配管及び残留熱除去系熱交換器、並びに補給水系の配管を経由して原子炉格納容器の下部へ注水することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下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。

本系統の詳細については、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。

(2) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備

- a. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）を使用する。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。

本系統の詳細については、「3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に記載する。

- 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

炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（可搬型）を使用する。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。

本系統の詳細については、「3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に記載する。

- c. 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熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、高圧代替注水系を使用する。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。

本系統の詳細については、「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」に記載する。

- d. 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

炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系を使用する。なお、この場合は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）及び高圧代替注水系のいずれかによる原子炉圧力容器への注水と並行して行う。

本系統の詳細については、「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」に記載する。

原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備の主要機器仕様を第3.8-1表に示す。

大容量送水ポンプ（タイプⅡ）及び復水貯蔵タンクについては、「3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備」に記載する。

原子炉格納容器については、「3.21 原子炉格納容器」に記載する。

非常用交流電源設備については、「10.1 非常用電源設備」に記載する。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、所内常設蓄電式直流電源設備及び燃料補給設備については、「3.14 電源設備」に記載する。

3.8.1.1.1 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、「2.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

原子炉格納容器下部注水系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びに原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）並びに代替循環冷却系は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，原子炉格納容器下部注水系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプ，並びに代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプを代替所内電気設備を経由した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る電動機駆動とし，原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプ I）を付属空冷式ディーゼルエンジンによる駆動とすることで，多様性を有する設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（常設），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び代替循環冷却系の電動弁は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，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る遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また，原子炉格納容器下部注水系（常設），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び代替循環冷却系の電動弁（交流）は，代替所内電気設備を経由して給電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。また，原子炉格納容器下部注水系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の電動弁（直流）は，所内常設蓄電式直流電源設備からの給電により遠隔操作が可能な設計とする。

また，原子炉格納容器下部注水系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の水源は復水貯蔵タンク，原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の水源は代替淡水源，代替循環冷却系の水源はサプレッションチェンバとすることで，それぞれ異なる水源を有する設計とする。

復水移送ポンプは，原子炉建屋原子炉棟内，代替循環冷却ポンプは原子炉建屋内の原子炉棟外に設置し，大容量送水ポンプ（タイプ I）は原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、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る遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備を經由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を經由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）からの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

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、原子炉格納容器下部注水系（常設）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）及び代替循環冷却系は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に対して、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

電源設備の多重性又は多様性及び独立性、位置的分散については「3.14 電源設備」に記載する。

3.8.1.1.2 悪影響防止

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

原子炉格納容器下部注水系（常設）は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、通常時は大容量送水ポンプ（タイプ I）を接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の同時使用を考慮して、各系統に必要な流量を1台で確保可能な容量を有する設計とする。なお、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型）の同時使用は考慮しない。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

3.8.1.1.3 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

原子炉格納容器下部注水系（常設）の復水移送ポンプは、設計基準対象施設の補給水系と兼用しており、設計基準対象施設としてのポンプ流量が、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器下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に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプ I）は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器下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を有する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の注水設備及び水の供給設備として 1 台、また、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備との同時使用時にはさらに 1 台使用することから、1 セット 2 台使用する。保有数は 2 セットで 4 台に加えて、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で 1 台の合計 5 台を保有する。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の同時使用を考慮して、各系統に必要な流量を 1 台で確保可能な容量を有する設計とする。なお、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型）の同時使用は考慮しない。

3.8.1.1.4 環境条件等

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉格納容器下部注水系（常設）の復水移送ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

復水移送ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（常設）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室から遠隔で可能な設計又は設置場所で可能な設計とする。

また、原子炉格納容器下部注水系（常設）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプ I）は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）と常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室から遠隔で可能な設計又は設置場所で可能な設計とする。また、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置する弁の操作は、遠隔手動弁操作設備により屋外で可能な設計とする。

また、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。

3.8.1.1.5 操作性の確保

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉格納容器下部注水系（常設）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（常設）の復水移送ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室の操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプ I）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し、系統構成に必要な弁は、中央制御室の操作スイッチによる操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。また、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置する弁は、遠隔手動弁操作設備により屋外から手動操作が可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）と接続口との接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

3.8.1.1.6 試験検査

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉格納容器下部注水系（常設）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

また，原子炉格納容器下部注水系（常設）の復水移送ポンプは，発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

また，原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプ I）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

また，大容量送水ポンプ（タイプ I）は，車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

第 3.8-1 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の主要機器仕様

(1) 原子炉格納容器下部注水系（常設）

a. 復水移送ポンプ

第 3.4-1 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機器仕様に記載する。

(2) 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

a. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

第 3.11-1 表 使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(3) 原子炉格納容器代替スプレー冷却系（常設）

a. 復水移送ポンプ

第 3.4-1 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機器仕様に記載する。

(4) 原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）

a. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

第 3.11-1 表 使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(5) 代替循環冷却系

a. 代替循環冷却ポンプ

第 3.7-1 表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

(6) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）

a. 復水移送ポンプ

第 3.4-1 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機器仕様に記載する。

(7) 低圧代替注水系（可搬型）

a. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

第 3.11-1 表 使用済燃料プールの冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(8) 高圧代替注水系

a. 高圧代替注水系ポンプ

第3.2-1表 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様に記載する。

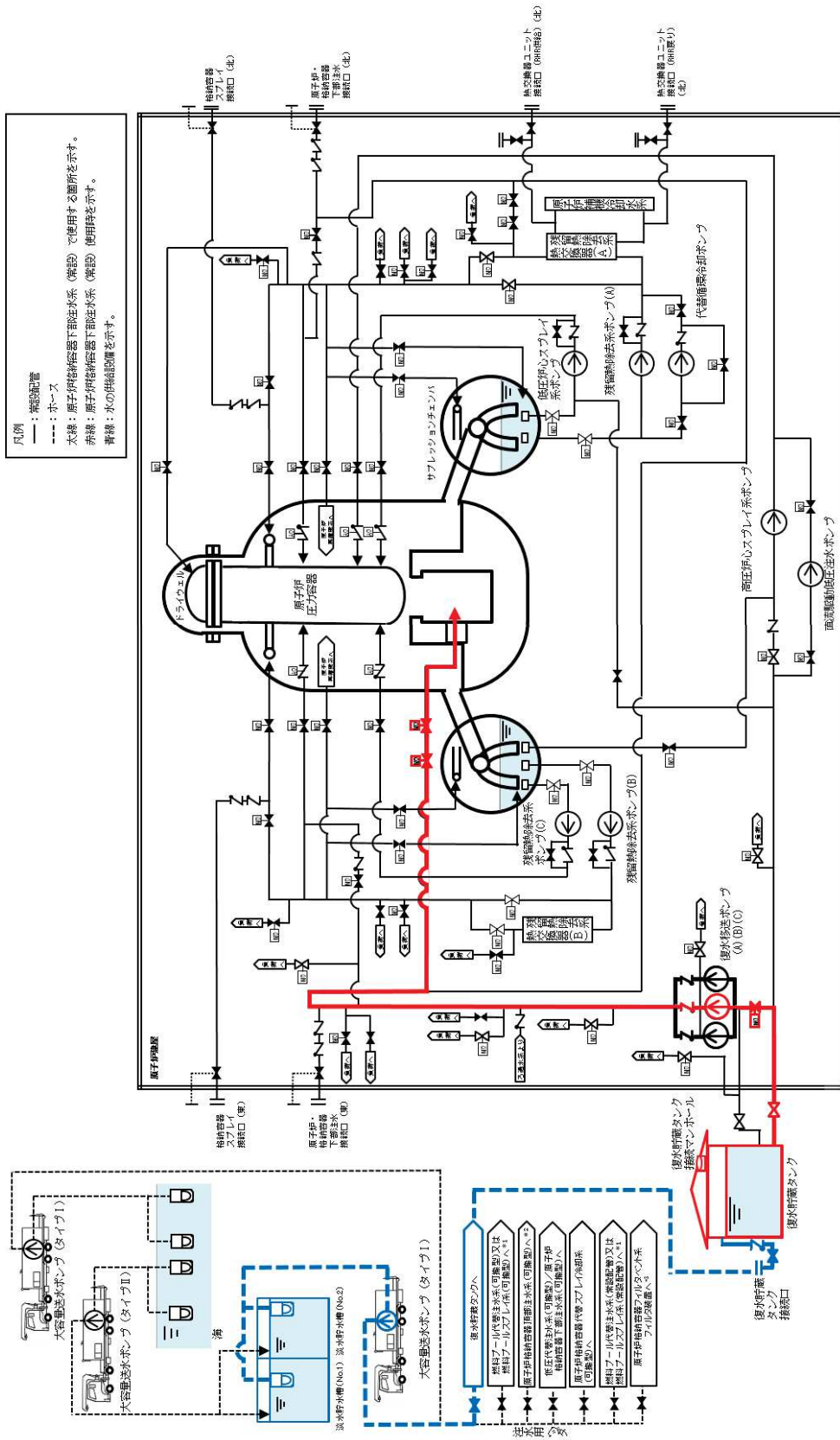
(9) ほう酸水注入系

a. ほう酸水注入系ポンプ

第3.1-1表 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の主要機器仕様に記載する。

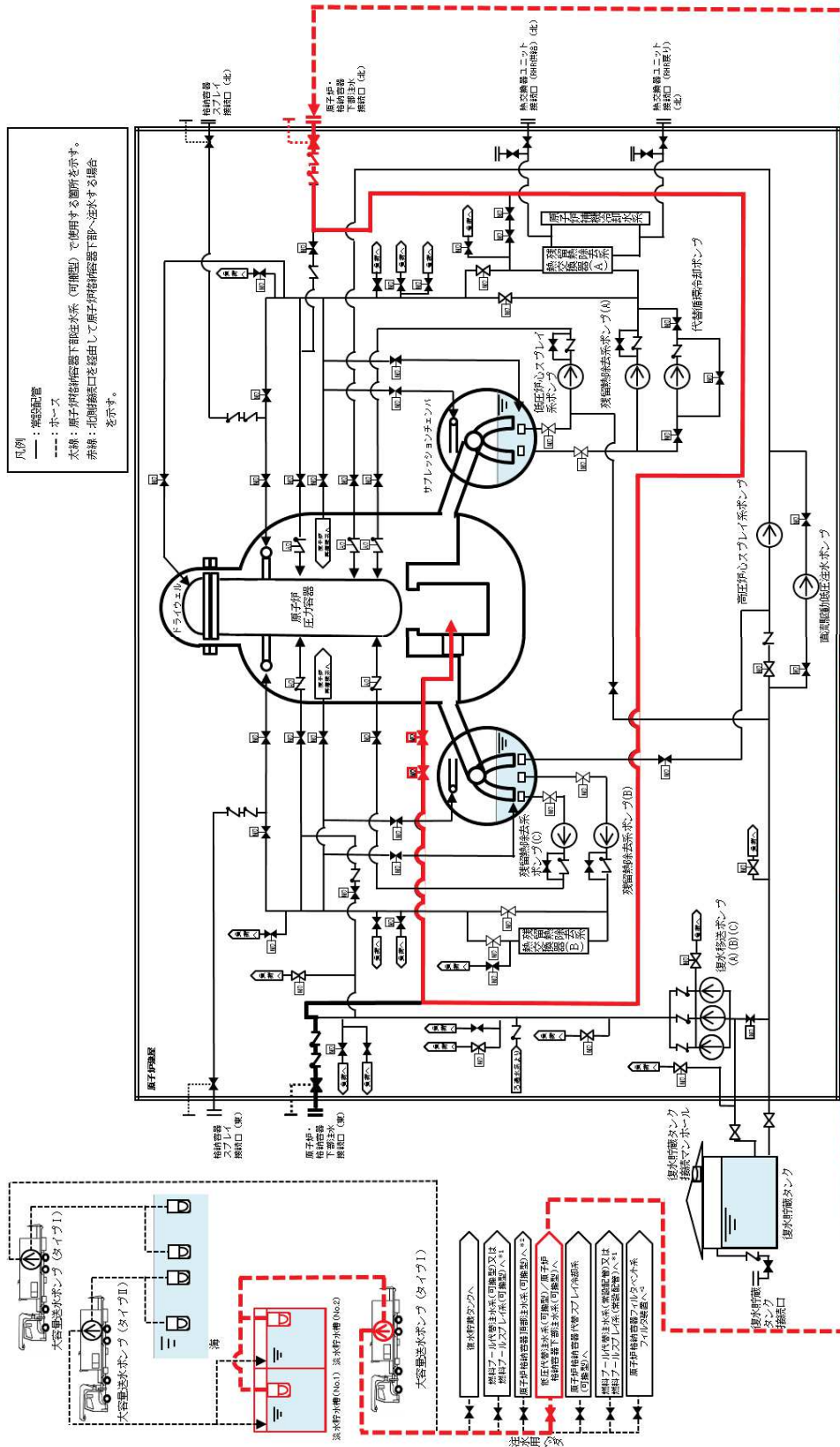
b. ほう酸水注入系貯蔵タンク

第3.1-1表 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の主要機器仕様に記載する。



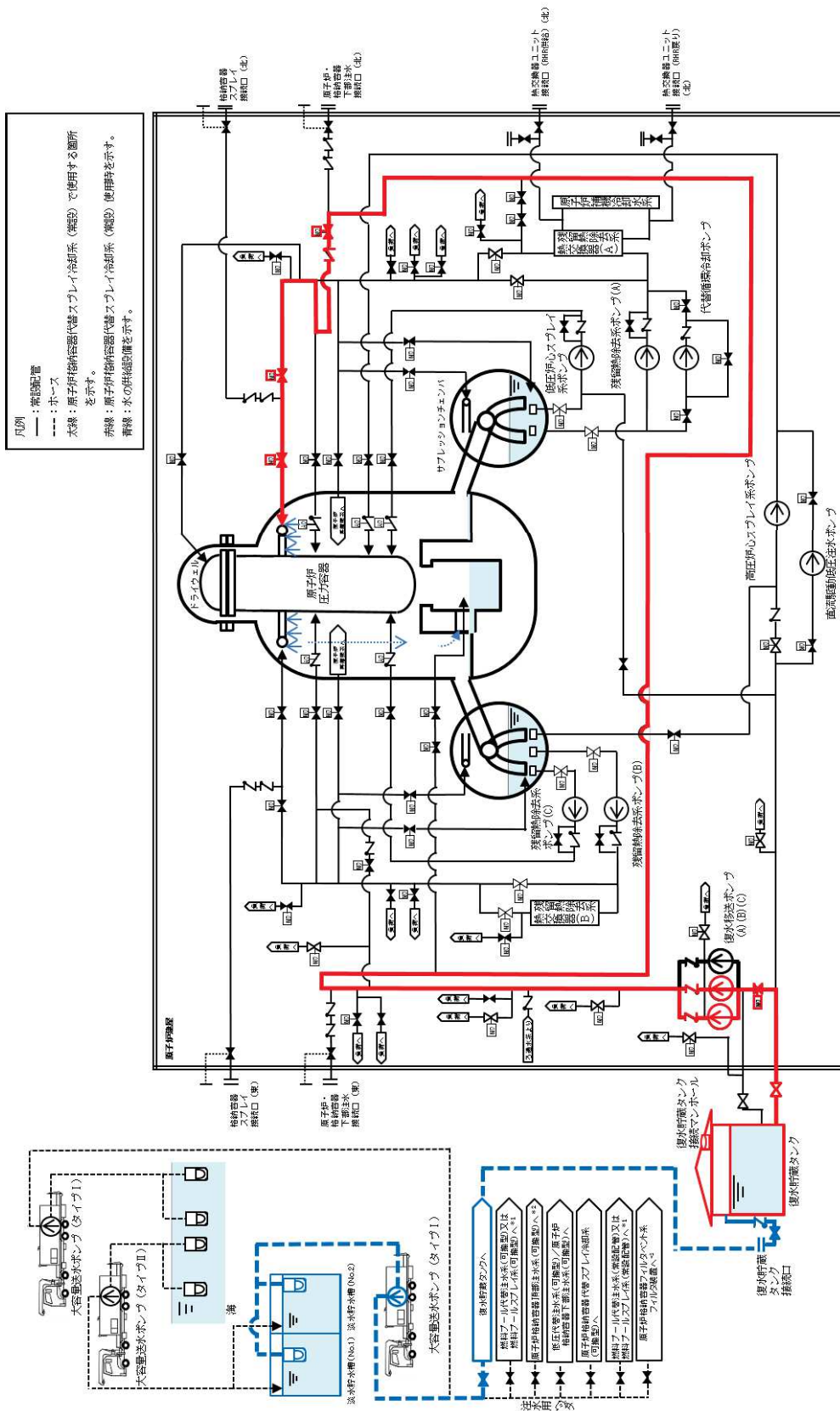
*1：同時使用は考慮しない。
 *2：自主封鎖設備。
 *3：海を水源とした補給は行わない。

第 3.8-1 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図
 （原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水）



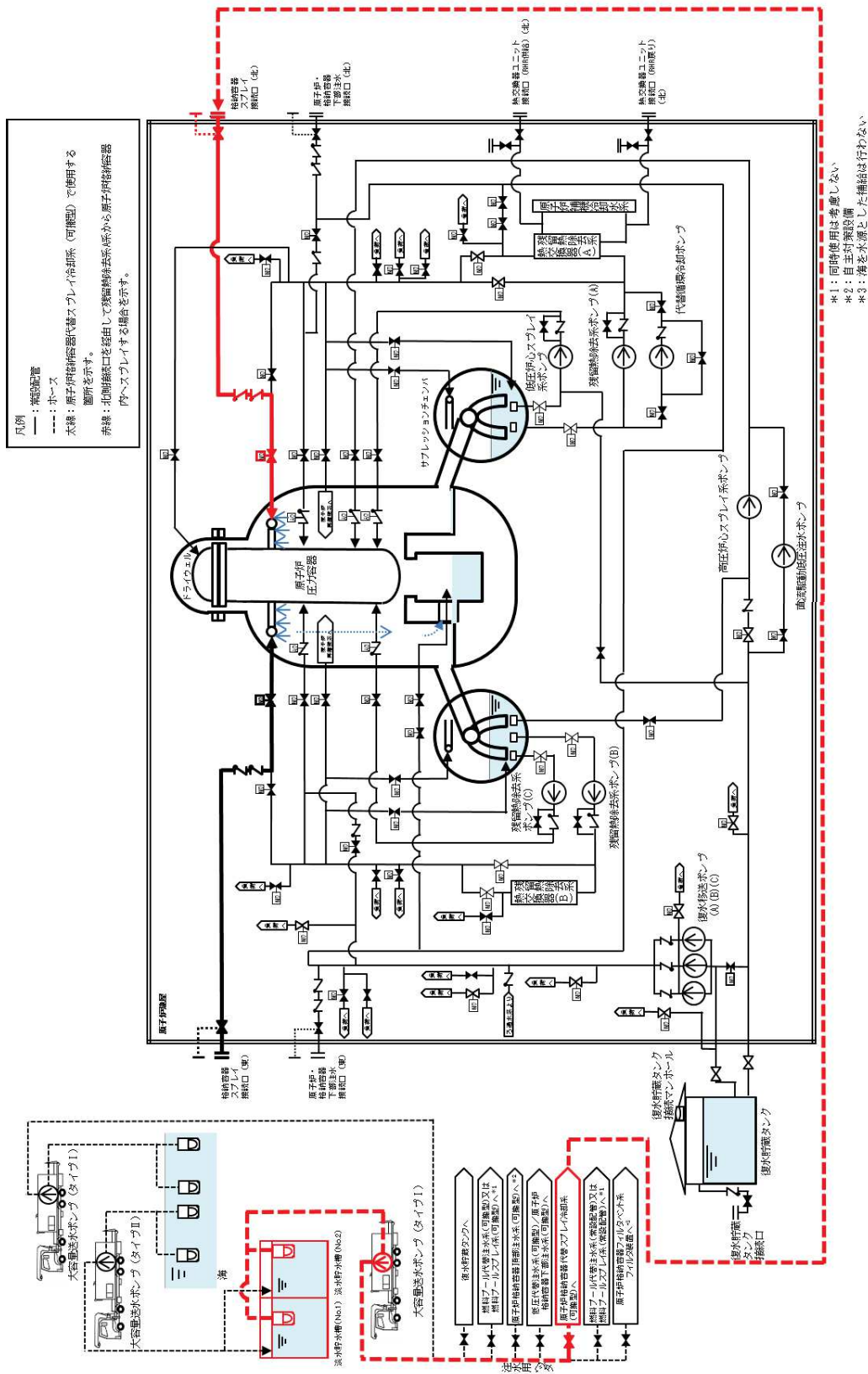
*1：同時使用は考慮しない
 *2：自主可搬設置
 *3：海を水源とした補給は行わない

第 3.8-2 図 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備系統概要図
 （原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水）

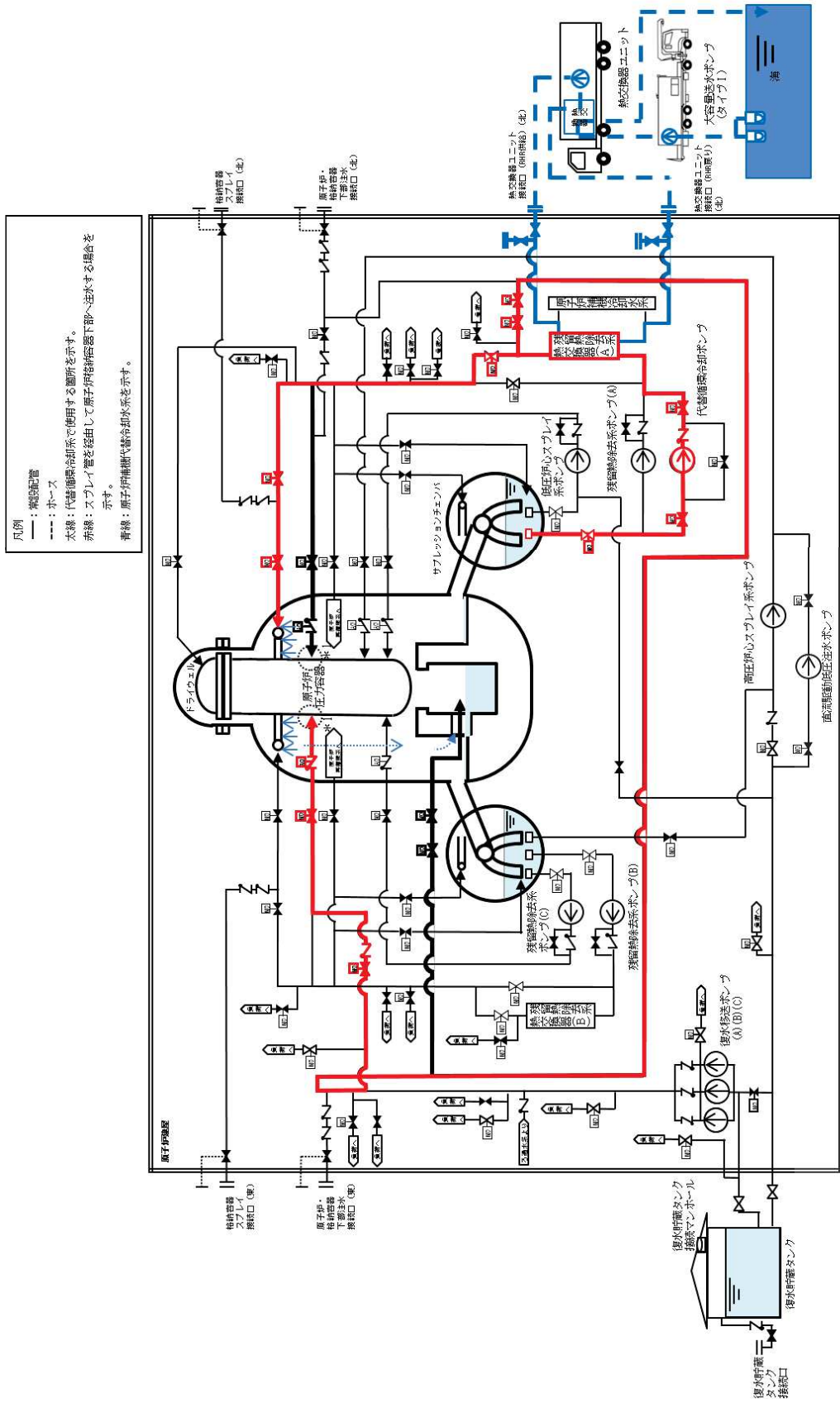


第 3.8-3 図 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備系統概要図
 (原子炉格納容器代替スプレィ冷却系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水)

*1: 同時使用は考慮しない。
 *2: 自主対応設備
 *3: 海を水源とした補給は行わない

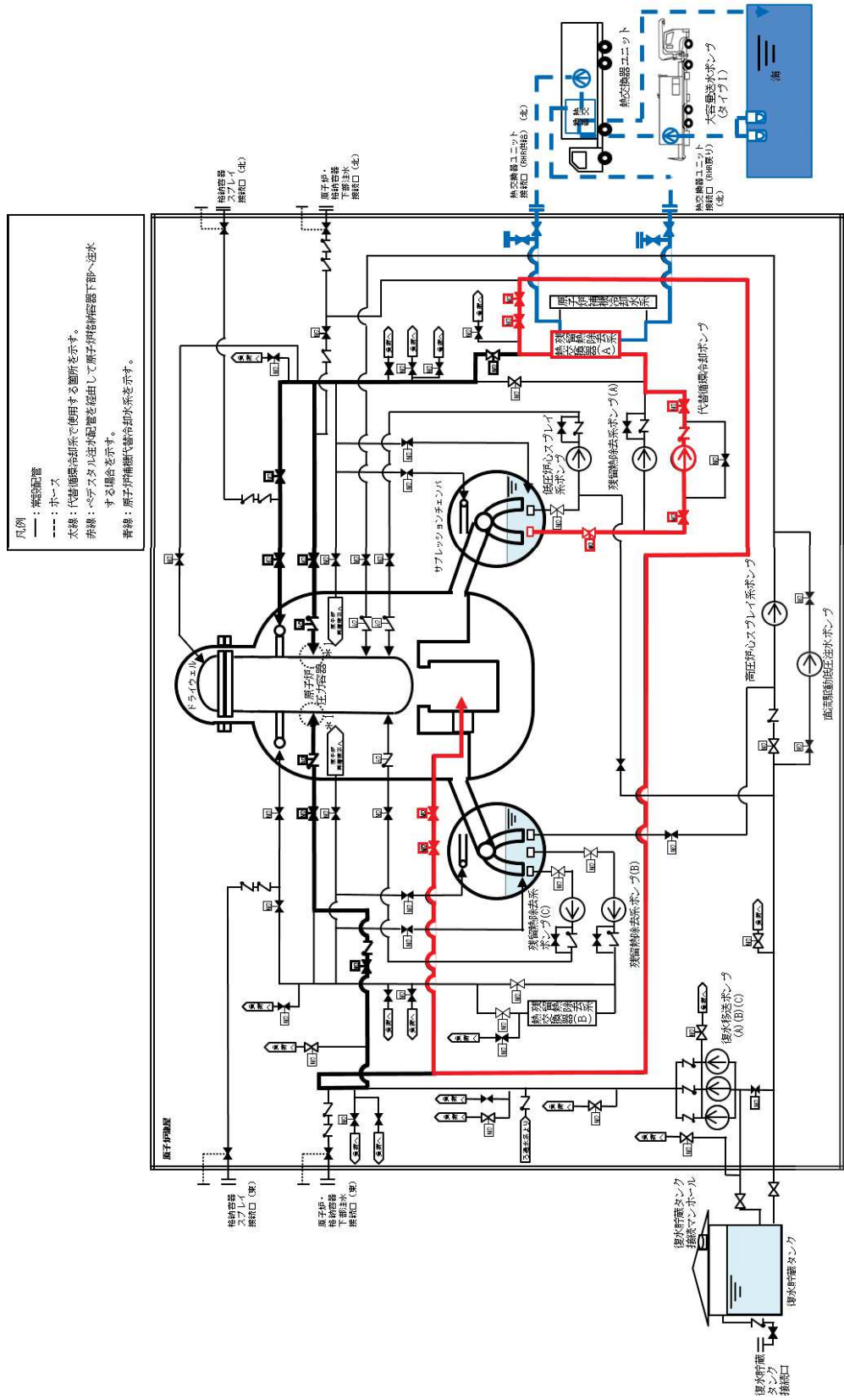


第 3.8-4 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図
 （原子炉格納容器代替スプレィ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水）

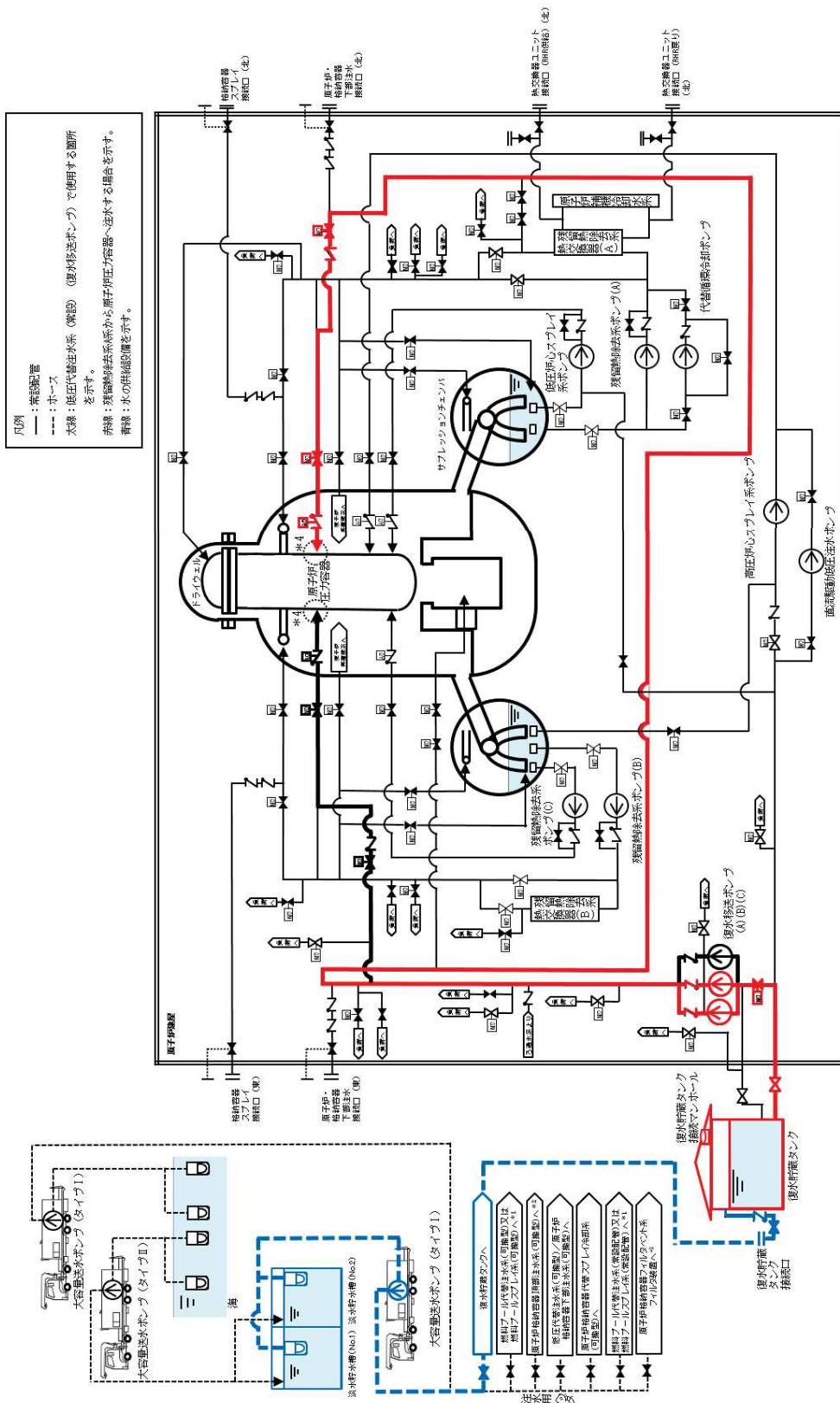


第 3.8-5 図 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備系統概要図 (代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水 (スプレー管経由の場合))

*1: シュユウト内炉心上部より注水

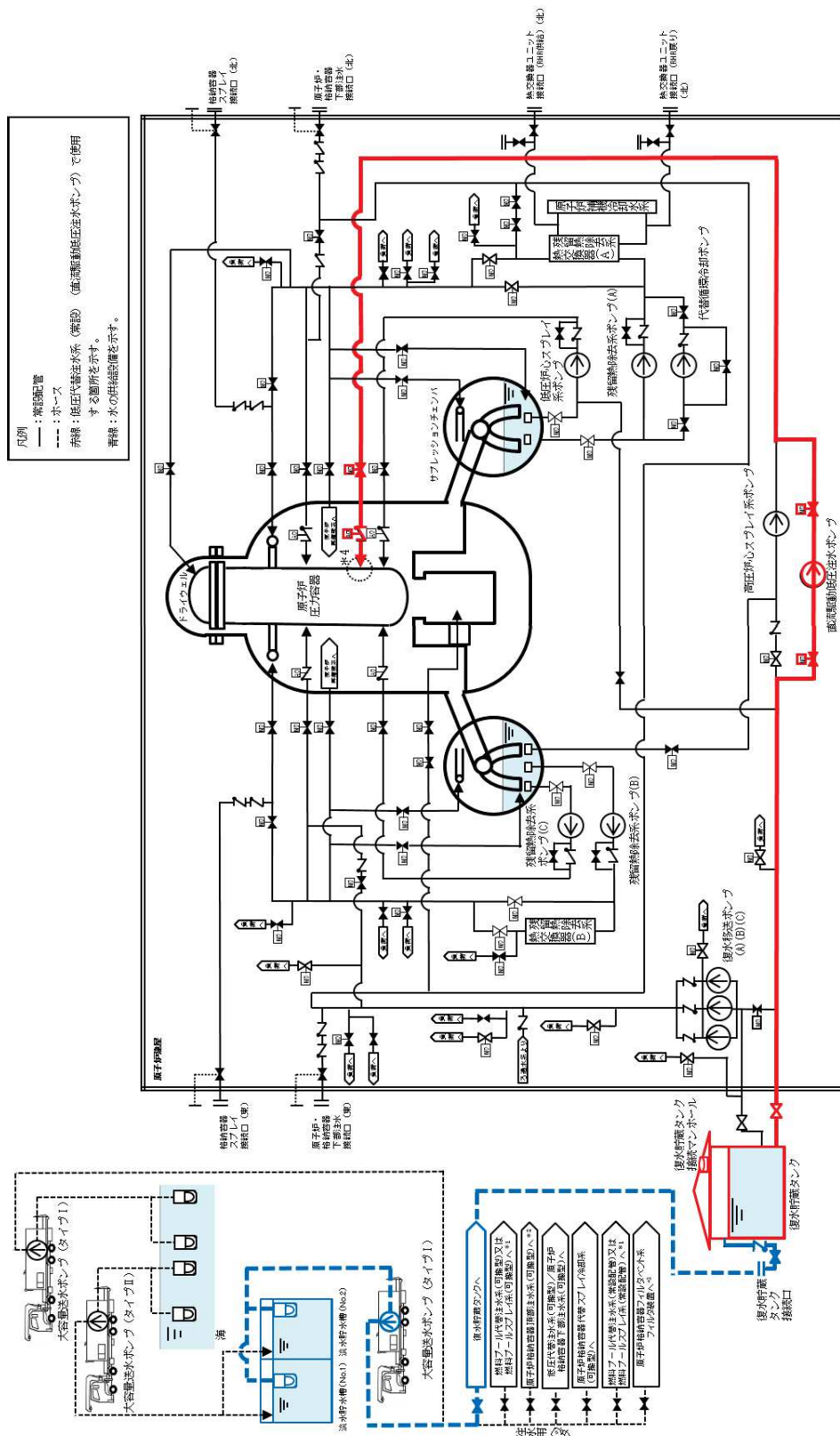


第 3.8-6 図 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備系統概要図
 (代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水(ペデスタル注水配管経由の場合))



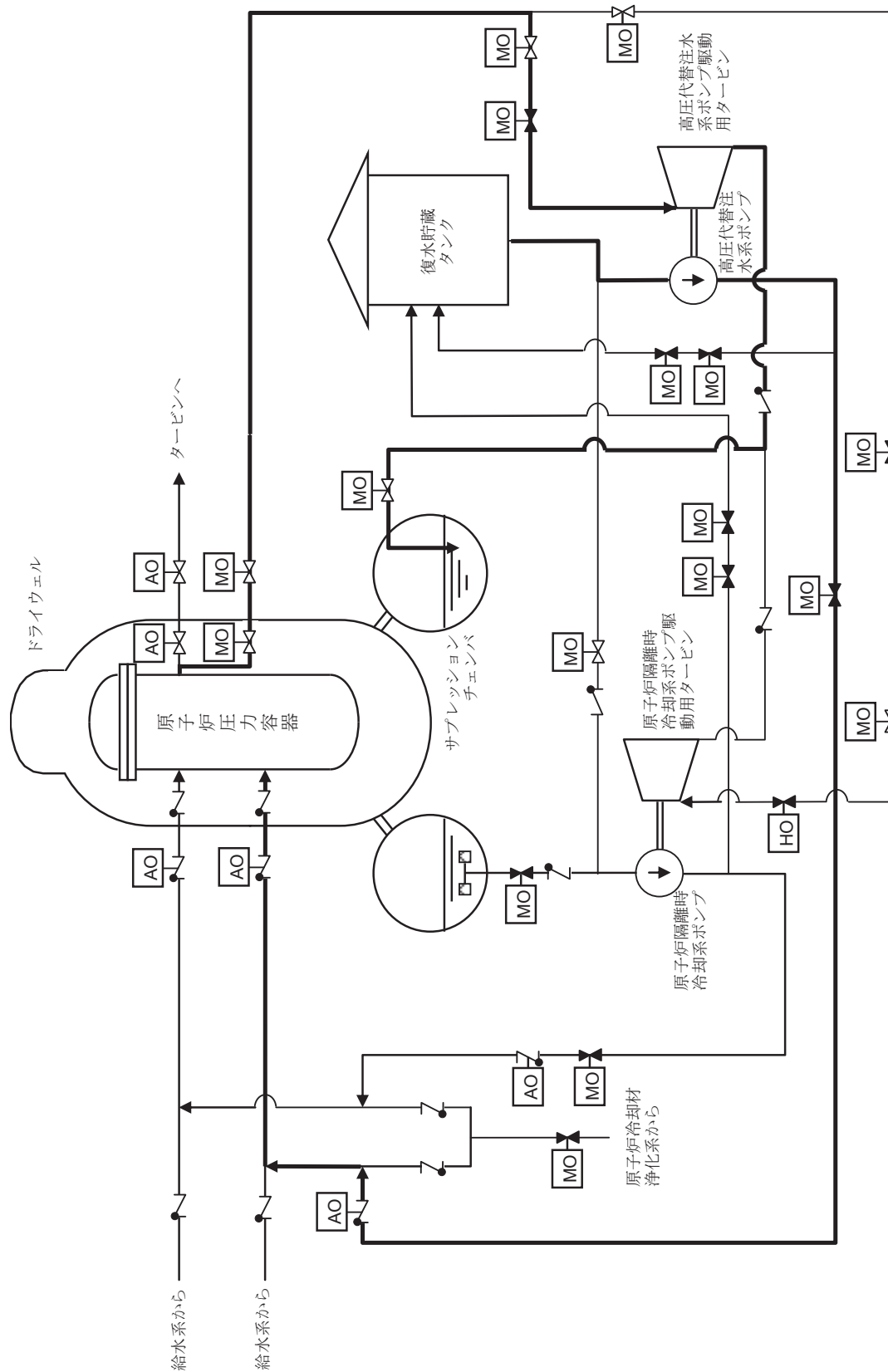
- *1: 同時使用は考慮しない
- *2: 自主可動設備
- *3: 海を水源とした補給を行わない
- *4: シュワウカド内炉心上部より注水

第 3.8-7 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図 (低压代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉压力容器への注水)

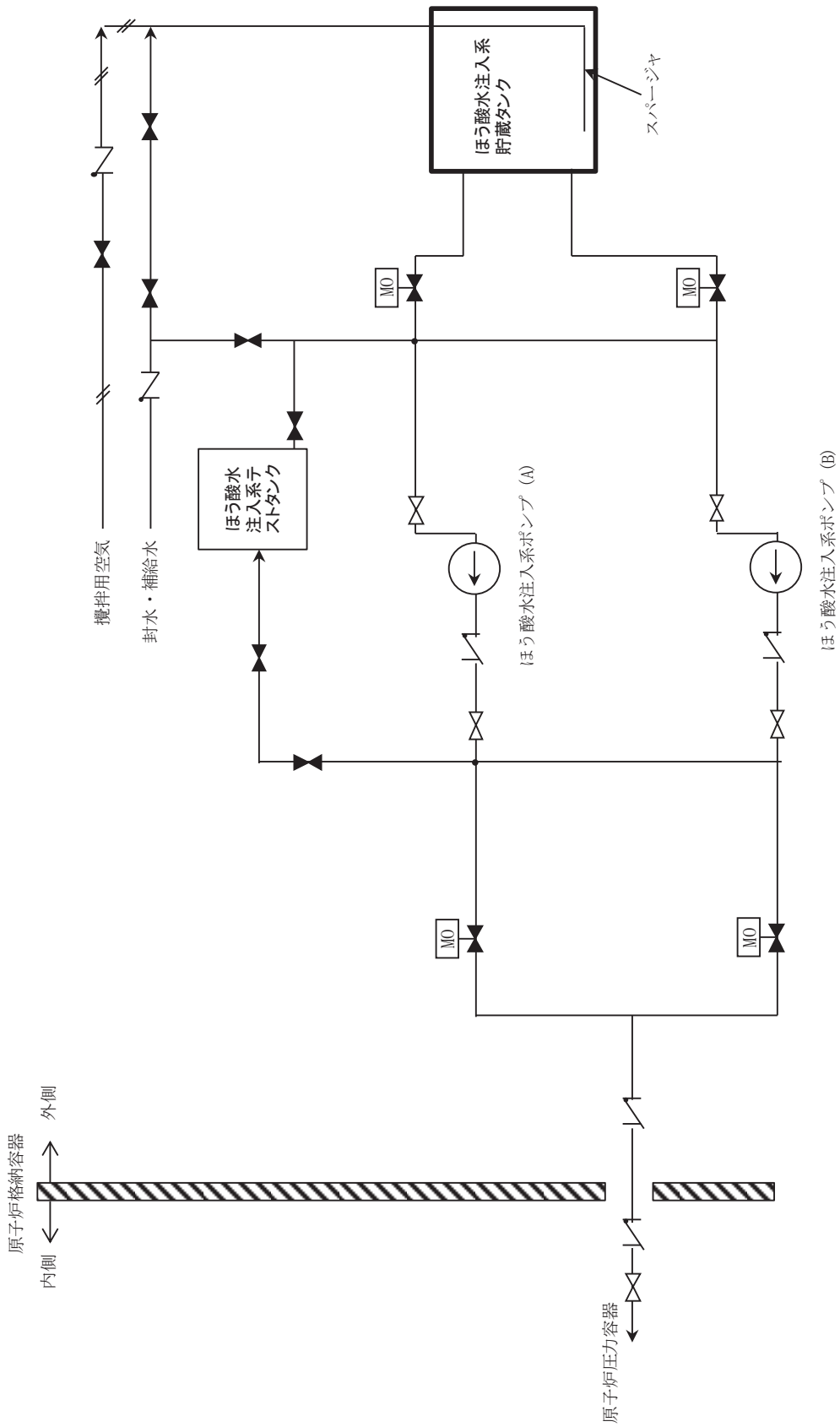


*1: 同時使用は考慮しない
 *2: 自主対策設備
 *3: 沸騰水源とした場合は行わない
 *4: シェアード内炉心上部より注水

第 3.8-8 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図 (低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉圧力容器への注水)



第 3.8-9 図 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備系統概要図
(高圧代替注水系による原子炉压力容器への注水)



第 3.8-10 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図
(ほう酸水注入系による進展抑制)

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。

3.9.1 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重大事故等対処設備を設置及び保管する。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の系統概要図を第3.9-1図から第3.9-3図に示す。

3.9.1.1 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のうち、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爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内を不活性化するための設備として、可搬型窒素ガス供給装置を設ける。

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原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を設ける。

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、原子炉格納容器内の水素濃度を監視する設備として、水素濃度監視設備を設ける。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、発電用原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により常時不活性化する設計とする。

(1) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

a. 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化

原子炉格納容器内を不活性化するための重大事故等対処設備として、可搬型窒素ガス供給装置を使用する。

可搬型窒素ガス供給装置は、可搬型窒素ガス供給装置、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内に窒素ガスを供給することで、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素ガス及び酸素ガスの濃度を可燃限界未満にすることが可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型窒素ガス供給装置
- ・常設代替交流電源設備（3.14 電源設備）
- ・燃料補給設備（3.14 電源設備）

本システムの流路として、原子炉格納容器調気系配管及び弁並びにホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

b. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの排出

原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出するための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する。

原子炉格納容器フィルタベント系は、フィルタ装置、フィルタ装置出口側圧力開放板、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、ベント開始後においても不活性ガスで置換できる設計とし、排出経路に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

排出経路における水素濃度を測定し、監視できるように、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口水素濃度を設ける。また、放射線量率を測定し、放射性物質濃度を推定できるように、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を設ける。フィルタ装置出口水素濃度は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。また、フィルタ装置出口放射線モニタは、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・フィルタ装置
- ・フィルタ装置出口側圧力開放板
- ・フィルタ装置出口水素濃度
- ・フィルタ装置出口放射線モニタ
- ・常設代替交流電源設備(3.14 電源設備)
- ・可搬型代替交流電源設備(3.14 電源設備)
- ・所内常設蓄電式直流電源設備(3.14 電源設備)
- ・常設代替直流電源設備(3.14 電源設備)
- ・可搬型代替直流電源設備(3.14 電源設備)

本システムの流路として、原子炉格納容器調気系及び原子炉格納容器フィルタベント系の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

本システムのうちフィルタ装置出口水素濃度及びフィルタ装置出口放射線モニタの詳細については、「3.15 計装設備」に記載し、その他系統の詳細については、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。

(2) 原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視

a. 格納容器内水素濃度による原子炉格納容器内の水素濃度監視

原子炉格納容器内の水素濃度監視を行うための重大事故等対処設備として、格納容器内水素濃度を使用する。

格納容器内水素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した時に水素濃度が変動する可能性のある範囲の水素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。格納容器内水素濃度は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 格納容器内水素濃度
- ・ 所内常設蓄電式直流電源設備 (3.14 電源設備)
- ・ 常設代替直流電源設備 (3.14 電源設備)
- ・ 可搬型代替直流電源設備 (3.14 電源設備)

b. 原子炉格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視

原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視を行うための重大事故等対処設備として、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度を使用する。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、サンプリング装置により原子炉格納容器内の雰囲気ガスを原子炉建屋原子炉棟内へ導き、検出器で測定することで、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸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から給電が可能な設計とする。なお、原子炉補機代替冷却水系から冷却水を供給することにより、サンプリングガスを冷却できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 格納容器内雰囲気水素濃度
- ・ 格納容器内雰囲気酸素濃度

- ・常設代替交流電源設備(3.14 電源設備)
- ・可搬型代替交流電源設備(3.14 電源設備)

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の主要機器仕様を第3.9-1表に示す。

原子炉格納容器については、「3.21 原子炉格納容器」に記載する。

所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備については、「3.14 電源設備」に記載する。

3.9.1.1.1 多様性、位置的分散

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

可搬型窒素ガス供給装置は、屋外の保管場所に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。

格納容器内水素濃度は、格納容器内雰囲気水素濃度と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とする。格納容器内水素濃度は、格納容器内雰囲気水素濃度と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、検出器の設置箇所も位置的分散を図る設計とする。また、格納容器内水素濃度は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する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給電が可能な設計とする。また、サンプリングガスの冷却に必要な冷却水は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）に対して多様性を有する原子炉補機代替冷却水系から供給が可能な設計とする。

電源設備の多様性、位置的分散については、「3.14 電源設備」に記載する。原子炉補機代替冷却水系の多様性、位置的分散については、「3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」に記載する。

3.9.1.1.2 悪影響防止

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

可搬型窒素ガス供給装置は、通常時は接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置は、設置場所において輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置は、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。

格納容器内水素濃度、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、他の設備と電気的な分離を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.9.1.1.3 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

可搬型窒素ガス供給装置は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内における水素ガス及び酸素ガスを排出する前までに、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの濃度を可燃限界未満にするために必要な窒素ガス供給容量を確保するため1台使用する。保有数は、1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を確保する。

格納容器内水素濃度は、想定される重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度の変動する可能性のある範囲を測定できる設計とする。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、想定される重大事故等時に原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため、その可燃限界濃度を測定できる設計とする。

3.9.1.1.4 環境条件等

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

可搬型窒素ガス供給装置は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置と常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

格納容器内水素濃度は、原子炉格納容器内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度のサンプリング装置の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

3.9.1.1.5 操作性の確保

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型窒素ガス供給装置は、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し、系統構成に必要な弁のうち、原子炉建屋原子炉棟内に設置する弁は中央制御室の操作スイッチにて遠隔操作が可能な設計とし、原子炉建屋内の原子炉棟外及び屋外に設置する弁は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置と接続口との接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、フランジ構造及び簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

格納容器内水素濃度、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、想定される重大事故等時において、中央制御室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。

3.9.1.1.6 試験検査

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型窒素ガス供給装置は、発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

格納容器内水素濃度、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、発電用原子炉の停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度のサンプリング装置は、発電用原子炉の停止中に運転により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

第 3.9-1 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の
主要機器仕様

(1) 可搬型窒素ガス供給装置

台数 2 (うち 1 台は予備)

容量 約 220Nm³/h (1 台当たり)

(2) 原子炉格納容器フィルタベント系

a. フィルタ装置

第 3.7-1 表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器
仕様に記載する。

b. フィルタ装置出口側圧力開放板

第 3.7-1 表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器
仕様に記載する。

c. フィルタ装置出口水素濃度

第 3.15-1 表 計装設備(重大事故等対処設備)の主要機器仕様に記載する。

d. フィルタ装置出口放射線モニタ

第 3.15-1 表 計装設備(重大事故等対処設備)の主要機器仕様に記載する。

(3) 水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備

a. 格納容器内水素濃度

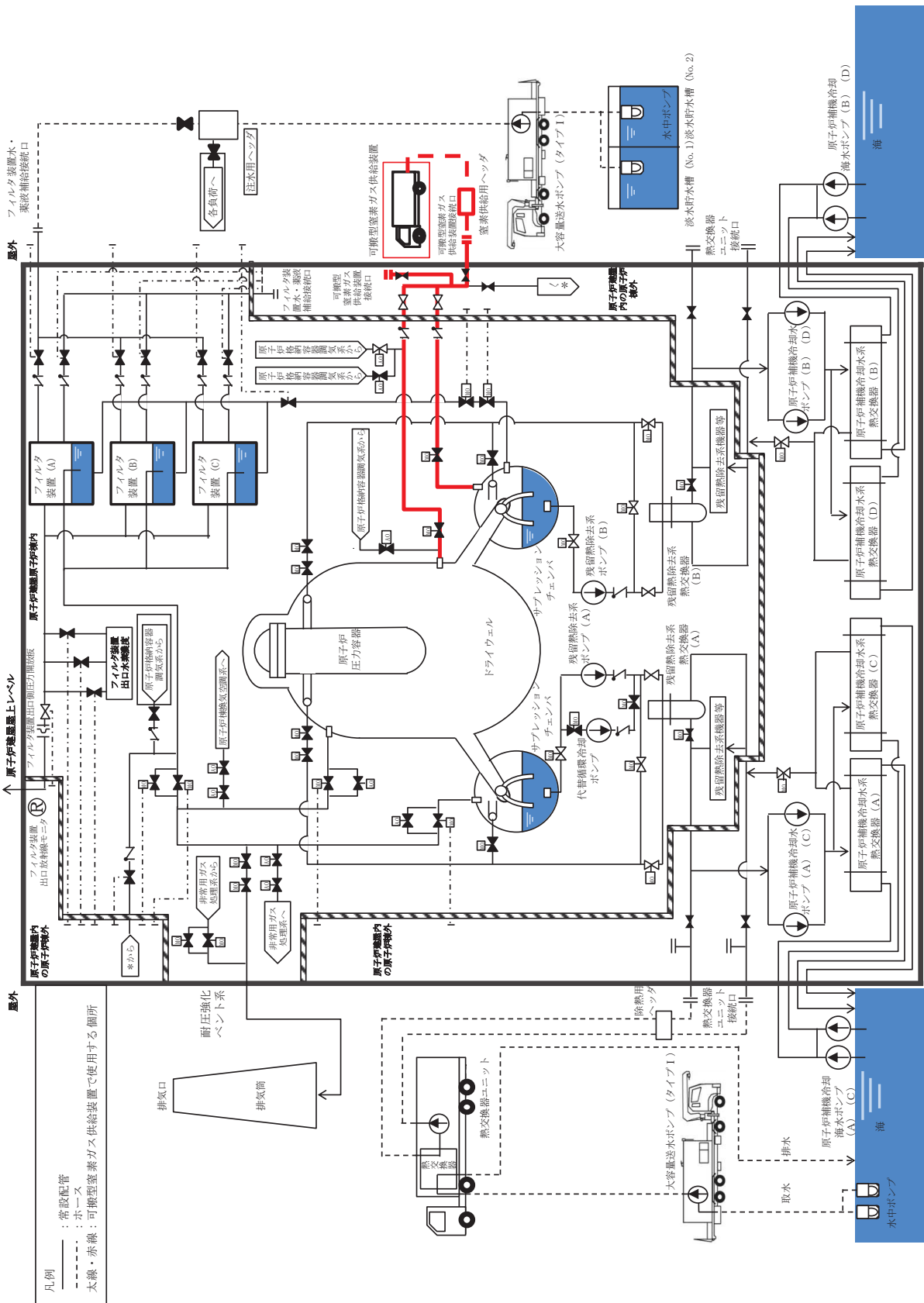
第 3.15-1 表 計装設備(重大事故等対処設備)の主要機器仕様に記載する。

b. 格納容器内雰囲気水素濃度

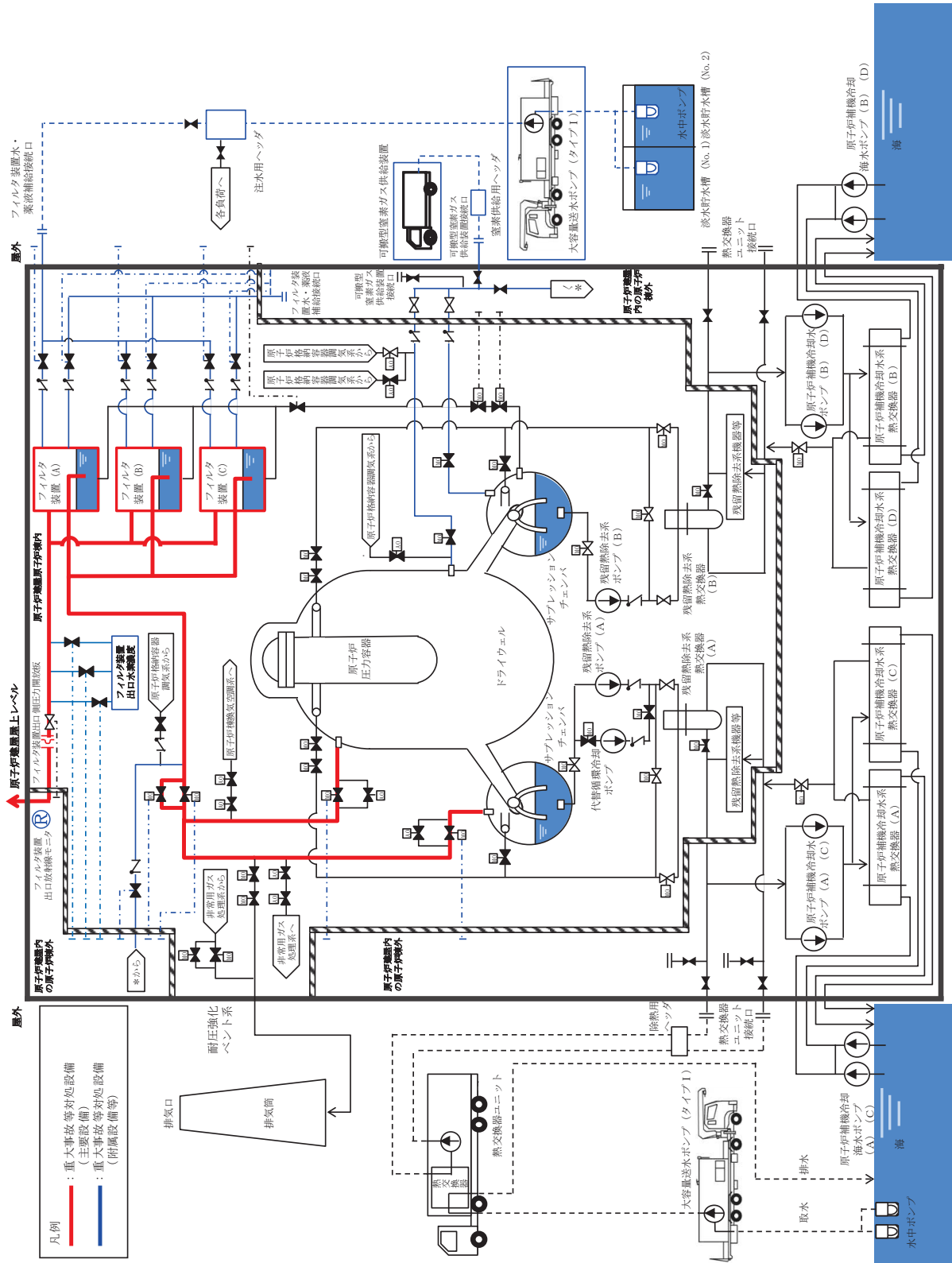
第 3.15-1 表 計装設備(重大事故等対処設備)の主要機器仕様に記載する。

c. 格納容器内雰囲気酸素濃度

第 3.15-1 表 計装設備(重大事故等対処設備)の主要機器仕様に記載する。

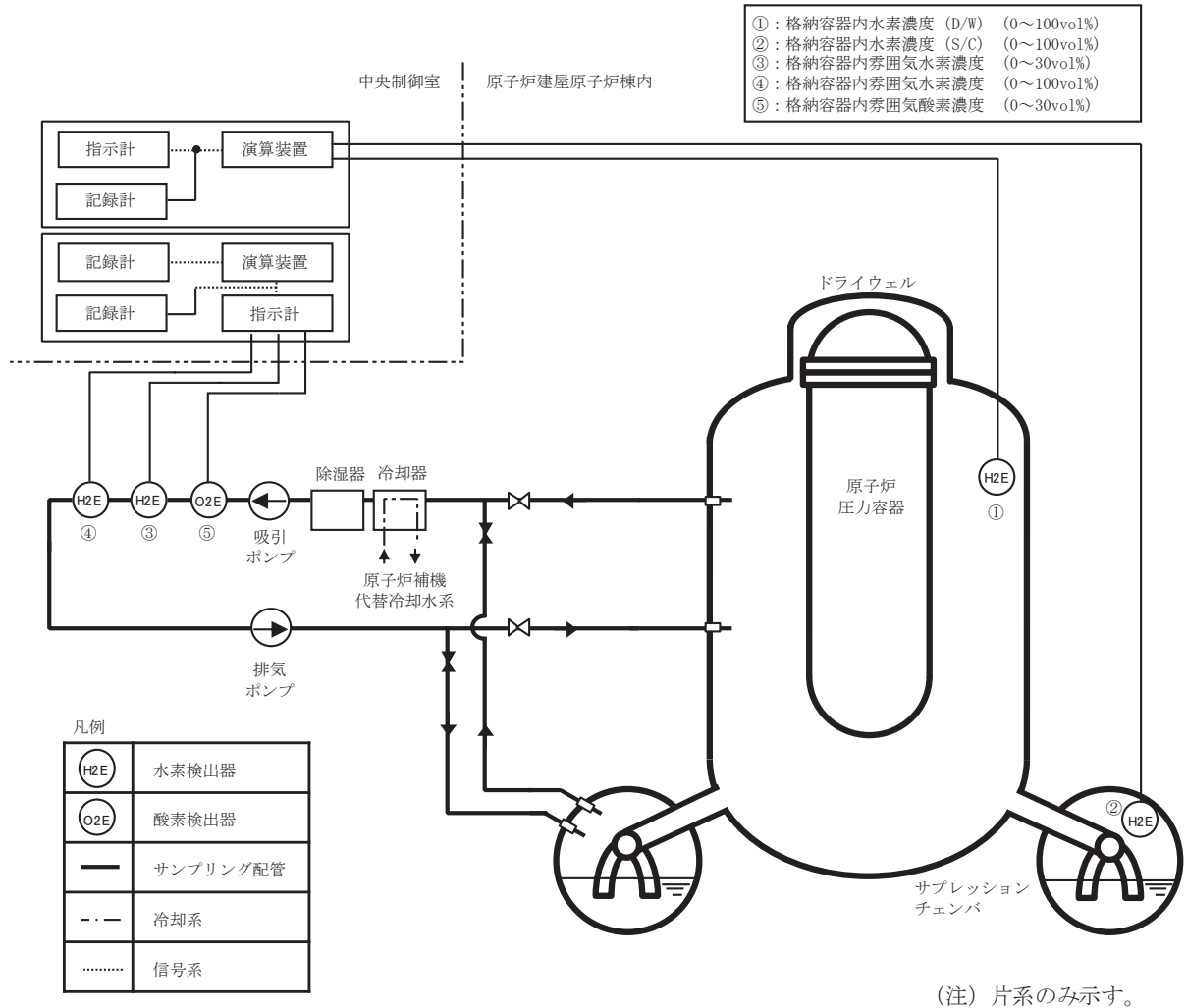


第 3.9-1 図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための
設備系統概要図
(可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化)



第 3.9-2 図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための
設備系統概要図

(原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の
水素ガス及び酸素ガスの排出)



第 3.9-3 図 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための
 設備系統概要図
 (水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備)

3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備【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

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、以下の主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な措置及び設備を設ける。

(1) 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）（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が有する発電用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の常設重大事故等対処設備として、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）を設ける。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプの運転の場合に、主蒸気逃がし安全弁2個を作動させる設計とする。

(2) 主蒸気逃がし安全弁機能回復（可搬型代替直流電源設備及び主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池からの給電）（設置許可基準規則解釈の第1項(2)a）

主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失し、発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても、代替電源からの給電により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための可搬型重大事故等対処設備として、可搬型代替直流電源設備を設ける。

可搬型代替直流電源設備は、主蒸気逃がし安全弁に給電することにより主蒸気逃がし安全弁を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することが可能な設計とする。

また、作動回路に主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続することで、主蒸気逃がし安全弁(2個)の手動による作動が可能な設計とする。

(3) 主蒸気逃がし安全弁機能回復（高圧窒素ガス供給系（非常用））（設置許可基準規則解釈の第1項(2)b）

設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合においても、主蒸気逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として高圧窒素ガス供給系（非常用）を設ける。

高圧窒素ガス供給系（非常用）は、可搬型の高圧窒素ガスポンペを窒素ガス供給源として、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）に窒素ガスを供給し作動させることにより原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することが可能な設計とする。

(4) 主蒸気逃がし安全弁機能回復（代替高圧窒素ガス供給系）（設置許可基準規則解釈の第1項(2)b)c))

設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの窒素ガス供給圧力が喪失した場合においても、主蒸気逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として代替高圧窒素ガス供給系を設ける。

代替高圧窒素ガス供給系は、電磁弁操作を必要とせず、排気ラインから直接主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）のアクチュエータに窒素ガスを供給することで、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な窒素ガスの供給が可能な設計とする。

代替高圧窒素ガス供給系は、可搬型の高圧窒素ガスポンペを窒素ガス供給源として、原子炉格納容器内の圧力が仮に最高使用圧力の2倍の状態(854kPa[gage])に達した場合においても、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）(4個)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可能な設計とする。

(5) 原子炉建屋ブローアウトパネル

格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）発生時において、原子炉建屋ブローアウトパネルは、開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放することにより原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることが可能な設計とする。

(6) 技術的能力審査基準への適合のための設備の整備（復旧手段の整備）

全交流動力電源喪失又は常設直流電源喪失により発電用原子炉の減圧ができない場合において、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備による所内常設蓄電式直流電源設備への電源供給、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備により、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を復旧して原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。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。

(7) 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

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。

(i) インターフェイスシステム LOCA 隔離弁

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁である HPCS 注入隔離弁は格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）発生時において、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。

(8) 自主対策設備の整備

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。

(i) 手動 (タービンバイパス弁, タービン制御系) による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧

主蒸気隔離弁が全開状態であり, かつ常設所内電源が健全で, 復水器の真空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。

(ii) 125V 代替充電器盤用電源車接続設備

可搬型代替交流電源設備である電源車を 125V 代替充電器盤用電源車接続設備に接続することで, 代替所内電気設備を経由せずに直接 125V 代替充電器盤を受電し, 主蒸気逃がし安全弁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。

3.3.2 重大事故等対処設備

3.3.2.1 主蒸気逃がし安全弁

3.3.2.1.1 設備概要

主蒸気逃がし安全弁は、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原子炉格納容器内の主蒸気系配管に設置されており、主蒸気系からの排気は、排気管により、サプレッションチェンバのプール水面下に導き凝縮するようにする。主蒸気逃がし安全弁は、バネ式（アクチュエータ付）で、アクチュエータにより逃がし弁として作動させることもできるバネ式安全弁である。

主蒸気逃がし安全弁は、バネ式の安全弁に、外部から強制的に開閉を行うアクチュエータを取り付けたもので、蒸気圧力がバネの設定圧力に達すると自動開放するほか、外部信号によってアクチュエータのピストンに主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素ガスを供給して弁を強制的に開放することができる。主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、通常運転時に原子炉格納容器調気系より窒素ガスが供給されており、アクチュエータの作動に必要な圧力を上回る窒素ガス圧力を保有することにより、確実に主蒸気逃がし安全弁の作動が可能な設計とする。なお、原子炉格納容器調気系は設計基準対象施設であり、重大事故等対処設備とは位置付けない。

また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、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の破損を防止するため、主蒸気逃がし安全弁を手動開操作して発電用原子炉を減圧することが可能な設計とする。

本システムの系統概要図を図 3.3-1 に、設備概要図を図 3.3-2 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.3-1 に示す。

(1) 逃がし弁機能

本機能における主蒸気逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、原子炉圧力高の信号により、主蒸気逃がし安全弁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強制的に開放する。

(2) 安全弁機能

本機能における主蒸気逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、逃がし弁機能のバックアップとして、圧力上昇に伴いスプリング力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 倍を超えないように設計する。なお、11 個の主蒸気逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

(3) 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、アクチュエータのピストンを作動させて主蒸気逃がし安全弁を強制的に開放し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させ、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系による早期の注水を促す。なお、11個の主蒸気逃がし安全弁のうち、2個がこの機能を有している。

(4) 手動による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧

主蒸気逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔手動操作により主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの窒素ガスをアクチュエータに供給して11個の弁を作動することが可能な設計とする。また、11個の主蒸気逃がし安全弁のうち6個については、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータとは独立した主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータを有しており、中央制御室からの遠隔手動操作により主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの窒素ガスをアクチュエータに供給し、弁を作動することが可能な設計とする。

なお、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所の発見又は隔離ができない場合の重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし安全弁は、中央制御室からの手動操作によって弁を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることで原子炉冷却材の漏えいを抑制することが可能な設計とする。

(5) 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ

アキュムレータのうち、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、主蒸気逃がし安全弁が逃がし弁機能により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に必要な、駆動用窒素ガスを供給する。主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、通常運転時に原子炉格納容器調気系より窒素ガスが供給されており、アクチュエータ作動に必要な圧力を上回る窒素ガス圧力をあらかじめ保有することが可能な設計とする。なお、11個の主蒸気逃がし安全弁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主蒸気逃がし安全弁に窒素ガスを供給可能な設計とする。

(6) 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ

アキュムレータのうち、主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、原子炉水位低とドライウェル圧力高の両方の信号により、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を強制的に開放するために必要な、駆動用窒素ガスを供給する。主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは通常運転時に原子炉格納容器調気系より窒素ガスが供給されており、アクチュエータ作動に必要な

圧力を上回る窒素ガス圧力をあらかじめ保有することが可能な設計とする。なお、6個の主蒸気逃がし安全弁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主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）に窒素ガスを供給可能な設計とする。

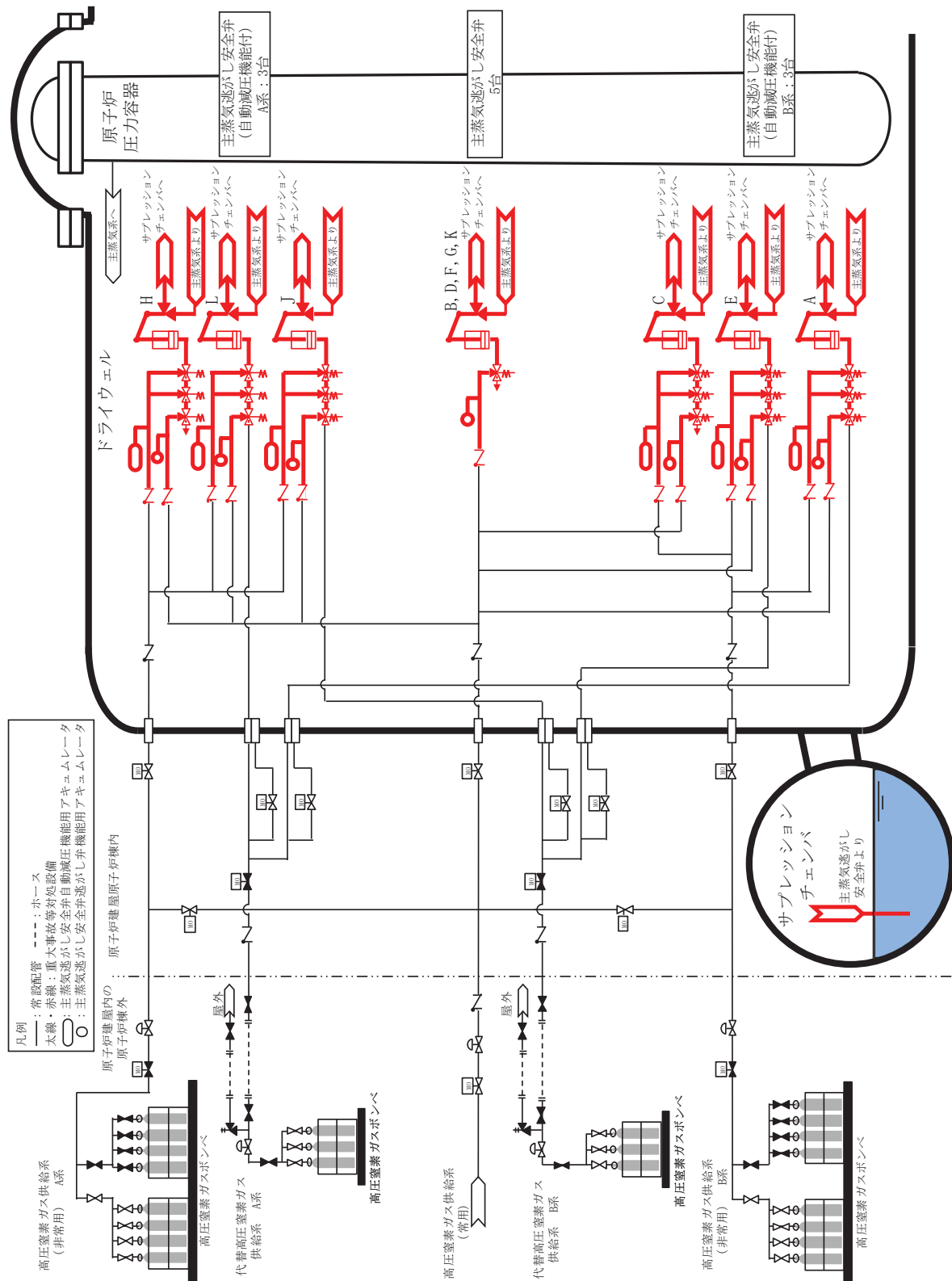


図 3.3-1 主蒸気逃がし安全弁，主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 系統概要図

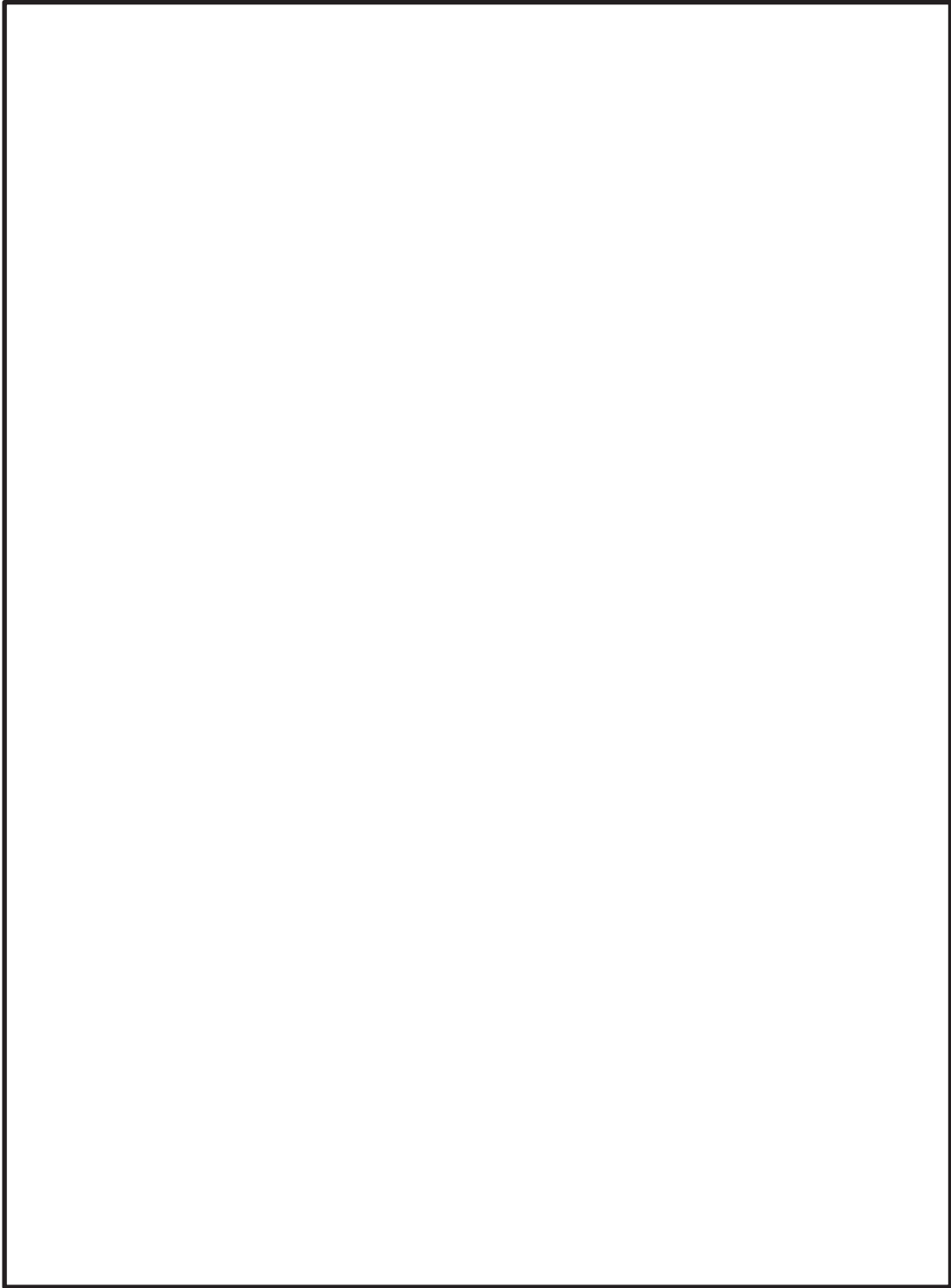


図 3.3-2 主蒸気逃がし安全弁 設備概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 3.3-1 主蒸気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	主蒸気逃がし安全弁【常設】*1 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ【常設】 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ【常設】
附属設備	—
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	所内常設蓄電式直流電源設備 125V 蓄電池 2A【常設】 125V 蓄電池 2B【常設】 125V 充電器盤 2A【常設】 125V 充電器盤 2B【常設】 上記所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 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 125V 代替蓄電池【常設】 可搬型代替直流電源設備 125V 代替蓄電池【常設】 125V 代替充電器盤【常設】 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
計装設備*3	原子炉圧力【常設】

*1：主蒸気逃がし安全弁 11 個のうち、自動減圧機能を有する弁は以下のとおり。

B21-NO-F001A, C, E, H, J, L 計 6 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（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

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

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

3.3.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 主蒸気逃がし安全弁

型式：バネ式（アクチュエータ付）

個数：11

取付箇所：原子炉格納容器内

(安全弁機能の吹出圧力)

吹出圧力 (MPa[gage])	弁個数	容量／個（吹出圧力×1.03 において）(t/h)
7.79	2	388
8.10	3	405
8.17	3	408
8.24	3	411

(逃がし弁機能の吹出圧力)

吹出圧力 (MPa[gage])	弁個数	容量／個（吹出圧力において） (t/h)
7.37	2	356
7.44	3	360
7.51	3	363
7.58	3	367

(2) 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ

種類：たて置円筒形

個数：11

容量：約 15 ℓ/個

最高使用圧力：1.77MPa[gage]

最高使用温度：171℃

取付箇所：原子炉格納容器内

(3) 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ

種類：たて置円筒形

個数：6

容量：約 200 ℓ/個

最高使用圧力：1.77MPa[gage]

最高使用温度：171℃

取付箇所：原子炉格納容器内

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) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項第一号）

(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。

主蒸気逃がし安全弁、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、原子炉格納容器内に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.3-2に示す設計とする。

主蒸気逃がし安全弁の操作は、中央制御室から遠隔操作可能な設計とする。

原子炉格納容器内の圧力が仮に最高使用圧力の2倍の状態（854kPa[gage]）に達した場合においても、代替高圧窒素ガス供給系により主蒸気逃がし安全弁を作動させることが可能な設計とする。また、原子炉格納容器内へスプレイを行うことにより、逃がし安全弁近傍の格納容器温度を低下させることが可能な設計とする。

(46-3, 46-4)

表 3.3-2 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉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	原子炉格納容器内に設置するため、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）・積雪	原子炉格納容器内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第二号）

(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」に示す。

主蒸気逃がし安全弁は、中央制御室の操作スイッチにより操作可能な設計とする。主蒸気逃がし安全弁の操作に必要な機器を表 3.3-3 に示す。

中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

また、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁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。

(46-3)

表 3.3-3 操作対象機器

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法
主蒸気逃がし安全弁	全閉→全開	原子炉格納容器内	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 項第三号）

(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」に示す。

主蒸気逃がし安全弁は、表 3.3-4 に示すように発電用原子炉の停止中に機能・性能試験、分解検査及び外観検査が可能な設計とする。

主蒸気逃がし安全弁は、機能・性能試験として安全弁機能検査、逃がし弁機能検査及び自動減圧系機能検査を行うことが可能な設計とする。

安全弁機能検査として、窒素ガスにより対象弁の入口側を加圧し、その吹出し圧力を測定する。また、窒素ガスにより入口側を加圧し、規定圧力で保持後、弁座からの漏えい量を確認することが可能な設計とする。

逃がし弁機能検査として、逃がし弁機能の作動に必要な模擬入力を行い、各検出要素の作動及び復帰する圧力値が許容範囲内であることを確認することが可能な設計とする。また、各検出要素の検出器の作動を電気回路で模擬し、論理回路が作動すること及び模擬信号入力により主蒸気逃がし安全弁が全開及び全閉することが確認可能な設計とする。

自動減圧系機能検査として、模擬入力により自動減圧系を作動させ、主蒸気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主蒸気逃がし安全弁の全数が、許容動作範囲内で「全開」動作することが確認可能な設計とする。

分解検査として、浸透探傷検査により機能・性能に影響を及ぼす指示模様がないこと、目視により機能・性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂、打こん、変形、摩耗及び浸食がないことが確認可能な設計とする。

主蒸気逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔操作により弁の開閉を行い、「全開」から「全閉」及び「全閉」から「全開」へ動作することが確認可能な設計とする。

なお、主蒸気逃がし安全弁は、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、発電用原子炉の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)

表 3.3-4 主蒸気逃がし安全弁の試験及び検査

発電用原子炉の 状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	安全弁機能による吹出圧力確認及び漏えい有無の確認 逃がし弁機能による作動確認 自動減圧機能による作動確認
	分解検査	弁各部の状態を目視等で確認
	外観検査	主蒸気逃がし安全弁外観の確認

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、表 3.3-5 に示すように発電用原子炉の停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能とし、漏えいの有無及び外観の確認が可能な設計とする。

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、機能・性能試験として、高圧窒素ガスを供給することで、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの漏えいの有無の確認を行う

ことが可能な設計とする。

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁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確認を行うことが可能な設計とする。

なお、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁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、発電用原子炉の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。

表 3.3-5 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータからの漏えい有無の確認
	外観検査	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ外観の確認

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

主蒸気逃がし安全弁、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁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替えが不要であり、主蒸気逃がし安全弁の使用にあたり切り替えることなく使用可能な設計とする。

(46-4)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第五号）

(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」に示す。

主蒸気逃がし安全弁，主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁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等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。

(46-3, 46-4)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

(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。

主蒸気逃がし安全弁の操作に必要な機器を表 3.3-3 に示す。

主蒸気逃がし安全弁は，放射線量が高くなるおそれが少ない中央制御室にて操作が可能である。

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁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，主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの窒素ガス供給圧力が喪失した場合でも，高圧窒素ガス供給系（非常用）の窒素ガスボンベにより主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）（6 個）への窒素ガス供給が可能であり，主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの復旧作業が不要な設計とする。

(46-3)

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項第一号）

(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。

主蒸気逃がし安全弁は、設計基準事故対処設備の弁吹出量が、想定される重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な弁吹出量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備の弁吹出量と同仕様の設計とする。

主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、設計基準事故対処設備としての主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの窒素供給の容量が、想定される重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための主蒸気逃がし安全弁の開動作に必要な供給窒素の容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備の供給窒素の容量と同仕様の設計とする。

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、設計基準対象施設としての主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータの窒素供給の容量が、想定される重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための主蒸気逃がし安全弁の開動作に必要な供給窒素の容量に対して十分であるため、設計基準対象施設の供給窒素の容量と同仕様の設計とする。

(46-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項第二号）

(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」に示す。

主蒸気逃がし安全弁、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、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 項第三号）

(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」に示す。

主蒸気逃がし安全弁、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備としての安全機能を兼ねる設備であるが、想定される重大事故等時に必要な個数に対して十分に余裕を持った個数を分散して設置することにより、多重性を有する設計とする。また、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉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。

主蒸気逃がし安全弁は、中央制御室からの手動操作又は代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）からの信号により作動することで、自動減圧系による作動に対して多様性を有する設計とする。また、主蒸気逃がし安全弁は、常設代替直流電源設備（125V 代替蓄電池）又は可搬型代替直流電源設備（125V 代替蓄電池、125V 代替充電器盤及び電源車の組合せ）からの給電により作動することで、所内常設蓄電式直流電源設備（125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B）からの給電による作動に対して多様性を有する設計とする。

また、主蒸気逃がし安全弁は、代替高圧窒素ガス供給系を設けることで、窒素供給源及び逃がし安全弁の作動方法に多様性を持たせた設計とする。

主蒸気逃がし安全弁の多様性又は多重性、位置的分散について、表 3.3-6 に示す。

(46-2, 46-3, 46-4)

表 3.3-6 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)					
	主蒸気逃がし安全弁					
	逃がし弁機能 (11 個)					
駆動用 窒素 供給源	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用 アキュムレータ (11 個)			自動減圧機能 (6 個) *		
	原子炉格納容器内			主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用 アキュムレータ (6 個)		
				原子炉格納容器内 高圧窒素ガスボンベ (高圧窒素ガス供給系 (非常用) 及び 代替高圧窒素ガス供給系)		
			原子炉建屋内の原子炉棟外			
駆動用 電源	所内常設蓄電式 直流電源設備 (125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B)	常設代替直流電 源設備 (125V 代 替蓄電池) 又は 可搬型代替直流 電源設備 (125V 代替蓄電 池, 125V 代替充 電器盤及び電源 車の組合せ)	主蒸気逃がし 安全弁用 可搬型蓄電池	所内常設蓄電式 直流電源設備 (125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B)	常設代替直流電 源設備 (125V 代 替蓄電池) 又は 可搬型代替直流 電源設備 (125V 代替蓄電 池, 125V 代替充 電器盤及び電源 車の組合せ)	主蒸気逃がし 安全弁用 可搬型蓄電池
	制御建屋 ・地下中 1 階 ・地下 1 階 ・地下 2 階	制御建屋 ・地上 2 階 ・地下 1 階 屋外	制御建屋 ・地上 2 階	制御建屋 ・地下中 1 階 ・地下 1 階 ・地下 2 階	制御建屋 ・地上 2 階 ・地下 1 階 屋外	制御建屋 ・地上 2 階
操作系	インターロック 又は手動操作	手動操作	手動操作	インターロック 又は手動操作	手動操作	手動操作
	中央制御室	中央制御室	制御建屋 ・地上 2 階	中央制御室	中央制御室	制御建屋 ・地上 2 階

* : 主蒸気逃がし安全弁 11 個のうち，自動減圧機能を有する弁は以下のとおり。
B21-NO-F001A, C, E, H, J, L 計 6 個

3.3.2.2 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）

3.3.2.2.1 設備概要

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）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原子炉格納容器の破損を防止することを目的に設置するものである。

本システムは、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、主蒸気逃がし安全弁（2個）を作動させる論理回路を設ける構成とする。代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル1）の検出器を多重化し、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ出口圧力高又は低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力高の条件成立時、「2 out of 2」論理にて自動的に信号を発信し、信頼性の向上を図った設計とする。

なお、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心スプレイ系からの注水に加え、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）により自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する設計とする。

ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）については、「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（設置許可基準規則第44条に対する設計方針を示す章）」で示す。

本システムに関する重大事故等対処設備一覧を表3.3-7に示す。

表 3.3-7 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）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	代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）【常設】
附属設備	—
水源	—
流路	—
注水先	—
電源設備*1	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備*2	原子炉圧力【常設】 原子炉水位【常設】

*1：単線結線図を補足説明資料 46-2 に示す。

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

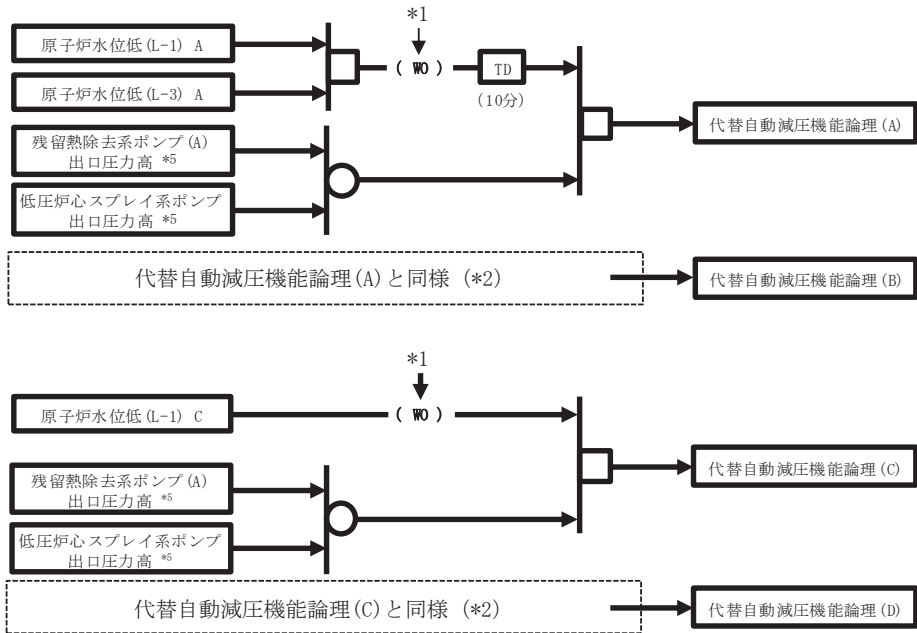
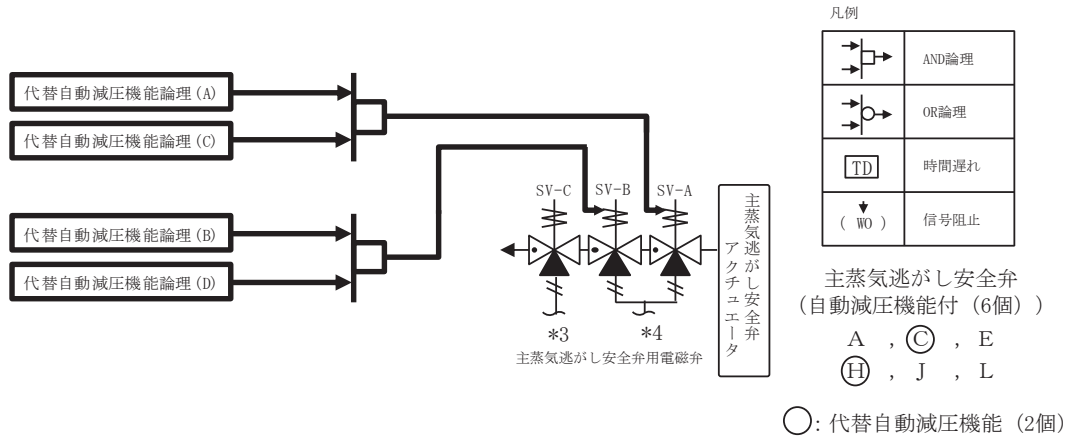
*2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態。

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

なお、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、以降、代替自動減圧機能という。

3.3.2.2.2 主要設備の仕様

図 3.3-3 に代替自動減圧機能の説明図を示す。



- *1：自動減圧系(A)作動阻止信号又は代替自動減圧機能論理リセット信号。
- *2：論理(B)及び論理(D)については、各信号を下記のとおり読み替える。
 - ・原子炉水位低(L-1) A, C → 原子炉水位低(L-1) B, D
 - ・原子炉水位低(L-3) A → 原子炉水位低(L-3) B
 - ・残留熱除去系ポンプ(A)出口圧力高 → 残留熱除去系ポンプ(B)出口圧力高
 - ・低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力高 → 残留熱除去系ポンプ(C)出口圧力高
 - ・自動減圧系(A)作動阻止信号 → 自動減圧系(B)作動阻止信号
- *3：高圧窒素ガス供給系(常用)より供給。
- *4：高圧窒素ガス供給系(常用)又は(非常用)より供給。
- *5：論理(A)及び論理(C)の「残留熱除去系ポンプ(A)出口圧力高」, 「低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力高」は異なる計測機器からの信号。論理(B)及び論理(D)においても同じ。

図 3.3-3 代替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) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項第一号）

(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。

代替自動減圧機能は、中央制御室内、原子炉建屋地上1階、原子炉建屋地下1階、原子炉建屋地下2階及び原子炉建屋地下3階（原子炉建屋原子炉棟内）に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における、中央制御室内及び原子炉建屋原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.3-8に示す設計とする。

(46-3)

表 3.3-8 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	中央制御室内及び原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件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	中央制御室内及び原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、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）・積雪	中央制御室内及び原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第二号）

(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」に示す。

代替自動減圧機能は、原子炉水位低（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、自動で主蒸気逃がし安全弁（2 個）を作動させる論理回路を設ける設計とする。原子炉水位低（レベル 1）の検出器を多重化し、原子炉水位低（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ出口圧力高又は低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力高の条件成立時、「2 out of 2」論理にて自動的に信号を発信するよう、信頼性向上を図る設計とする。

なお、代替自動減圧機能の論理回路による減圧ができない場合は、中央制御室の操作スイッチにより操作可能な設計とする。

中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第三号）

(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」に示す。

代替自動減圧機能は、主蒸気逃がし安全弁の作動信号を発信する設備であり、発電用原子炉の運転中に試験又は検査を実施する場合には、過大な出力変動等により発電用原子炉に外乱を与える可能性があり、かつ、試験中又は検査中は機能自体が維持できない状態となるため、表 3.3-9 に示すように発電用原子炉停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。機能・性能確認として、模擬入力による論理回路の動作確認、校正、設定値及びタイマーの確認が可能な設計とする。

(46-5)

表 3.3-9 代替自動減圧機能の試験及び検査

発電用原子炉の 状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	論理回路確認 タイマーの動作時間確認
	特性試験	計器校正 設定値確認

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替自動減圧機能は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用が可能な設計とする。

(46-4)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第五号）

(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」に示す。

代替自動減圧機能は、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。

代替自動減圧機能の論理回路は、多重化された自動減圧系と別の制御盤に収納することで自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

検出器（原子炉水位低（レベル1）、残留熱除去系ポンプ出口圧力高及び低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力高）からの入力信号については共用するが、自動減圧系と電気的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離し、自動減圧系へ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するが、自動減圧系と電気的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離し、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替自動減圧機能の論理回路は、他の設備とヒューズによる電氣的な分離をすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

ATWS 緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)からの自動減圧系作動阻止信号は、自動減圧系と代替自動減圧機能で共用するが、電氣的な隔離装置(リレー)を用いて信号を分離することで、自動減圧系に悪影響を与えない設計とする。

(46-3, 46-11, 46-12)

(6) 設置場所(設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号)

(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。

代替自動減圧機能は、現場における操作が不要な設計とする。

3.3.2.2.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項第一号）

(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。

代替自動減圧機能は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷を防止するための設備であることを考慮し、炉心が露出しないように有効燃料棒頂部より高い設定として、原子炉水位低（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、主蒸気逃がし安全弁の作動は原子炉冷却材の放出となり、その補給に残留熱除去系（低圧注水モード）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、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、主蒸気逃がし安全弁（2個）を作動させる論理回路を設ける設計とする。

(46-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項第二号）

(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」に示す。

代替自動減圧機能は、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項第三号）

(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」に示す。

代替自動減圧機能の論理回路は、多重化された自動減圧系の制御盤と位置的分散を図ることで、地震、火災、溢水等の主要な共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

代替自動減圧機能の論理回路は、原子炉水位低（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、ドライウェル圧力高信号を必要とせず、発電用原子炉の自動減圧を行うことが可能な設計とし、自動減圧系の論理回路に対して異なる作動論理とすることで可能な限り多様性を有する設計とする。

代替自動減圧機能の論理回路は、他の設備とヒューズによる電氣的な分離をすることで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

(46-3, 46-11)

3.3.2.3 主蒸気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

主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても、可搬型代替直流電源設備のうち 125V 系統からの給電により、主蒸気逃がし安全弁を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することが可能な設計とする。

可搬型代替直流電源設備のうち 125V 系統は、125V 代替蓄電池から 8 時間必要な負荷に電源供給し、その後、可搬型代替交流電源設備である電源車から代替所内電気設備を経由して、125V 代替充電器盤を受電することにより、合計 24 時間以上、主蒸気逃がし安全弁等、重大事故等の対応に必要な直流電源設備へ電源供給が可能な設計とする。また、軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクよりタンクローリを用いて燃料を電源車に補給することが可能な設計とする。

また、作動回路に主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続することで、主蒸気逃がし安全弁(2 個)の作動が可能な設計とする。主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、24 時間にわたり主蒸気逃がし安全弁(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を補足説明資料 46-2-2 に、主蒸気逃がし安全弁機能回復（可搬型代替直流電源供給）に関する重大事故等対処設備一覧を表 3.3-10 に示す。

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

表 3.3-10 主蒸気逃がし安全弁機能回復（可搬型代替直流電源供給）
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	125V 代替蓄電池【常設】 125V 代替充電器盤【常設】 電源車【可搬】 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池【可搬】 軽油タンク【常設】*1 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】*2 タンクローリ【可搬】
附属設備	—
燃料流路	非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁【常設】 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送系配管・弁【常設】 ガスタービン発電設備燃料移送系配管・弁【常設】 ホース【可搬】
電路	125V 代替蓄電池及び 125V 代替充電器盤 ～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路【常設】 電源車～電源車接続口(原子炉建屋) *3 ～緊急用低圧母線 2G 系 *4 ～125V 代替充電器盤 ～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路 (電源車～電源車接続口(原子炉建屋)電路【可搬】) (電源車接続口(原子炉建屋) ～125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 電路【常設】) 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池～作動回路電路【可搬】
計装設備 (補助)*5	125V 直流主母線盤 2A-1 電圧【常設】 125V 直流主母線盤 2B-1 電圧【常設】

*1：軽油タンクは，非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(A)，非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(B)，非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(C)，非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(D)，非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(E)及び非常用ディーゼル発電設備軽油タンク(F)により構成される。

*2：ガスタービン発電設備軽油タンクは，ガスタービン発電設備軽油タンク(A)，ガスタービン発電設備軽油タンク(B)及びガスタービン発電設備軽油タンク(C)により構成される。

*3：電源車接続口(原子炉建屋)は，電源車接続口(原子炉建屋西側1)，電源車接続口(原

子炉建屋西側 2), 電源車接続口(原子炉建屋東側 1)及び電源車接続口(原子炉建屋東側 2)により構成される。

*4: 緊急用低圧母線 2G 系は, 460V パワーセンタ 4-2G, 460V 原子炉建屋モータコントロールセンタ 2G-1 及び 460V 原子炉建屋モータコントロールセンタ 2G-2 により構成される。

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

3.3.2.3.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池

型式 : 小型制御弁式鉛蓄電池
個数 : 2 (うち予備 1)
容量 : 約 24Ah (1 個あたり)
電圧 : 125V
使用箇所 : 制御建屋地上 2 階
保管場所 : 制御建屋地上 2 階

3.3.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.3.2.3.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項第一号）

(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。

主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は，制御建屋地上2階に設置される設備であることから，想定される重大事故等時における制御建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.3-11に示す設計とする。

また，主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続作業は，主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続場所である制御建屋内にて可能な設計とする。

(46-3)

表 3.3-11 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	制御建屋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	制御建屋内に設置するため，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）・積雪	制御建屋内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響を受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項第二号）

(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」に示す。

主蒸気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時において、制御建屋内の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上、制御建屋内にて可能な設計とする。

作業場所である制御建屋内は、運転員のアクセス性、操作性を考慮して十分な作業空間を確保する。

主蒸気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（ドライバー等）を用いて、確実に作業できる設計とし、作業場所である制御建屋内、アクセスルートの近傍又は中央制御室内に保管する。

主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、車輪の設置により運搬、移動ができるとともに、設置場所である制御建屋内にてボルト固定により転倒防止対策が可能な設計とする。

表 3.3-12 に操作対象機器の操作場所等を示す。

(46-3, 46-4, 46-7)

表 3.3-12 操作対象機器

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池	接続箇所リフト 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池接続	制御建屋 地上2階	制御建屋 地上2階	接続操作	
	OFF→ON			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項第三号）

(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」に示す。

主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、表 3.3-13 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査及び機能・性能試験が可能な設計とする。

主蒸気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状態の確認を行えるとともに、電圧の確認を行うことが可能な設計とする。

(46-5)

表 3.3-13 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池外観の確認
	機能・性能試験	電圧の確認

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(i) 要求事項

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

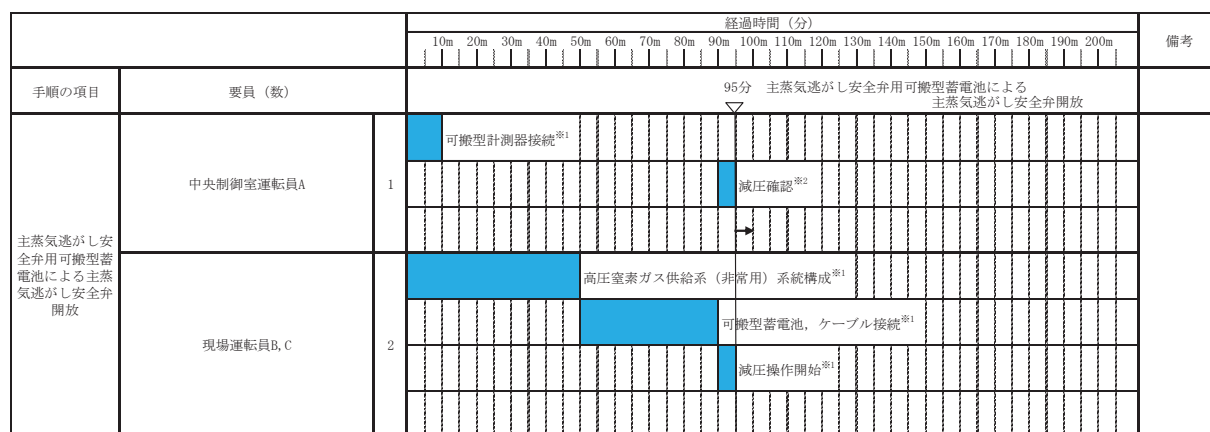
(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

主蒸気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。主蒸気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、速やかに接続操作が可能な設計とする。

図 3.3-4 に制御建屋内での主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続による主蒸気逃がし安全弁開放のタイムチャートを示す。

(46-4, 46-7)



※1: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※2: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

図 3.3-4 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁開放のタイムチャート*

*: 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について（個別手順）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 項第五号）

(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」に示す。

主蒸気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保管する。主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池を用いる場合は, 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, 他の設備に影響を及ぼさない設計とする。

(46-4)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

(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。

主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.3-12 に示す。操作が必要な機器は, 制御建屋地上 2 階にて操作を行うため, 放射線量が高くなるおそれが少なく操作可能である。

(46-3)

3.3.2.3.3.2 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項第一号）

(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。

主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、24時間にわたり主蒸気逃がし安全弁（2個）を連続開可能な容量を有するものを、1セット1個使用する。保有数は、1セット1個に、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考慮し合計2個を分散して保管する。

(46-6)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項第二号）

(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」に示す。

主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続は、ボルト・ネジ接続とし、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が可能な設計とする。

(46-4, 46-7)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項第三号）

(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」に示す。

主蒸気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, 制御建屋内から接続可能な設計とする。

(46-7)

(4) 設置場所 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項第四号)

(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。

主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は, 想定される重大事故等時における放射線を考慮しても, 放射線量が高くなるおそれが少ない制御建屋内に設置するため, 重大事故等時においても, 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続操作が可能である。

(46-3)

(5) 保管場所 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項第五号)

(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」に示す。

主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は, 地震, 津波, その他自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他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, 125V 蓄電池 2A, 125V 蓄電池 2B 及び 125V 代替蓄電池と位置的分散を図り, 制御建屋地上 2 階 (制御建屋内) に保管する。

(46-3, 46-8)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第六号）

(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」に示す。

主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、制御建屋内に設置し、想定される重大事故等時においても、設置場所での接続操作に支障をきたすことがないように、複数の屋内アクセスルートを確保する。

(46-9)

(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 項第七号）

(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」に示す。

主蒸気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制御建屋内に設置し、125V 蓄電池 2A、125V 蓄電池 2B 及び 125V 代替蓄電池と位置的分散を図る設計とする。

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

3.3.2.4 主蒸気逃がし安全弁機能回復（高圧窒素ガス供給系（非常用））

3.3.2.4.1 設備概要

高圧窒素ガス供給系（非常用）は、設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの窒素ガス供給圧力が喪失した場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的に設置するものである。

本系統は、窒素ガス供給源である可搬型の高圧窒素ガスポンペ、流路である高圧窒素ガス供給系（非常用）、主蒸気系の配管及び弁並びに主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータで構成する。

本系統は、中央制御室又は設置場所での弁操作により主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）（6個）のアクチュエータへ窒素ガスを供給し作動させることが可能な設計とし、独立した2系列で位置的分散を図る設計とする。

本系統の各系列には、使用側及び待機側の2系列の高圧窒素ガスポンペを配備し、使用側のポンペ圧力が低下した場合においても、現場操作により高圧窒素ガスポンペの切替え又は取替えが可能な設計とする。

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

本系統に関する系統概要図を図 3.3-5 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.3-14 に示す。

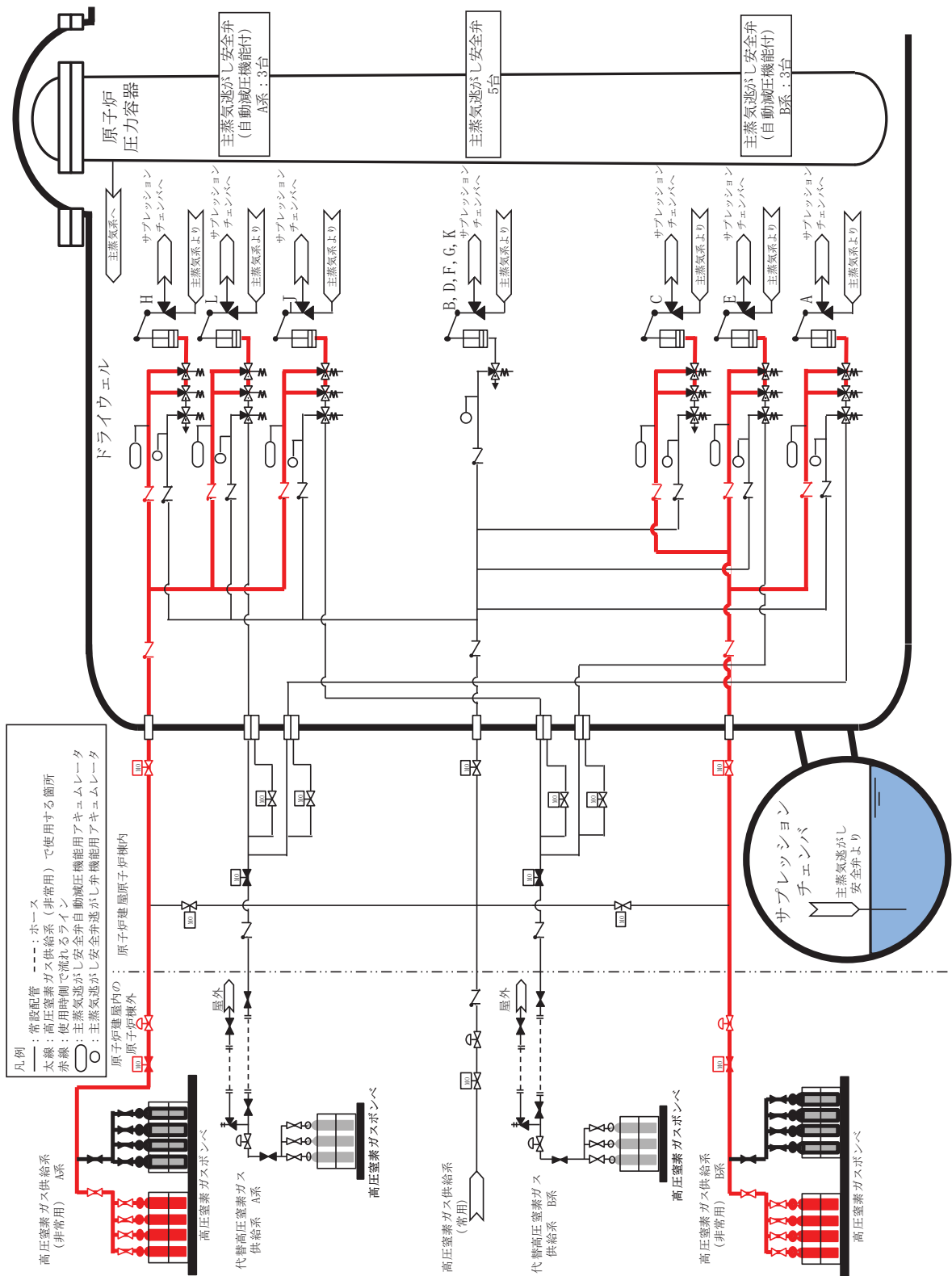


図 3.3-5 高圧窒素ガス供給系（非常用）系統概要図

表 3.3-14 主蒸気逃がし安全弁機能回復（高圧窒素ガス供給系（非常用））
に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	高圧窒素ガスボンベ【可搬】
附属設備	—
水源	—
流路	高圧窒素ガス供給系 配管・弁【常設】 主蒸気系 配管・弁 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ【常設】
注水先	—
電源設備*1	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機(設計基準拡張)【常設】
計装設備（補助）*2	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力【常設】

*1：単線結線図を補足説明資料 46-2 に示す。

電源設備については、「3.14 電源設備（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：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ。

3.3.2.4.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 高圧窒素ガスボンベ

- 個 数 : 22 (うち予備 11) *
- 容 量 : 約 47 ℓ/個
- 充填圧力 : 約 15 MPa[gage]
- 使用箇所 : 原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)
- 保管場所 : 原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

*：「高圧窒素ガス供給系（非常用）」で 16 本（うち予備 8 本），「代替高圧窒素ガス供給系」で 6 本（うち予備 3 本）使用する。

3.3.2.4.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

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) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項第一号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧窒素ガス供給系（非常用）に使用する高圧窒素ガスポンベは，原子炉建屋地上1階（原子炉建屋内の原子炉棟外）に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における，原子炉建屋内の原子炉棟外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.3-15に示す設計とする。

また，高圧窒素ガスポンベの切替え及び取替え操作は，設置場所で可能な設計とする。

(46-3)

表 3.3-15 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋内の原子炉棟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	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため，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）・積雪	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため，風（台風）及び積雪の影響を受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第二号）

(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」に示す。

高圧窒素ガス供給系（非常用）は、常用の原子炉格納容器調気系からの窒素供給圧力が低下した場合に自動的に HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁が閉、HPIN 非常用窒素ガス入口弁が開となり、高圧窒素ポンベの窒素を主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）に供給する操作不要な設計とする。

また、本系統の操作に必要な弁は、中央制御室の操作スイッチにより操作可能な設計とする。高圧窒素ガス供給系（非常用）の操作に必要な機器を表 3.3-16 に示す。

なお、本系統の操作に必要な弁は、手動操作も可能とし、設置場所である原子炉建屋地上 1 階（原子炉建屋原子炉棟内）及び原子炉建屋地上 1 階（原子炉建屋内の原子炉棟外）に十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

高圧窒素ガスポンベの切替え及び取替えは、想定される重大事故等時において、原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋内の原子炉棟外の環境条件（被ばく影響等）を考慮のうえ、原子炉建屋内の原子炉棟外にて作業可能な設計とする。

高圧窒素ガスポンベの切替え及び取替えは、HPIN 窒素ガスポンベ付属止め弁、HPIN 窒素ガスポンベラック元弁及びボンベコックを一般的に用いられる工具（スパナ）及び専用工具（ボンベコック操作用）を用いた操作により可能な設計とし、作業場所である原子炉建屋内の原子炉棟外近傍、アクセスルートの近傍又は中央制御室内に保管する。

また、高圧窒素ガスポンベの接続は、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、人力による運搬が可能な設計とし、屋内アクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、必要に応じて固縛等が可能な設計とする。

また、設置場所である原子炉建屋地上 1 階（原子炉建屋内の原子炉棟外）に十分な操作空間を確保することで、使用するポンベの切替え及び取替え操作が可能な設計とする。

(46-3, 46-4, 46-7)

表 3.3-16 操作対象機器

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁(A)	全開→全閉	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	高圧窒素ガス供給系(常用)との隔離
			原子炉建屋(原子炉建屋原子炉棟内)	手動操作	
HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁(B)	全開→全閉	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
			原子炉建屋(原子炉建屋原子炉棟内)	手動操作	
HPIN 非常用窒素ガス入口弁(A)	全閉→全開	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ操作	
			原子炉建屋(原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	
HPIN 非常用窒素ガス入口弁(B)	全閉→全開	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ操作	
			原子炉建屋(原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	
高圧窒素ガスポンベ	切替え 取替え	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋(原子炉建屋内の原子炉棟外)	切替え作業* 取替え作業*	

* : 高圧窒素ガスポンベの切替え及び取替えを行う際に操作する弁について、補足説明資料 46-4 に示す。

(3) 試験及び検査(設置許可基準規則第 43 条第 1 項第三号)

(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」に示す。

高圧窒素ガス供給系(非常用)は、表 3.3-17 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

表 3.3-17 高圧窒素ガス供給系(非常用)の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	供給圧力の確認, 漏えい有無の確認
	外観検査	高圧窒素ガスポンベの変形, 発錆等の異常の有無及び規定圧力の確認

高圧窒素ガス供給系（非常用）は、機能・性能試験として、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の供給圧力の確認及び系統全体の漏えい有無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、外観検査として、高圧窒素ガスポンベの変形、発錆等の異常の有無及び規定圧力の確認が可能な設計とする。

(46-5)

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧窒素ガス供給系（非常用）は、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。

高圧窒素ガス供給系（非常用）は、常用の原子炉格納容器調気系からの窒素供給圧力が低下した場合に自動的に HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁が閉、HPIN 非常用窒素ガス入口弁が開となり、高圧窒素ポンベの窒素を主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）に供給する、切替操作が不要な設計とする。

また、待機時の系統構成から使用時の系統構成へ切替え操作を行うために必要な操作対象弁（A 系は HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁(A) 及び HPIN 非常用窒素ガス入口弁(A)、B 系は HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁(B) 及び HPIN 非常用窒素ガス入口弁(B)）は、中央制御室のスイッチ操作により速やかに切替え可能な設計とする。

なお、本系統の操作に必要な弁は、設置場所である原子炉建屋地上 1 階（原子炉建屋原子炉棟内）及び原子炉建屋地上 1 階（原子炉建屋内の原子炉棟外）での手動操作により図 3.3-6 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。

高圧窒素ガスポンベの切替え及び取替えを行うために必要な操作対象弁（HPIN 窒素ガスポンベ付属止め弁、HPIN 窒素ガスポンベラック元弁及びポンベコック）は原子炉建屋内の原子炉棟外に設置し、現場での手動操作により、図 3.3-6 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替え及び取替えが可能な設計とする。

(46-4)

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (分)																				備考	
		10m	20m	30m	40m	50m	60m	70m	80m	90m	100m	110m	120m	130m	140m	150m	160m	170m	180m	190m	200m		
		高圧窒素ガス供給系原子炉格納容器入口圧力低警報発生 50分 高圧窒素ガス供給系 (非常用) による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保																					
高圧窒素ガス供給系 (非常用) による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保	中央制御室運転員A	1																					
	現場運転員B, C	2																					

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

手順の項目	要員 (数)	経過時間 (分)																				備考		
		10m	20m	30m	40m	50m	55m	60m	65m	70m	75m	80m	85m	90m	95m	100m	105m	110m	115m	120m	125m			
		高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力低警報発生 35分 高圧窒素ガス供給系 (非常用) による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保 105分 高圧窒素ガス供給系 (非常用) による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保																						
高圧窒素ガス供給系 (非常用) による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保	現場運転員B, C	2																						

※1: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※2: 機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

図 3.3-6 高圧窒素ガス供給系 (非常用) による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保 (手動操作) 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 (個別手順) 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 項第五号)

(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」に示す。

高圧窒素ガス供給系 (非常用) は, 常用の原子炉格納容器調気系からの窒素供給圧力が低下した場合に, 自動的に HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁が閉, HPIN 非常用窒素ガス入口弁が開となり, 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)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

(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）の系統構成に操作が必要な機器は、原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋内の原子炉棟外に設置されているが、常用の窒素供給系からの窒素供給圧力が低下した場合に自動的に切り替わる設計とすることで、設置場所の放射線量の影響を受けない設計とする。

高圧窒素ガス供給系（非常用）に使用する高圧窒素ガスポンベの切替え及び取替え操作に必要な機器は表 3.3-16 に示す。ポンベの切替え及び取替えは原子炉建屋（原子炉建屋内の原子炉棟外）にて操作を行うため、放射線量が高くなるおそれが少なく操作可能である。

(46-3, 46-7)

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項第一号）

(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）に使用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、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）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可能な容量を有する設計とする。

高圧窒素ガスポンベは、高圧窒素ガス供給系（非常用）で8本使用し、代替高圧窒素ガス供給系で3本使用する。また、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用として11本を確保し、合計で22本を分散して配備する。

(46-6)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項第二号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧窒素ガスポンベは、専用の接続方式として袋ナットを用い、容易かつ確実に接続が可能な設計とする。

高圧窒素ガスポンベと高圧窒素ガス供給系（非常用）の接続は、一般的に用いられる工具（スパナ）及び専用工具（ボンベコック操作）を用いて確実に作業ができる設計とし、作業場所である原子炉建屋内の原子炉棟外近傍、アクセスルートの近傍又は中央制御室内に保管する。

(46-3, 46-7)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第三号）

(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力を供給するものではないことから本条文の直接的な要求は受けないが、高圧窒素ガス供給系（非常用）が A 系、B 系独立した 2 系を有する系統であることから、それぞれの接続口を、原子炉建屋内の原子炉棟外の異なる複数の場所に設け、信頼性向上を図る設計とする。

(46-7)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第四号）

(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。

高圧窒素ガス供給系（非常用）に使用する高圧窒素ガスポンベは、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、想定される重大事故等時における放射線を考慮しても、作業への影響はないと想定しているが、仮に放射線量が高い場合は、線源からの離隔距離をとることにより、高圧窒素ガスポンベの切替え及び取替え操作が可能な設計とする。

(46-3, 46-7)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第五号）

(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」に示す。

高圧窒素ガス供給系（非常用）に使用する高圧窒素ガスボンベは、地震、津波、その他自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他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、原子炉格納容器内の多重化された主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータと位置的分散を図り、原子炉建屋地上1階（原子炉建屋内の原子炉棟外）に分散して保管する。

(46-3, 46-8)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第43条第3項第六号）

(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」に示す。

高圧窒素ガス供給系（非常用）に使用する高圧窒素ガスボンベは、原子炉建屋（原子炉建屋内の原子炉棟外）に設置し、想定される重大事故等時においても、設置場所でのボンベの切替え及び取替え操作に支障をきたすことがないように、複数の屋内アクセスルートを確保する。

（「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」参照）

(46-9)

(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項第七号）

(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又は注水機能若しく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」に示す。

高圧窒素ガス供給系（非常用）に使用する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内の原子炉棟外に保管し、共通要因によって、設計基準事故対処設備である多重化された主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータと同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータと多様性又は多重性及び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及び位置的分散について、表 3.3-18 に示す。

(46-3, 46-4, 46-7, 46-8)

表 3.3-18 高圧窒素ガスポンベの多様性又は多重性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	アキュムレータ	高圧窒素ガスポンベ (高圧窒素ガス供給系 (非常用))
減圧用の弁	主蒸気逃がし安全弁 11 個	主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能付) 6 個 ^{*1}
	原子炉格納容器内	
作動用 窒素ガス 供給源	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用 アキュムレータ 6 個	高圧窒素ガスポンベ 22 本 (うち予備 11 本) ^{*2}
	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用 アキュムレータ 11 個	
	原子炉格納容器内	

*1：設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁 11 個のうち、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）6 個を重大事故等対処設備として兼用する。

*2：「高圧窒素ガス供給系（非常用）」で 16 本（うち予備 8 本），「代替高圧窒素ガス供給系」で 6 本（うち予備 3 本）使用する。

3.3.2.5 主蒸気逃がし安全弁機能回復（代替高圧窒素ガス供給系）

3.3.2.5.1 設備概要

代替高圧窒素ガス供給系は、設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの窒素ガス供給圧力が喪失した場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的に設置するものである。

代替高圧窒素ガス供給系は、電磁弁操作を必要とせず、排気ラインから直接主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）のアクチュエータに窒素ガスを供給することで、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な窒素ガスの供給が可能な設計とする。

本システムは、窒素ガス供給源である可搬型の高圧窒素ガスボンベ、流路であるホース並びに代替高圧窒素ガス供給系の配管、弁等で構成する。

本システムは、想定される重大事故等時の環境条件において、原子炉格納容器内圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力(427 kPa[gage])を超えて上昇することにより、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な高圧窒素ガス供給系（非常用）の窒素ガス供給圧力が不足する可能性がある場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧可能な設計とする。

本システムは、中央制御室の操作スイッチ及び設置場所での手動操作により主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）（4個）のアクチュエータへ窒素ガスを供給し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することが可能な設計とする。

なお、高圧窒素ボンベの圧力が低下した場合は、現場操作により高圧窒素ボンベの交換を実施する。

本システムは、独立した2系を有するシステムであり、接続口は原子炉建屋内の原子炉棟外の異なる場所に設ける設計とする。

本システムのシステム構成に必要な電動弁は、設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備が喪失した場合においても、非常用所内電気設備とは独立した重大事故等対処設備である代替所内電気設備を用いて、ガスタービン発電機又は電源車から受電可能な設計とする。

可搬型の高圧窒素ガスボンベは、高圧窒素ガス供給系（非常用）及び代替高圧窒素ガス供給系に使用する設計とする。

本システムに関するシステム概要図を図 3.3-7 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.3-19 に示す。

表 3.3-19 主蒸気逃がし安全弁機能回復（代替高压窒素ガス供給系）
に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	高压窒素ガスボンベ【可搬】
附属設備	—
水源	—
流路	代替高压窒素ガス供給系 配管・弁【常設】 ホース・弁【可搬】
注水先	—
電源設備*1	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
計装設備（補助）*2	代替高压窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁入口圧力【常設】

*1：単線結線図を補足説明資料 46-2 に示す。

電源設備については、「3.14 電源設備（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：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ。

3.3.2.5.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 高压窒素ガスボンベ

- 個 数 : 22（うち予備 11）*
- 容 量 : 約 47 ℓ/本
- 充填圧力 : 約 15 MPa[gage]
- 使用箇所 : 原子炉建屋地上 1 階（原子炉建屋内の原子炉棟外）
- 保管場所 : 原子炉建屋地上 1 階（原子炉建屋内の原子炉棟外）

*：「高压窒素ガス供給系（非常用）」で 16 本（うち予備 8 本），「代替高压窒素ガス供給系」で 6 本（うち予備 3 本）使用する。

3.3.2.5.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.3.2.5.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項第一号）

(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。

代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンベは，原子炉建屋地上1階（原子炉建屋内の原子炉棟外）に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における原子炉建屋内の原子炉棟外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.3-20に示す設計とする。

(46-3)

表3.3-20 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋内の原子炉棟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	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため，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）・積雪	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため，風（台風）及び積雪の影響を受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項第二号）

(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」に示す。

代替高压窒素ガス供給系は、系統構成として A 系については代替 HPIN 窒素ガスポンベ供給止め弁 (A)、代替 HPIN 窒素ガスポンベ供給弁 (A) 及び代替 HPIN 窒素ガス供給止め弁 (A) を開操作し、代替 HPIN 窒素排気出口弁 (A-1) 及び代替 HPIN 窒素排気出口弁 (A-2) の閉操作を実施する。その後、代替 HPIN 第一隔離弁 (A) を開操作することにより主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能付) へ窒素ガスを供給する。B 系についても同様の操作により主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能付) へ窒素ガスを供給する。代替高压窒素ガス供給系の操作に必要な機器を表 3.3-21 に示す。

本系統の操作に必要な弁は、中央制御室の操作スイッチ及び設置場所での手動操作が可能な設計とする。

中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

手動操作は、操作弁の設置場所である原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外) に十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

高压窒素ガスポンベの取替えは、一般的に用いられる工具 (スパナ) 及び専用工具 (ポンベロック操作) を用いた操作により可能な設計とし、作業場所である原子炉建屋内の原子炉棟外近傍、アクセスルートの近傍又は中央制御室内に保管する。

また、高压窒素ガスポンベの接続は、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。

高压窒素ガスポンベは、人力による運搬が可能な設計とし、屋内アクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、必要に応じて固縛等が可能な設計とする。

また、設置場所である原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外) に十分な操作空間を確保することで、使用するポンベの切替え及び取替え操作が可能な設計とする。

表 3.3-21 操作対象機器

設備名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
高圧窒素ガスポンベ安全弁出口ライン止め弁 (A)	全閉→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	F090A
高圧窒素ガスポンベ安全弁出口ライン止め弁 (B)	全閉→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	F090A
代替 HPIN 窒素ガスポンベ供給止め弁 (A)	全閉→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	1008A
代替 HPIN 窒素ガスポンベ供給止め弁 (B)	全閉→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	1008B
代替 HPIN 窒素ガスポンベ供給弁 (A)	全閉→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	1007A
代替 HPIN 窒素ガスポンベ供給弁 (B)	全閉→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	1007B
ホース	ホース接続	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	
代替 HPIN 窒素ガス供給止め弁 (A)	全閉→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	101A
代替 HPIN 窒素ガス供給止め弁 (B)	全閉→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	101B
代替 HPIN 第一隔離弁 (A)	全閉→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	104A
代替 HPIN 第一隔離弁 (B)	全閉→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	104B
代替 HPIN 窒素排気出口弁 (A-1)	全開→全閉	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	105A-1
代替 HPIN 窒素排気出口弁 (A-2)	全開→全閉	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	105A-2
代替 HPIN 窒素排気出口弁 (B-1)	全開→全閉	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	105B-1
代替 HPIN 窒素排気出口弁 (B-2)	全開→全閉	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	105B-2
高圧窒素ガスポンベ	取替え	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	取替え操作	

(46-3, 46-4, 46-7)

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第三号）

(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」に示す。

代替高圧窒素ガス供給系は、表 3.3-22 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

表 3.3-22 代替高圧窒素ガス供給系の試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
運転中又は 停止中	機能・性能試験	供給圧力の確認，漏えい有無の確認
	外観検査	高圧窒素ガスポンベの変形，発錆等の異常の有無 及び規定圧力の確認

代替高圧窒素ガス供給系は、機能・性能試験として、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の供給圧力の確認及び系統全体の漏えい有無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、外観検査として、高圧窒素ガスポンベの変形、発錆等の異常の有無及び規定圧力の確認が可能な設計とする。

(46-5)

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

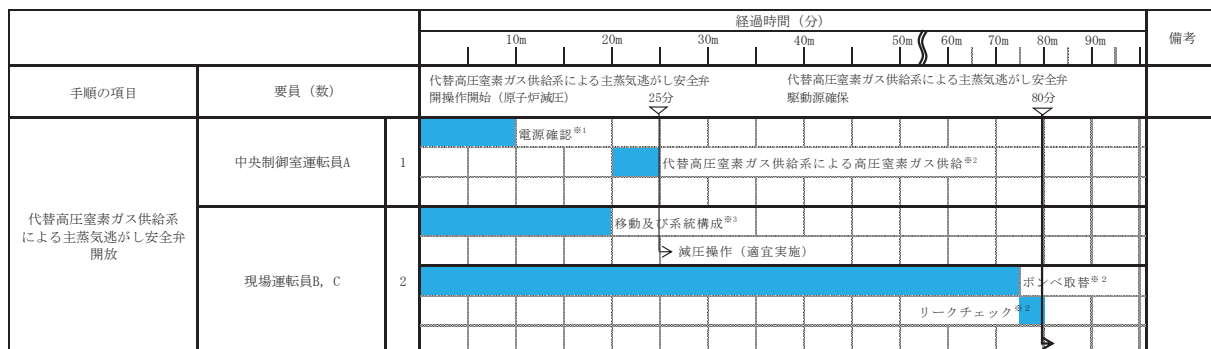
基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンベは、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。

代替高压窒素ガス供給系は、通常時の主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）用電磁弁の排気ラインに接続し、高压窒素ガスポンベから作動用窒素ガスを供給するため、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。

通常時の系統構成から使用時の系統構成へ切替え操作を行うために必要な操作対象弁のうち原子炉建屋原子炉棟内の弁（A系は、代替HPIN窒素排気出口弁（A-1）、代替HPIN窒素排気出口弁（A-2）、代替HPIN第一隔離弁（A）、B系は代替HPIN窒素排気出口弁（B-1）、代替HPIN窒素排気出口弁（B-2）、代替HPIN第一隔離弁（B））は、中央制御室でのスイッチ操作、原子炉建屋内の原子炉棟外の弁（A系は、高压窒素ガスポンベ安全弁出口ライン止め弁（A）、代替HPIN高压窒素ガスポンベ供給止め弁（A）、代替HPIN窒素ガス供給止め弁（A）、代替HPIN高压窒素ガスポンベ供給弁（A）、B系は、代替HPIN高压窒素ガスポンベ安全弁出口ライン止め弁（B）、代替HPIN高压窒素ガスポンベ供給止め弁（B）、代替HPIN窒素ガス供給止め弁（B）、代替HPIN高压窒素ガスポンベ供給弁（B））は、設置場所での手動操作により図3.3-8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。

(46-4)



※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2：機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

※3：中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

図 3.3-8 代替高压窒素ガス供給系による主蒸気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（個別手順）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項第五号）

(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」に示す。

代替高圧窒素ガス供給系は、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）用電磁弁の排気ラインに接続し、通常時の作動用窒素ガス流路とは異なる電磁弁の排気側から作動用窒素ガスを供給する構成であるため、配管及び弁を設置することにより通常時の作動用窒素ガスの排気流路を確保し、悪影響を及ぼさない設計とする。また、重大事故等時は、重大事故等対処設備として系統構成することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンベは、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。

代替高圧窒素ガス供給系の通常状態における主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動用窒素ガスの排気流路を構成する弁を表 3.3-23 に示す。

代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンベは、ボンベラックに固縛することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

表 3.3-23 主蒸気逃がし安全弁の排気流路を構成する弁

弁名称	作動方式	状態
代替 HPIN 第一隔離弁 (A)	電動駆動	通常時閉
代替 HPIN 第一隔離弁 (B)	電動駆動	通常時閉
代替 HPIN 窒素排気出口弁 (A-1)	電動駆動	通常時開
代替 HPIN 窒素排気出口弁 (A-2)	電動駆動	通常時開
代替 HPIN 窒素排気出口弁 (B-1)	電動駆動	通常時開
代替 HPIN 窒素排気出口弁 (B-2)	電動駆動	通常時開

(46-4)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

(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。

代替高圧窒素ガス供給系の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.3-21 に示す。操作が必要な機器は、中央制御室及び原子炉建屋地上 1 階（原子炉建屋内の原子炉棟外）にて操作を行うため、放射線量が高くなるおそれが少なく操作可能である。

(46-3, 46-7)

3.3.2.5.3.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項第一号）

(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。

代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンベは、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）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可能な容量を有する設計とする。また、想定される重大事故等時の、原子炉格納容器内圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍の状態（854kPa[gage]）においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することが可能な容量を有する設計とする。

高圧窒素ガスポンベは、高圧窒素ガス供給系（非常用）で8本使用し、代替高圧窒素ガス供給系で3本使用する。また、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用として11本を確保し、合計で22本を分散して配備する。

(46-6)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項第二号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧窒素ガスポンベは、専用の接続方式として袋ナットを用い、容易かつ確実に接続が可能な設計とする。

高圧窒素ガスポンベは代替高圧窒素ガス供給系への接続に当たって、一般的に用いられる工具（スパナ）及び専用工具（ボンベコック操作用）を用いて確実に作業ができる設計とし、作業場所である原子炉建屋内の原子炉棟外近傍、アクセスルートの近傍又は中央制御室内に保管する。

(46-3, 46-7)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第三号）

(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力を供給するものではないことから本条文の直接的な要求は受けないが、代替高圧窒素ガス供給系が、A 系、B 系独立した 2 系を有する系統であることから、それぞれの接続口を、原子炉建屋内の原子炉棟外の異なる複数の場所に設け、信頼性向上を図る設計とする。

(46-7)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第四号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンベは、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、想定される重大事故等時における放射線を考慮しても、作業への影響はないと想定しているが、仮に放射線量が高い場合は、線源からの離隔距離をとることにより、高圧窒素ガスポンベの取替え操作が可能な設計とする。

(46-3, 46-7)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第五号）

(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」に示す。

代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスボンベは, 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の配置その他条件を考慮し, 原子炉格納容器内に多重化された主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータと位置的分散を図り, 原子炉建屋地上1階(原子炉建屋内の原子炉棟外)に分散して保管する。

(46-3, 46-8)

(6) アクセスルートの確保(設置許可基準規則第43条第3項第六号)

(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」に示す。

代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスボンベは, 原子炉建屋内の原子炉棟外に設置し, 想定される重大事故等時においても, 設置場所での接続作業に支障をきたすことがないように, 複数の屋内アクセスルートを確保する。

(「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」参照)

(46-9)

(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項第七号)

(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又は注水機能若しく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」に示す。

代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスボンベは, 外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉建屋内の原子炉棟外に保管し, 共通要因によって, 設計基準事故対処設備である多重化された主蒸気逃がし安全弁逃がし

弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータと同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータと多様性又は多重性及び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及び位置的分散について、表 3.3-24 に示す。

(46-3, 46-4, 46-7, 46-8)

表 3.3-24 高圧窒素ガスポンベの多様性又は多重性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	アキュムレータ	高圧窒素ガスポンベ (代替高圧窒素ガス供給系)
減圧用の弁	主蒸気逃がし安全弁 11 個	主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能付) 4 個 ^{*1}
	原子炉格納容器内	
作動用 窒素ガス 供給源	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用ア キュムレータ 6 個	高圧窒素ガスポンベ 22 本 (うち予備 11 本) ^{*2}
	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用ア キュムレータ 11 個	
	原子炉格納容器内	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

*1：設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁 11 個のうち、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）4 個を重大事故等対処設備として兼用する。

*2：「高圧窒素ガス供給系（非常用）」で 16 本（うち予備 8），「代替高圧窒素ガス供給系」で 6 本（うち予備 3）使用する。

3.3.2.6 原子炉建屋ブローアウトパネル

3.3.2.6.1 設備概要

原子炉建屋ブローアウトパネルは、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）発生時に、原子炉冷却材が原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいして蒸気となり、原子炉建屋原子炉棟内の圧力が上昇した場合において、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることを目的として使用する。

本設備は、止め板等で構成し、運転員による開放操作を行うことなく、原子炉建屋原子炉棟内と外気との差圧が開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放することで、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることが可能な設計とする。これにより、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることで、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）発生時に HPCS 注入隔離弁を現場操作により閉止することが可能となる。

原子炉建屋ブローアウトパネルに関する設備概要図を図 3.3-9 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.3-25 に示す。

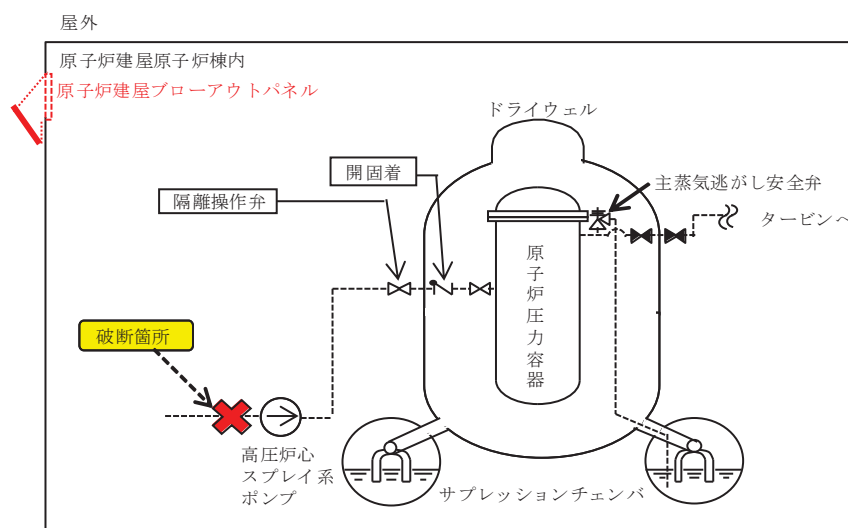


図 3.3-9 原子炉建屋ブローアウトパネル設備概要図

表 3.3-25 原子炉建屋ブローアウトパネルに関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	原子炉建屋ブローアウトパネル【常設】
附属設備	—
水源	—
流路	—
注水先	—
電源設備	—
計装設備	—

3.3.2.6.2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

(1) 原子炉建屋ブローアウトパネル

個 数：1 式

取付箇所：原子炉建屋地上 3 階

3.3.2.6.3 設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.3.2.6.3.1 設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第一号）

(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。

原子炉建屋ブローアウトパネルは、原子炉建屋原子炉棟内と屋外との境界に設置し、想定される重大事故等時における、原子炉建屋原子炉棟内及び屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮できるよう、表 3.3-26 に示す設計とする。

(46-3)

表 3.3-26 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉棟内及び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対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	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）・積雪	屋外で想定される風荷重及び積雪荷重を考慮して，機能を損なわない設計とする。
電磁的障害	重大事故等時においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第二号）

(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」に示す。

原子炉建屋ブローアウトパネルは，原子炉建屋原子炉棟内と屋外との差圧により，自動的に開放する設計とする。

(46-3)

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第三号）

(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」に示す。

原子炉建屋ブローアウトパネルは，表 3.3-27 に示すように，発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査が可能な設計とする。

(46-5)

表 3.3-27 原子炉建屋ブローアウトパネルの試験及び検査

発電用原子炉の 状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	原子炉建屋ブローアウトパネル外観の確認

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉建屋ブローアウトパネルは、本来の用途以外の用途として使用しない。
また、原子炉建屋ブローアウトパネルは、重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第五号）

(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」に示す。

原子炉建屋ブローアウトパネルは、他の設備と独立して作動することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、原子炉建屋ブローアウトパネルは、開放動作により、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(46-3, 46-4)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

(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。

原子炉建屋ブローアウトパネルは、原子炉建屋原子炉棟内と屋外との差圧により、自動的に開放する設備とする。

3.3.2.6.3.2 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項第一号）

(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。

原子炉建屋ブローアウトパネルは、想定される重大事故等時において、原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした蒸気を原子炉建屋外に排気して、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させるために必要となる容量を有する設計とする。

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項第二号）

(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」に示す。

原子炉建屋ブローアウトパネルは、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項第三号）

(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」に示す。

原子炉建屋ブローアウトパネルは常設重大事故防止設備であるが、同一目的の設計基準事故対処設備はない。

(46-3, 46-4)

3.3.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.3.3.1 インターフェイスシステム LOCA 隔離弁

3.3.3.1.1 設備概要

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁である HPCS 注入隔離弁は、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）発生個所の隔離によって、原子炉格納容器外への原子炉冷却材の漏えいを防止する目的として使用する。

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、発電用原子炉運転中に接続箇所を電動弁の開閉試験を実施する高圧炉心スプレイ系の注水ラインに1個設置する構成とする。

格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）は、隔離弁の隔離失敗により低圧設計部分が異常に過圧されることで発生するが、主蒸気逃がし安全弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの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、主蒸気逃がし安全弁による発電用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図 3.3-10 に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表 3.3-28 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。

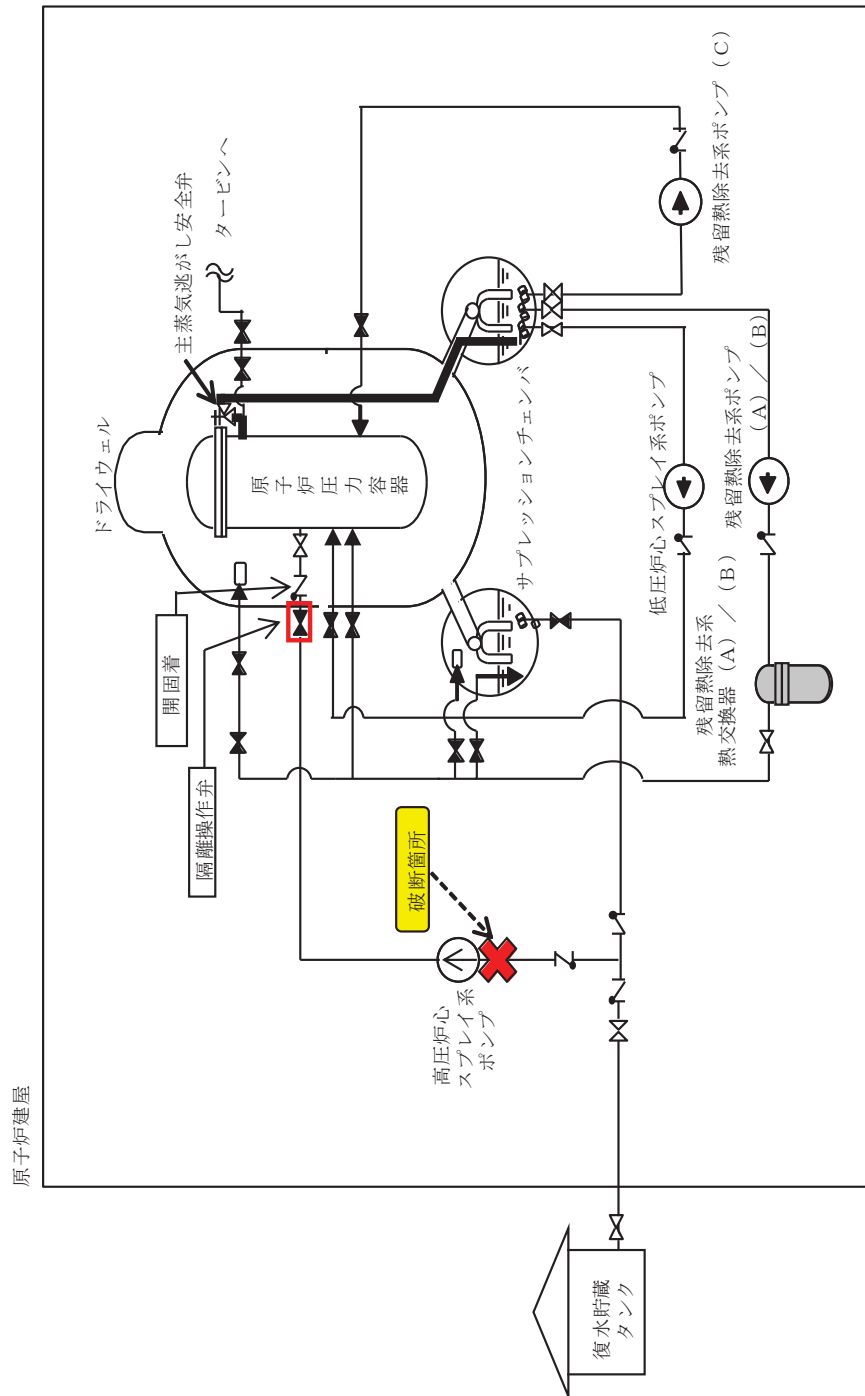


図 3.3-10 インターフェイスシステム LOCA 隔離弁系統概要図

表 3.3-28 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
(設計基準拡張) 一覧

設備区分	設備名
主要設備	HPCS 注入隔離弁【常設】
附属設備	—
電源設備	—
計装設備*	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力【常設】

* : 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

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) HPCS 注入隔離弁

最高使用圧力 : 10.8MPa

最高使用温度 : 302℃

個数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋地下 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)

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 隔離弁である HPCS 注入隔離弁は、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。

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁である HPCS 注入隔離弁については、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時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。

また、インターフェイスシステム LOCA 隔離弁は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。

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

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁である HPCS 注入隔離弁については、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時における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表 3.3-29 に示す設計である。

表 3.3-29 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	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	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，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）・積雪	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響を受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また，インターフェイスシステム LOCA 隔離弁である HPCS 注入隔離弁は，設置場所である原子炉建屋原子炉棟内にて手動操作が可能な設計であり，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 隔離弁である HPCS 注入隔離弁は，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時においても使用する設計である。また，HPCS 注入隔離弁は，発電用原子炉の運転中に機能・性能試験，停止中に分解検査が可能な設計とする。

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48条】

【設置許可基準規則】

(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)

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

(解釈)

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

- a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。
- b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。
- c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム(UHSS)の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系(RHR)の使用が不可能な場合について考慮すること。

また、PWRにおいては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。

- d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条3b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。

3.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

3.5.1 設置許可基準規則第 48 条への適合方針

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止する設備として、原子炉補機代替冷却水系、原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系を設ける。

(1) 原子炉補機代替冷却水系の設置（設置許可基準規則解釈の第 1 項 a), b), c))

設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として原子炉補機代替冷却水系を設ける。

原子炉補機代替冷却水系は、第 1 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散配備した可搬型の熱交換器ユニット並びに第 1 保管エリア、第 2 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散配備した大容量送水ポンプ（タイプ I）を用い、サプレッションチェンバへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に原子炉補機冷却水系へ繋ぎ込むことにより、最終的な熱の逃がし場である海へ熱の輸送が可能な設計とする。

当該設備は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散を図った設計とする。（原子炉補機代替冷却水系の設計基準事故対処設備に対する多様性及び独立性、位置的分散については 3.5.2.1.3 項に詳細を示す。）

(2) 原子炉格納容器フィルタベント系の設置（設置許可基準規則解釈の第 1 項 a), b), d))

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モード）及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として原子炉格納容器フィルタベント系を設ける。

当該設備は、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モード）及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散を図った設計とする。（原子炉格納容器フィルタベント系の設計基準事故対処設備に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散については 3.5.2.2.2 項に詳細を示す。）

また、当該設備は、設置許可基準規則解釈の第 50 条の第 3 項 b) の要求を満たすものとする。（設置許可基準規則第 50 条に対する適合方針に関しては、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第 50 条に

対する設計方針を示す章)」に示す。)

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

(3) 耐圧強化ベント系の設置(設置許可基準規則解釈の第1項 a), b), d))

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モード)及び原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む)が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための常設重大事故等対処設備として耐圧強化ベント系を設ける。

当該設備は、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モード)及び原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む)に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散を図った設計とする。(耐圧強化ベント系の設計基準事故対処設備に対する多重性又は多様性及び独立性、位置的分散については3.5.2.3.3に詳細を示す。)

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

また、当該設備については以下のとおり、設置許可基準規則第50条第3項 b)に準ずる設計とする。

- i) 当該設備は炉心損傷前に使用するものであるため、排気中に含まれる放射性物質は微量である。また、当該設備を使用して原子炉格納容器ベントを実施した場合に放出される想定放射性物質の放出量に対して敷地境界での線量評価を行った結果、敷地境界での線量は「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に記載の基準を満たしている。
- ii) 当該設備は炉心損傷前に使用するものであるため、排気中に含まれる可燃性ガスは微量であることから原子炉格納容器ベント中に可燃限界濃度に達することはない。

- iii) 当該設備を使用する際に流路となる原子炉格納容器調気系及び非常用ガス処理系の配管等は他号炉とは共用しない。また、当該系統は弁により他の系統・機器と隔離することにより、悪影響を及ぼさない設計とする。
- iv) 重大事故等対策の有効性評価において、耐圧強化ベント系を使用しても原子炉格納容器が負圧にならないことを確認している。耐圧強化ベント系の使用に際しては、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイは停止する運用としており、原子炉格納容器が負圧とならない。仮に、原子炉格納容器内にスプレイをする場合においても、原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。
- v) 当該設備の排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁（直流）は、遠隔手動弁操作設備により人力で容易かつ確実に開閉操作が可能な設計とし、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁（交流）は、設置場所において人力で容易かつ確実に開閉操作可能な設計とする。また、電動弁（直流）については所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電による遠隔操作も可能な設計とし、電動弁（交流）について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る遠隔操作も可能な設計とする。
- vi) 当該設備は、炉心損傷前に使用するものであるため、原子炉建屋内の原子炉棟外からの遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作及び原子炉建屋原子炉棟内の設置場所での人力操作が可能である。
- vii) 当該設備を使用する際に流路となる配管については、ラプチャーディスクを設置しない設計とする。
- viii) 当該設備と原子炉格納容器との接続位置は、サプレッションチェンバ及びドライウエルに設けるものとし、いずれからも排気操作を実施することができる設計とする。

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、ドライウエル側からの排気では、有効燃料棒頂部高さよりも高い位置に接続箇所を設けることにより、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。
- ix) 当該設備を使用する際に流路となる配管については、使用後に高線量となるフィルタ装置等を設置しない設計とする。

(4) 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

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。

(i) 残留熱除去系

残留熱除去系は、弁の切替え操作によって以下の3つのモードにより、原子炉停止時及び原子炉隔離時の崩壊熱及び残留熱の除去、サプレッションチェンバ内のプール水の冷却を行う。

- a. 原子炉停止時冷却モード
- b. 格納容器スプレイ冷却モード
- c. サプレッションプール水冷却モード

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

(ii) 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）は、原子炉設備の非常用機器及び常用機器等で発生する熱を冷却除去する機能を有する。

本システムは、淡水ループ及び海水系で構成し重大事故等時においても非常用機器及び残留熱除去系機器等を冷却する。

(iii) 高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）

高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）は、高圧炉心スプレイ系機器の運転で発生する熱を冷却除去する機能を有する。

本システムは、淡水ループ及び海水系で構成し、重大事故等時においても高圧炉心スプレイ系機器の運転で発生する熱を冷却する。

3.5.2 重大事故等対処設備

3.5.2.1 原子炉補機代替冷却水系

3.5.2.1.1 設備概要

原子炉補機代替冷却水系は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、この機能を代替し、発電用原子炉及び原子炉格納容器内の除熱を行うことを目的に設置するものである。

本システムは、熱交換器ユニット、大容量送水ポンプ（タイプ I）、電源設備である常設代替交流電源設備、計装設備、燃料補給設備である軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリ、流路であるホース、除熱用ヘッダ、接続口、原子炉補機冷却水系の配管、弁類、サージタンク、残留熱除去系熱交換器並びに非常用取水設備から構成される。

本システムの系統概要図を図 3.5-1 及び図 3.5-2 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.5-1 に示す。

熱交換器ユニットは、海水を冷却源とした熱交換器、淡水ポンプ等で構成され、移動可能とするために熱交換器、淡水ポンプ等は車両に搭載する設計とする。また、熱交換器ユニット内に海水ストレーナを設置し、熱交換器への異物混入による性能低下を防止する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、海を水源とし、熱交換器ユニットの熱交換器に送水し、熱交換後の海水を海へ排水することにより、最終的な熱の逃がし場である海へ熱を輸送可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の淡水側は、熱交換器ユニットの淡水側と接続口をホースにより接続し、海水側は、熱交換器ユニットの海水側と大容量送水ポンプ（タイプ I）をホースにより接続することで流路を構成可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系は、熱交換器ユニットの熱交換器で除熱した淡水を、熱交換器ユニットの淡水ポンプによりホース及び接続口を経由して原子炉補機冷却水系に送水し、残留熱除去系熱交換器で熱交換した淡水は、接続口及びホースを経由して熱交換器ユニットに戻る循環ラインを形成する設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、付属空冷式ディーゼルエンジンにより駆動可能な設計とし、燃料は燃料補給設備である軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクよりタンクローリを用いて補給可能な設計とする。

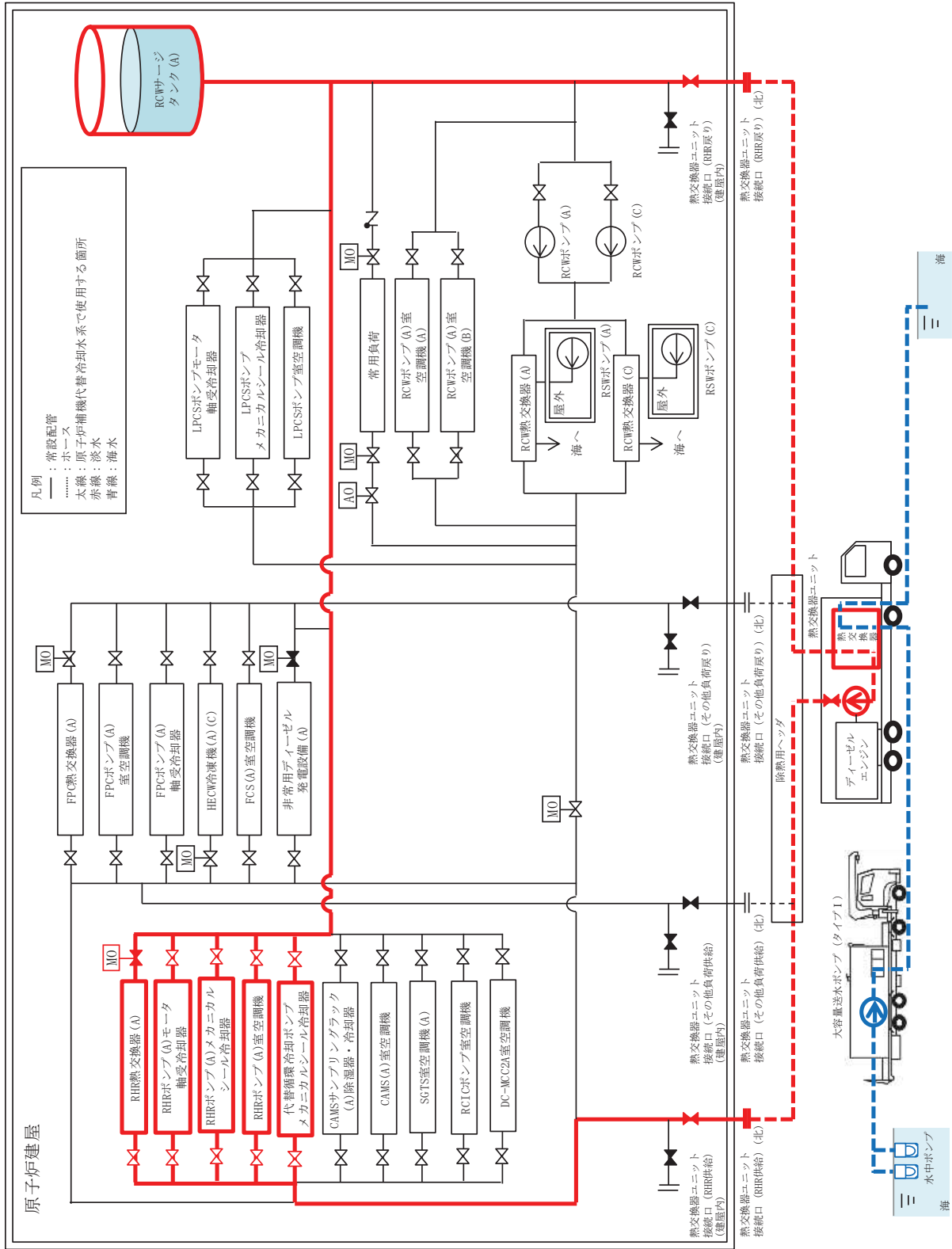
原子炉補機代替冷却水系の系統構成に必要な電動弁は、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から受電可能な設計とする。

ガスタービン発電機の燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電設備軽油タンクよりガスタービン発電設備燃料移送ポンプを用いて補給可能な設計とする。

熱交換器ユニットを使用する際に接続する接続口は、共通の要因によって接続することができなくなることを防止するために、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備、並びに「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として使用する設計とする。

本系統の操作に当たっては、中央制御室及び設置場所での弁操作により系統構成を行った後、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）に付属する操作スイッチにより、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）を起動し運転を行う。



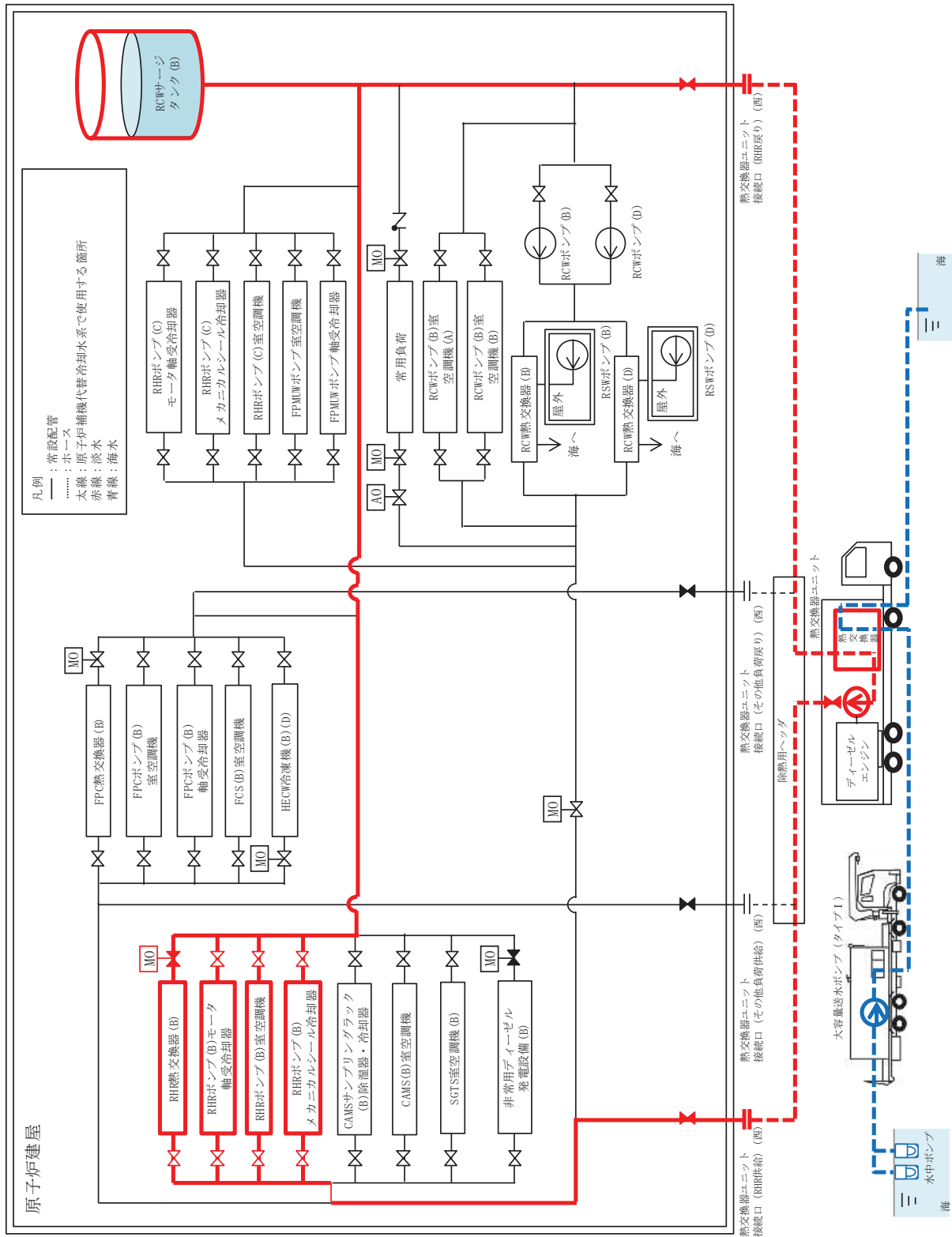


図 3.5-2 原子炉補機代替冷却水系 B 系 系統概要図

表 3.5-1 原子炉補機代替冷却水系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	熱交換器ユニット【可搬】 大容量送水ポンプ（タイプ I）【可搬】
附属設備	ホース延長回収車【可搬】
水源	—
流路	ホース・除熱用ヘッダ・接続口【可搬】 原子炉補機冷却水系 配管・弁・サージタンク【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 非常用取水設備 貯留堰【常設】 取水口【常設】 取水路【常設】 海水ポンプ室【常設】
注水先	—
電源設備*1 (燃料補給設備を含む)	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ【常設】 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
計装設備*2	ドライウエル温度【常設】 圧力抑制室内空気温度【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】 圧力抑制室圧力【常設】

*1：単線結線図を補足説明資料 48-2 に示す。

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

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

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

3.5.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 熱交換器ユニット

容量	: 約 20 MW (海水温度 26℃において) (1 台あたり)
最高使用圧力	: 淡水側 1.18 MPa[gage] / 海水側 1.20 MPa[gage]
最高使用温度	: 淡水側 70 °C / 海水側 50 °C
個数	: 3 (うち 1 台は予備)
設置場所	: 屋外 (原子炉建屋付近)
保管場所	: 屋外 (第 1 保管エリア, 第 3 保管エリア及び第 4 保管 エリア)

(熱交換器)

組数	: 1
伝熱面積	: 約 <input type="text"/> m ² /組

(淡水ポンプ)

種類	: うず巻形
容量	: 約 730 m ³ /h
揚程	: 約 70 m
最高使用圧力	: 1.18 MPa [gage]
最高使用温度	: 70 °C
原動機出力	: 約 <input type="text"/> kW
個数	: 1

(2) 大容量送水ポンプ (タイプ I) *¹

種類	: うず巻形
容量	: 約 1,440 m ³ /h (1 台あたり)
揚程	: 約 122 m
最高使用圧力	: 1.0MPa [gage] * ² , 1.2MPa [gage] * ^{3,4}
最高使用温度	: 50°C
個数	: 5 (うち 1 台は予備) * ⁵
設置場所	: 屋外 (淡水貯水槽 (No. 1) * ² , 淡水貯水槽 (No. 2) * ² , 取水口 * ^{3,4} 及び海水ポンプ室 * ^{3,4})
保管場所	: 屋外 (第 1 保管エリア, 第 2 保管エリア, 第 3 保管 エリア及び第 4 保管エリア)
原動機出力	: 約 <input type="text"/> kW

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

- *1 : 「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型），原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系（常設配管），燃料プールのスプレイ系（常設配管），原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備，並びに「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として使用する。
- *2 : 淡水貯水槽を水源とし，「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型），原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系（常設配管），燃料プールのスプレイ系（可搬型），原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する場合は示す。
- *3 : 「原子炉補機代替冷却水系」に使用する場合は示す。
- *4 : 海を水源とし，「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型），原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系（常設配管），燃料プールのスプレイ系（可搬型）及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する場合は示す。
- *5 : 「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型），原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系（常設配管），燃料プールのスプレイ系（可搬型），原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備として 1 台，「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として 1 台使用する。

3.5.2.1.3 原子炉補機代替冷却水系の多様性及び独立性，位置的分散

原子炉補機代替冷却水系は，共通要因によって設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，表 3.5-2 に示すとおり多様性，位置的分散を図る設計とする。

熱交換器ユニットは，屋外の保管エリアに保管し，原子炉建屋近傍に設置することで，原子炉建屋地下 3 階（原子炉建屋内の原子炉棟外）に設置されている設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水ポンプに対して位置的分散を図る設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は，屋外の保管エリアに保管し，取水口又は設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却海水ポンプとは異なる区画の海水ポンプ室に設置することで，位置的分散を図る設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は，サポート系による冷却水を不要とすることで，設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却海水ポンプと共通要因によって同時に機能喪失しない設計とし，駆動電源についても不要（付属空冷式ディーゼルエンジン）とすることで，原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却海水ポンプの駆動電源である非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）と共通要因によって同時に機能喪失しない設計とする。

原子炉補機代替冷却水系と原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）は，表 3.5-3 に示すとおり地震，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。

原子炉補機代替冷却水系は，原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）と共通要因によって同時に機能喪失しないよう，原子炉補機冷却海水系から独立性を確保するとともに，熱交換器ユニットから原子炉補機冷却水系配管との合流点までの系統は，原子炉補機冷却水系から独立性を確保する設計とする。

なお，静的機器の故障が系統機能喪失確率に与える影響は軽微であることから，静的機器である原子炉補機冷却水系の配管については，設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備とで兼用している。また，動的機器である弁については，設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備とで兼用しているが，定期的な点検等により健全性を確認するとともに，設計基準事故対処設備とは異なる電源を供給する設計とすること，また，必要に応じて現場での手動操作も可能な設計とすることで駆動源の多様化を図っている。

さらに，故障の影響を考慮し，熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は，予備を有する設計とする。

表 3.5-2 原子炉補機代替冷却水系の多様性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む)	原子炉補機代替冷却水系
ポンプ	原子炉補機冷却水ポンプ	熱交換器ユニット
	原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋外 (第1保管エリア, 第3保管エリア及び 第4保管エリア)
	原子炉補機冷却海水ポンプ	大容量送水ポンプ (タイプ I)
	屋外 (海水ポンプ室)	屋外 (第1保管エリア, 第2保管エリア 第3保管エリア及び第4保管エリア)
水源	海水	海水 (左記と取水位置が異なる)
	屋外 (海水ポンプ室)	屋外 (海水ポンプ室又は取水口)
駆動電源	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	不要 (付属空冷式ディーゼルエンジン)
	原子炉建屋地上1階	屋外
駆動用 空気	不要	不要
潤滑油	不要 (内包油)	不要 (内包油)
冷却方式	不要 (自己冷却)	不要 (自己冷却)

表 3.5-3 原子炉補機代替冷却水系の独立性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む)	原子炉補機代替冷却水系
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) は、耐震 S クラス設計とし、重大事故等対処設備の原子炉補機代替冷却水系は、基準地震動 S_s で機能維持可能な設計とすることで、基準地震動 S_s 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。
	津波	設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) は、基準津波の影響を受けない原子炉建屋内及び屋外に設置し、重大事故等対処設備の原子炉補機代替冷却水系は、基準津波の影響を受けない第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリアに保管することで、津波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。
	火災	設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) と、重大事故等対処設備の原子炉補機代替冷却水系は、火災が共通要因となり、同時に故障することのない設計とする (「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原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む) と、重大事故等対処設備の原子炉補機代替冷却水系は、溢水が共通要因となり、同時に故障することのない設計とする (「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。)

3.5.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.5.2.1.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項第一号）

(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。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニットは，屋外の第1保管エリア，第3保管エリア及び第4保管エリアに保管し，重大事故等時は，原子炉建屋付近の屋外に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.5-4に示す設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプI）は，屋外の第1保管エリア，第2保管エリア，第3保管エリア及び第4保管エリアに保管し，重大事故等時は，屋外の取水口又は海水ポンプ室に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能が有効に発揮することができるよう，表3.5-4に示す設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプI）は，付属の操作スイッチにより，想定される重大事故等時において，設置場所から操作可能な設計とする。

(48-4, 48-7, 48-8)

表 3.5-4 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	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対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	常時海水を通水する機器については海水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ことを確認し，輪留め等で固定可能な設計とする。
風（台風）・積雪	屋外で想定される風荷重及び積雪荷重を考慮して，機能を損なわない設計とする。
電磁的障害	重大事故等時においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第二号）

(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」に示す。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニットは，原子炉建屋付近まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な車両設計とするとともに，設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は，海水ポンプ室又は取水口まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な車両設計とするとともに，設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は，付属の操作スイッチから起動する設計とする。熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の操作は，操作者の操作性，監視性及び識別性を考慮し，また，十分な操作空間を確保することで，確実に操作可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用するホースの接続作業は、特殊な工具及び技量を必要としない、簡便な接続方式である嵌合構造とし、一般的な工具を使用することにより、確実に接続が可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の操作に必要な弁のうち、原子炉建屋原子炉棟内に設置する RCW 常用冷却水供給側分離弁(A)、RCW 常用冷却水供給側分離弁(B)、RCW 常用冷却水戻り側分離弁(A)、RCW 常用冷却水戻り側分離弁(B)、RCW 代替冷却水不要負荷分離弁(A)、RCW 代替冷却水不要負荷分離弁(B)、RHR 熱交換器(A)冷却水出口弁、RHR 熱交換器(B)冷却水出口弁、FPC 熱交換器(A)冷却水出口弁及び FPC 熱交換器(B)冷却水出口弁は、いずれも中央制御室の操作スイッチによる遠隔操作で弁を開閉することが可能な設計とする。中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性、監視性及び識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

また、原子炉補機代替冷却水系の操作に必要な弁のうち、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置する RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁(A)、RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁(B)、RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁(C)、RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁(A)、RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁(B)、RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁(C)、RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁(A)、RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁(B)、RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁(C)、RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁(A)、RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁(B)及び RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁(C)並びに屋外の熱交換器ユニットに設置する淡水ポンプ出口弁は、設置場所での操作が可能な設計とし、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の運転に操作が必要な機器を表 3.5-5-1 及び表 3.5-5-2 に示す。

(48-3, 48-4, 48-7)

表 3.5-5-1 操作対象機器(原子炉補機代替冷却水系 A 系)

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
熱交換器ユニット	停止→起動	屋外	屋外	スイッチ操作	
大容量送水ポンプ (タイプ I)	停止→起動	屋外	屋外	スイッチ操作	
ホース	ホース接続	屋外	屋外	手動操作	
淡水ポンプ出口弁	全閉→調整開	屋外	屋外	手動操作	
RCW 常用冷却水供給側分離弁 (A)	全開→全閉	原子炉建屋地下 3 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ操作	
RCW 常用冷却水戻り側分離弁 (A)	全開→全閉	原子炉建屋地下 3 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ操作	
RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (A)	全開→全閉	原子炉建屋地下中 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (A)	全閉→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	熱交換器ユニット接続口 (北) 接続時
RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (C)	全閉→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	熱交換器ユニット接続口 (建屋内) 接続時
RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (A)	全閉→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	熱交換器ユニット接続口 (北) 接続時
RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (C)	全閉→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	熱交換器ユニット接続口 (建屋内) 接続時
RHR 熱交換器 (A) 冷却水出口弁	全閉→調整開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (A)	全閉→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	熱交換器ユニット接続口 (北) 接続時
RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (C)	全閉→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	熱交換器ユニット接続口 (建屋内) 接続時
RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (A)	全閉→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	熱交換器ユニット接続口 (北) 接続時
RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (C)	全閉→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	熱交換器ユニット接続口 (建屋内) 接続時
FPC 熱交換器 (A) 冷却水出口弁	調整開→調整開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	

表 3.5-5-2 操作対象機器(原子炉補機代替冷却水系 B 系)

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法
熱交換器ユニット	停止→起動	屋外	屋外	スイッチ操作
大容量送水ポンプ (タイプ I)	停止→起動	屋外	屋外	スイッチ操作
ホース	ホース接続	屋外	屋外	手動操作
淡水ポンプ出口弁	全閉→調整開	屋外	屋外	手動操作
RCW 常用冷却水供給側分離弁 (B)	全開→全閉	原子炉建屋地下 3 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ操作
RCW 常用冷却水戻り側分離弁 (B)	全開→全閉	原子炉建屋地下 3 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ操作
RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (B)	全開→全閉	原子炉建屋地下中 2 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作
RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (B)	全開→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作
RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (B)	全開→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作
RHR 熱交換器 (B) 冷却水出口弁	全開→調整開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作
RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (B)	全開→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作
RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (B)	全開→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作
FPC 熱交換器 (B) 冷却水出口弁	調整開→調整開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	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 項第三号）

(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」に示す。

原子炉補機代替冷却水系は、表 3.5-6 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験、弁動作試験、分解検査及び外観検査が可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニットは、発電用原子炉の運転中又は停止中に運転性能（吐出圧力、流量）及び漏えいの有無を確認可能な設計とするとともに、淡水ポンプ、熱交換器等を分解し、内部構成部品の状態を目視等で確認することが可能な設計とする。また、車両としての運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）を水源とする他系統と独立したテストラインにより、運転性能（吐出圧力、流量）及び漏えいの有無を確認可能な設計とする。また、車両としての運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用するホース及び除熱用ヘッダは、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂、腐食等の有無を目視で確認することが可能な設計とする。

なお、原子炉補機代替冷却水系の弁は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、弁の動作試験を実施することで機能・性能の確認が可能な設計とする。

(48-5)

表 3.5-6 原子炉補機代替冷却水系の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	運転性能の確認、漏えいの有無の確認、車両運転状態の確認
	弁動作試験	弁の開閉動作の確認
	分解検査	熱交換器ユニットの淡水ポンプ、熱交換器等を分解し、各部を目視等で確認
	外観検査	き裂、腐食等の有無を目視で確認

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、本来の用途以外の用途には使用しない。

なお、原子炉補機代替冷却水系は、通常時に使用する系統である原子炉補機冷却水系から重大事故等時に対処するために系統を切り替える必要がある。熱交換器ユニット（北）接続口接続時の原子炉補機代替冷却水系 A 系への切替え操作として、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の移動、設置、起動操作、RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁(A)、RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁(A)、RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁(A)及び RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁(A)の全開操作、RCW 常用冷却水供給側分離弁(A)、RCW 常用冷却水戻り側分離弁(A)、RCW 代替冷却水不要負荷分離弁(A)の全閉操作並びに RHR 熱交換器(A)冷却水出口弁、FPC 熱交換器(A)冷却水出口弁及び淡水ポンプ出口弁の調整開操作を行う。また、熱交換器ユニット（建屋内）接続口接続時の原子炉補機代替冷却水系 A 系及び熱交換器ユニット（西）接続口接続時の原子炉補機代替冷却水系 B 系についても同様の操作を行うことで切替え可能である。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の移動、設置、起動操作及び系統の切替えに必要な弁の操作については、図 3.5-3 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。

(48-4)

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)											備考				
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11					
原子炉補機代替冷却水系A系による補機冷却水確保 (海水ポンプ室から海水を取水する場合)	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}	系統構成 ^{※2}													455分 原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保
	現場運転員B, C	2		移動・扉開放(熱交換器ユニット接続口(建屋内)を使用する場合のみ) ^{※4}													
	重大事故等対応要員A~C	3		保管場所への移動 ^{※5※6}													
					防潮壁扉の開放 ^{※7}												
	重大事故等対応要員D~F	3		保管場所への移動 ^{※5※6}													
					熱交換器ユニットの移動 ^{※10}												

- ※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
- ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
- ※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間
- ※4: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間
- ※5: 大容量送水ポンプ(タイプI)及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア、熱交換器ユニットの保管場所は第1保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア
- ※6: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
- ※7: 設計状況を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間
- ※8: 大容量送水ポンプ(タイプI)の移動距離として、第1保管エリアから取水口までを想定した移動時間と大容量送水ポンプ(タイプI)の設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
- ※9: 大容量送水ポンプ(タイプI)の起動実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
- ※10: 熱交換器ユニットの移動距離として、第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
- ※11: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
- ※12: 熱交換器ユニットの設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

図 3.5-3 原子炉補機代替冷却水 A 系による補機冷却水確保 タイムチャート*
(海水ポンプ室から海水を取水する場合)

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

(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項第五号)

(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」に示す。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ(タイプ I)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。

原子炉補機代替冷却水系は、取合系統である原子炉補機冷却水系と隔離可能な弁を設置することで、悪影響を及ぼさない設計とする。取合系統との隔離弁を表 3.5-7 に示す。

原子炉補機代替冷却水系を用いる場合は、弁操作によって、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、系統運転時には原子炉補機冷却水系と原子炉補機代替冷却水系を同時に使用しないことで、相互の機能に影響を及ぼさない運用とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

なお、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、重大事故等時において、残留熱除去系による発電用原子炉若しくは原子炉格納容器内の除熱又は代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱と燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱を同時に使用するため、各系統の必要な除熱量を同時に確保可能な容量を有する設計とする。

(48-3, 48-4, 48-5)

表 3.5-7 原子炉補機代替冷却水系の通常時における他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	状態
原子炉補機冷却水系	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (A)	手動操作	通常時閉
	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (A)	手動操作	通常時閉
	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (A)	手動操作	通常時閉
	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (A)	手動操作	通常時閉
	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (B)	手動操作	通常時閉
	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (B)	手動操作	通常時閉
	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (B)	手動操作	通常時閉
	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (B)	手動操作	通常時閉
	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (C)	手動操作	通常時閉
	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (C)	手動操作	通常時閉
	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷供給側連絡弁 (C)	手動操作	通常時閉
	RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (C)	手動操作	通常時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

(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。

原子炉補機代替冷却水系の運転に操作が必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.5-5-1 及び表 3.5-5-2 に示す。

これらは全て炉心損傷前の操作となり、想定される事故時における放射線量は高くなるおそれが少ないため、中央制御室又は設置場所にて操作が可能である。なお、屋外にホースを設置する場合は、放射線量を確認して、適切な放射線対策に基づき作業安全を確保した上で作業を実施する。

(48-3, 48-7)

3.5.2.1.4.2 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項第一号）

(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。

原子炉補機代替冷却水系は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な容量を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、最終ヒートシンクへの熱を輸送する機能が喪失した場合であって、残留熱除去系が使用可能な状況において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な熱交換量及びポンプ流量を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系は、熱交換器ユニット 1 台及び大容量送水ポンプ（タイプ I）1 台を 1 式として使用し、原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系の運転を行う場合にサプレッションプール水の除熱効果が確認されている容量 16.0 MW 以上を除熱可能な設計とする。

なお、熱交換器ユニットの熱交換量は約 20 MW、大容量送水ポンプ（タイプ I）の流量 1,200m³/h として設計することで、有効性評価「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」シナリオにおいて原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系の運転を行う場合又は有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」若しくは有効性評価「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」シナリオにおいて原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合と同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な容量を確保可能な設計とする。

熱交換器ユニットは、1 台で使用することから、保有数は 2 セットで 2 台、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で 1 台の合計 3 台を確保する。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として 1 台、また、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールスプ

レイ系（常設配管）、燃料プールスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備との同時使用時にはさらに 1 台使用することから、1 セット 2 台使用する。保有数は 2 セットで 4 台、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で 1 台の合計 5 台を確保する。

(48-6)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第二号）

(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」に示す。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニットと接続口の接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

熱交換器ユニットから除熱用ヘッドまでのホース及び接続部は、口径を 300A に統一する設計とする。

除熱用ヘッドから接続口までのホース及び接続部は、口径を 200A に統一する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニットと大容量送水ポンプ（タイプ I）との接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）から熱交換器ユニットまでのホース及び接続部は、口径を 300A に統一する設計とする。

熱交換器ユニットから海までのホース及び接続部は、口径を 300A に統一する設計とする。

(48-3, 48-7)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第三号）

(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」に示す。

原子炉補機代替冷却水系に使用する接続口は、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、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

具体的には、原子炉補機冷却水系 A 系に接続する接続口を原子炉建屋北側に 1 箇所及び原子炉建屋内の原子炉棟外に 1 箇所並びに原子炉補機冷却水系 B 系に接続する接続口を原子炉建屋西側に 1 箇所設置し、位置的分散を図る設計とする。

(48-7)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第四号）

(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。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、屋外で使用する設備であり、想定される重大事故等時における放射線を考慮しても、設置及び接続口への接続作業が可能であると想定している。仮に放射線量が高い場合は、放射線量を測定し、線源からの離隔距離をとり放射線量が低い場所に設置すること等により、設備の設置及び常設設備との接続を可能とする。なお、現場での接続作業は、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に速やかに接続が可能な設計とする。

(48-3, 48-7)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第五号）

(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」に示す。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）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，設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水ポンプ，原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水系熱交換器並びに常設重大事故等対処設備である原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系と位置的分散を図り，複数箇所に分散して保管する設計とする。

(48-8)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第六号）

(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」に示す。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は，第 1 保管エリア，第 2 保管エリア，第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管し，想定される重大事故等時においても，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，複数のアクセスルートを確保する。

（「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」参照）

(48-9)

(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 項第七号）

(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」に示す。

原子炉補機代替冷却水系は、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等対処設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、表 3.5-8 に示す設計とすることにより、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）及び常設重大事故等対処設備である原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系に対して多様性を有し、位置的分散を図る設計とする。

また、最終ヒートシンクについても、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）及び原子炉補機代替冷却水系が海であることに對し、原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系は大気とし、多様性を図る設計とする。

(48-2, 48-3, 48-7, 48-8)

表 3.5-8 多様性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備		
	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む)	原子炉補機代替冷却水系	原子炉格納容器 フィルタベント系	耐圧強化ベント系
ポンプ (淡水)	原子炉補機冷却水ポンプ	熱交換器ユニット	-	-
	原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋外 (第1保管エリア, 第3保管エリア 及び第4保管エリア)		
ポンプ (海水)	原子炉補機冷却海水ポンプ	大容量送水ポンプ (タイプI)	-	-
	屋外 (海水ポンプ室)	屋外 (第1保管エリア, 第2保管エリ ア, 第3保管エリア及び第4保管エリ ア)		
熱交換器	原子炉補機冷却水系熱交換器	熱交換器ユニット	-	-
	原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋外 (第1保管エリア, 第3保管エリア 及び第4保管エリア)		
最終 ヒートシンク	海	海	大気	大気
駆動電源 (ポンプ (淡 水))	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	不要 (付属空冷式ディーゼルエンジン)	不要	不要
	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋外 (第1保管エリア, 第3保管エリア 及び第4保管エリア)		
駆動電源 (ポンプ (海 水))	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	不要 (付属空冷式ディーゼルエンジン)	不要	不要
	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋外 (第1保管エリア, 第2保管エリ ア, 第3保管エリア及び第4保管エリ ア)		

3.5.2.2 原子炉格納容器フィルタベント系

3.5.2.2.1 設備概要

原子炉格納容器フィルタベント系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。）を防止するため、大気を最終ヒートシンクとし原子炉格納容器から熱を輸送することを目的に設置するものである。

本システムは、フィルタ装置、フィルタ装置出口側圧力開放板、電源設備（所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備）、計装設備、流路である原子炉格納容器調気系、原子炉格納容器フィルタベント系の配管及び弁並びにホース等、排出元である原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上の放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

本システムの系統概要図を図 3.5-4 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.5-9 に示す。

なお、原子炉格納容器フィルタベント系の詳細は、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第 50 条に対する設計方針を示す章）」に示す。

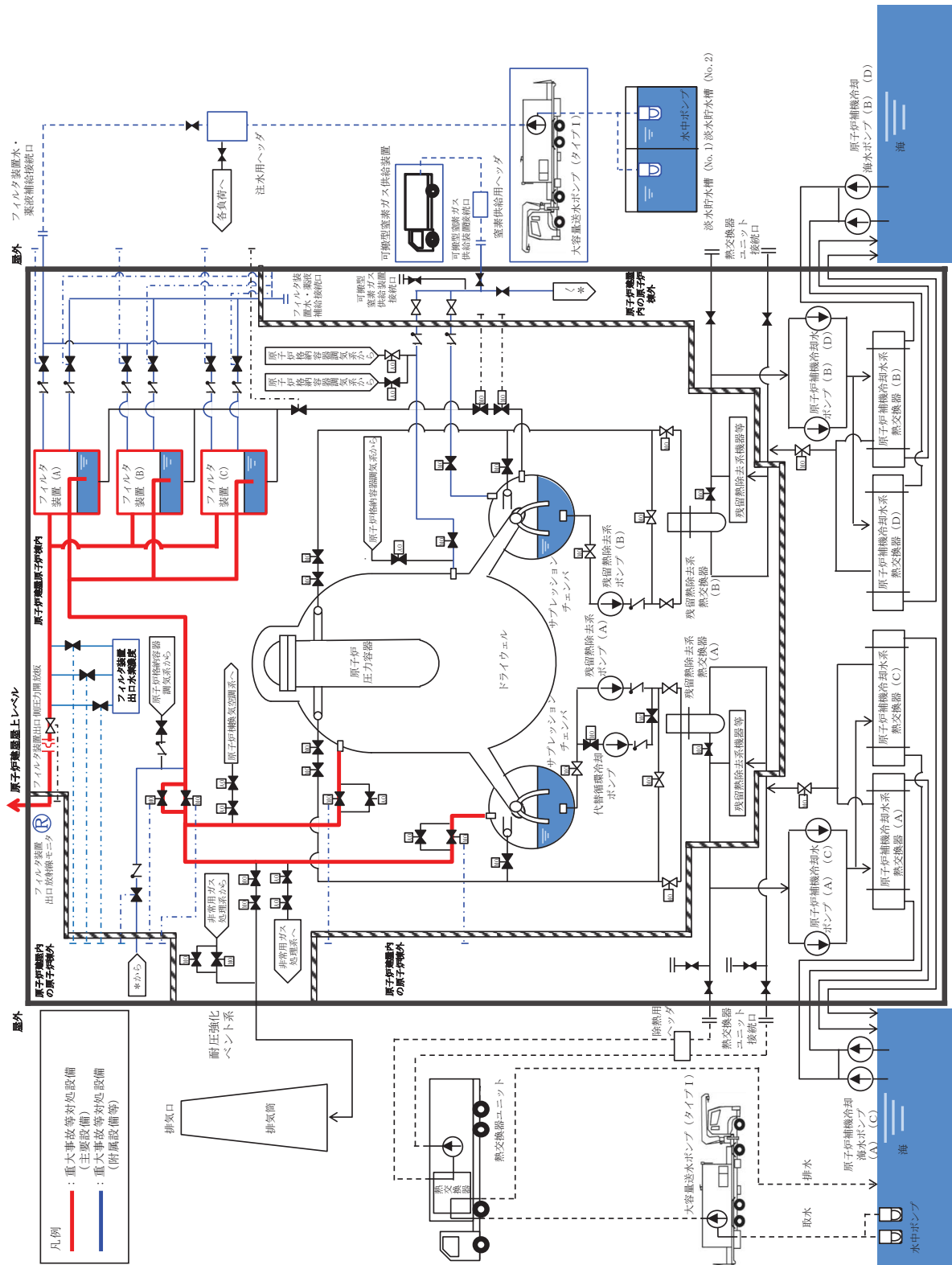


図 3.5-4 原子炉格納容器フィルタベント系 系統概要図

表 3.5-9 原子炉格納容器フィルタベント系に関する重大事故等対処設備

設備区分	設備名
主要設備	フィルタ装置【常設】 フィルタ装置出口側圧力開放板【常設】
附属設備	可搬型窒素ガス供給装置【可搬】 大容量送水ポンプ（タイプ I）【可搬】 ホース延長回収車【可搬】 遠隔手動弁操作設備【常設】
排出元	原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）【常設】
水源*1	淡水貯水槽（No. 1）【常設】 淡水貯水槽（No. 2）【常設】
流路	ホース，窒素供給用ヘッダ，接続口【可搬】 原子炉格納容器調気系 配管・弁【常設】 ホース・注水用ヘッダ・接続口【可搬】 原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁【常設】
注入先	—
電源設備*2	所内常設蓄電式直流電源設備 125V 蓄電池 2A【常設】 125V 充電器盤 2A【常設】 上記所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備として，以下の設備を使用する。 常設交流代替電源設備 可搬型代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 125V 代替蓄電池【常設】 可搬型代替直流電源設備 125V 代替充電器盤【常設】 125V 代替蓄電池【常設】 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【常設】

(次項へ続く)

設備区分	設備名
計装設備*3	フィルタ装置入口圧力（広帯域）【常設】 フィルタ装置出口圧力（広帯域）【常設】 フィルタ装置水位（広帯域）【常設】 フィルタ装置水温度【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ【常設】 フィルタ装置出口水素濃度【常設】 ドライウエル圧力【常設】 圧力抑制室圧力【常設】 ドライウエル温度【常設】 圧力抑制室内空気温度【常設】 サプレッションプール水温度【常設】

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

*2：単線結線図を補足説明資料50-2に示す。

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

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

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

3.5.2.2.2 原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系の多様性及び独立性，位置的分散

原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系は，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，表 3.5-10 に示すとおり多様性，位置的分散を図る設計とする。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）と原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系の独立性については，表 3.5-11 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。

原子炉格納容器フィルタベント系は，排出経路に設置される隔離弁である電動弁を所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電による遠隔操作が可能な設計とするが，原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備を用いた人力による操作が可能な設計とすることで駆動源の多様化を図っている。

耐圧強化ベント系は，排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁（直流）を所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電による遠隔操作が可能な設計とするが，原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備を用いた人力による操作が可能な設計とすることで駆動源の多様化を図っている。また，排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁（交流）を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る遠隔操作が可能な設計とするが，設置場所での人力による操作が可能な設計とすることで駆動源の多様化を図っている。

また，原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系については，残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）と異なり，ポンプ等を必要としないが，これらの系統を構成する主要設備については，残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）に対して位置的分散を図る設計とする。

なお，原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系の配管及び弁の一部については，残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の配管及び弁と同一階に設置するが，残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の配管及び弁とは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。

表 3.5-10 原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系の多様性、
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	
	残留熱除去系 (格納容器スプレイ 冷却モード)	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系 を含む)	原子炉格納容器 フィルタベント系	耐圧強化ベント系
ポンプ	残留熱除去系ポンプ	原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	不要 ^{*1}	不要 ^{*2}
	原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋原子炉棟内)	原子炉補機冷却海水ポンプ 屋外 (海水ポンプ室)		
水源	サブプレッションチェンバ	海		
	原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋原子炉棟内)	屋外 海水ポンプ室		
駆動電源	非常用ディーゼル発電機	非常用ディーゼル発電機		
	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟 外)	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟 外)		
駆動用空気	不要	不要		
潤滑油	不要 (内包油)	不要 (内包油)		
冷却方式	水冷 (原子炉補機冷却水系及び 原子炉補機冷却海水系)	不要 (自己冷却)		

*1: 原子炉格納容器フィルタベント系は、残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）と区画され分離する。

*2: 耐圧強化ベント系は、残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）と区画され分離する。

表 3.5-11 原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系の独立性

項目	設計基準事故対処設備		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モード) 原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む)		原子炉格納容器 フィルタベント系	耐圧強化ベント系
共通要因故障	地震	設計基準事故対処設備の残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）は、耐震 S クラス設計とし、重大事故等対処設備の原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系は、基準地震動 S_s で機能を維持可能な設計とすることで、基準地震動 S_s 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。		
	津波	設計基準事故対処設備の原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）は、基準津波の影響を受けない原子炉建屋内及び屋外に設置し、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モード）、重大事故等対処設備の原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系は基準津波影響を受けない原子炉建屋内に設置することで、津波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。		
	火災	設計基準事故対処設備の残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）と、重大事故等対処設備の原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系は、火災が共通要因となり、同時に故障することのない設計とする（「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及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）と、重大事故等対処設備の原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系は、溢水が共通要因となり、同時に故障することのない設計とする（「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。）。		

3.5.2.3 耐圧強化ベント系

3.5.2.3.1 設備概要

耐圧強化ベント系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生じるものに限る。）を防止するため、大気を最終ヒートシンクとし発電用原子炉から発生する熱を輸送することを目的に設置するものである。

本システムを使用する際には、サプレッションチェンバのプール水におけるスクラビング効果を期待し、サプレッションチェンバ側からの原子炉格納容器ベントを基本とする。万一、サプレッションチェンバ側からの原子炉格納容器ベントが実施できない場合は、ドライウエル側からの原子炉格納容器ベントを実施する。ドライウエル側からの原子炉格納容器ベントを実施する場合には、サプレッションチェンバ内の雰囲気ガスは、真空破壊装置を経由してドライウエルへ排出する。

本システムは、電源設備（常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備）、計装設備、流路である原子炉格納容器調気系及び非常用ガス処理系の配管及び弁、排気筒、排出元である原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系を経由して非常用ガス処理系へ導き、排気筒を通して大気へ放出する。

本システムの系統概要図を図 3.5-5 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.5-12 に示す。

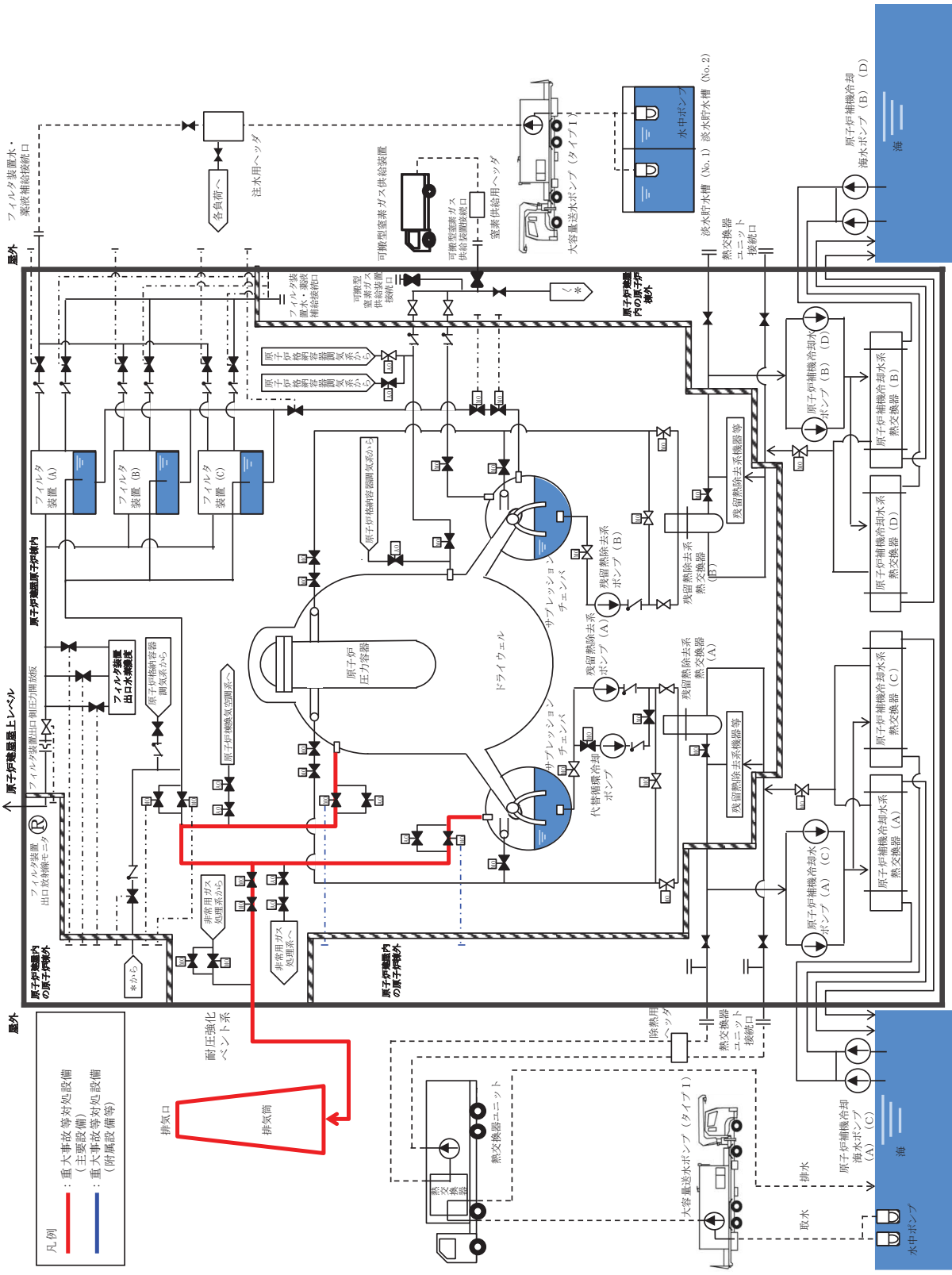


図 3.5-5 耐圧強化ベント系系統概要図

添 3.5-39

表 3.5-12 耐圧強化ベント系に関する重大事故等対処設備

設備区分	設備名
主要設備	—
附属設備	遠隔手動弁操作設備【常設】
排出元	原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）【常設】
流路	原子炉格納容器調気系 配管・弁【常設】 非常用ガス処理系 配管・弁【常設】 排気筒【常設】
注入先	—
電源設備*1	<p>常設代替交流電源設備</p> <p>ガスタービン発電機【常設】</p> <p>ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】</p> <p>ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ【常設】</p> <p>可搬型代替交流電源設備</p> <p>電源車【可搬】</p> <p>軽油タンク【常設】</p> <p>ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】</p> <p>タンクローリ【可搬】</p> <p>代替所内電気設備</p> <p>ガスタービン発電機接続盤【常設】</p> <p>緊急用高圧母線 2F 系【常設】</p> <p>緊急用高圧母線 2G 系【常設】</p> <p>緊急用動力変圧器 2G 系【常設】</p> <p>緊急用低圧母線 2G 系【常設】</p> <p>緊急用交流電源切替盤 2D 系【常設】</p> <p>非常用高圧母線 2C 系【常設】</p> <p>非常用高圧母線 2D 系【常設】</p> <p>所内常設蓄電式直流電源設備</p> <p>125V 蓄電池 2A【常設】</p> <p>125V 充電器盤 2A【常設】</p> <p>上記所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備として、以下の設備を使用する。</p> <p>常設代替交流電源設備</p> <p>可搬型代替交流電源設備</p> <p>常設代替直流電源設備</p> <p>125V 代替蓄電池【常設】</p>

(次頁へ続く)

設備区分	設備名
電源設備*1	可搬型代替直流電源設備 125V 代替蓄電池【常設】 125V 代替充電器盤【常設】 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
計装設備*2	ドライウエル圧力【常設】 圧力抑制室圧力【常設】

*1：単線結線図を補足説明資料 48-2 に示す。

電源設備については「3. 14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

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

計装設備については「3. 15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.5.2.3.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 耐圧強化ベント系

最高使用圧力 : 854kPa[gage]

最高使用温度 : 171℃

容量 : 約 10.0kg/s

3.5.2.3.3 耐圧強化ベント系の多様性及び独立性, 位置的分散

耐圧強化ベント系の多様性及び独立性, 位置的分散については, 「3.5.2.2.2 原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系の多様性及び独立性, 位置的分散」で示す。

3.5.2.3.4 設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.5.2.3.4.1 設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項第一号)

(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。

耐圧強化ベント系を構成する機器は, 原子炉建屋原子炉棟内及び屋外に設置する設備であることから, 想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内及び屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し, その機能を有効に発揮することができるよう, 表 3.5-13 に示す設計とする。

(48-3, 48-4)

表 3.5-13 耐圧強化ベント系の環境条件及び荷重条件への対応

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉棟内及び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	原子炉建屋原子炉棟内に設置する配管及び弁については，天候による影響は受けない。 屋外に設置する配管については，降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	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）・積雪	原子炉建屋原子炉棟内に設置する配管及び弁については，風（台風）及び積雪の影響は受けない。 屋外に設置する配管については，トレンチ及び排気筒内に設置することから，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第二号）

(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」に示す。

耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な電動弁（D/W ベント用出口隔離弁，S/C ベント用出口隔離弁，PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁）は，いずれも中央制御室からの遠隔操作が可能な設計とする。また，電源喪失時においては，耐圧強化ベント系は炉心損傷前に使用する系統であり，放射線量が高くなるおそれが少ないため，想定される重大事故等時においても，耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な電動弁（直流）（D/W ベント用出口隔離弁，S/C ベント用出口隔離弁）は，原子

炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作が可能な設計とし、耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な電動弁（交流）（PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及びPCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁）は、原子炉建屋原子炉棟内の設置場所での人力操作が可能な設計とする。

耐圧強化ベント系使用時に、耐圧強化ベント系に接続される系統との隔離のための弁については、中央制御室より閉操作、若しくは閉確認をすることができる。

耐圧強化ベント系の操作に必要な機器を表 3.5-14 に示す。

中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

(48-3, 48-4)

表 3.5-14 操作対象機器

設備名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
D/W ベント用 出口隔離弁	全閉→全開	原子炉建屋 地上1階 (原子炉建屋 原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	ドライ ウエルから の原子炉 格納容器 ベント時
			原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋内の原 子炉棟外)	人力操作 (遠隔手動弁 操作設備)	
S/C ベント用 出口隔離弁	全閉→全開	原子炉建屋 地下2階 (原子炉建屋 原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	サプレッ ションチ ェンバか らの原子 炉格納容 器ベント 時
			原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋内の原 子炉棟外)	人力操作 (遠隔手動弁 操作設備)	
PCV 耐圧強化 ベント用連絡 配管隔離弁	全閉→調整 開	原子炉建屋 地上2階 (原子炉建屋 原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
			原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋原子炉 棟内)	人力操作	
PCV 耐圧強化 ベント用連絡 配管止め弁	全閉→全開	原子炉建屋 地上2階 (原子炉建屋 原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
			原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋原子炉 棟内)	人力操作	
ベント用 HVAC 側隔離弁	全閉確認	原子炉建屋 地上2階 (原子炉建屋 原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作 *1	
ベント用 HVAC 側止め弁	全閉確認	原子炉建屋 地上2階 (原子炉建屋 原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作 *1	

(次頁へ続く)

設備名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
ベント用 SGTS 側隔離弁	全閉確認	原子炉建屋 地上 2 階 (原子炉建屋 原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作 *1	
ベント用 SGTS 側止め弁	全閉確認	原子炉建屋 地上 2 階 (原子炉建屋 原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作 *1	
FCVS ベントラ イン隔離弁 A	全閉確認	原子炉建屋 地上 2 階 (原子炉建屋 原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作 *1	
FCVS ベントラ イン隔離弁 B	全閉確認	原子炉建屋 地上 2 階 (原子炉建屋 原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作 *1	
非常用ガス処 理系フィルタ 装置 出口 弁 (A)	全閉確認	原子炉建屋 地上 2 階 (原子炉建屋 原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作 *1	
			原子炉建屋地上 2 階 (原子炉建屋原子炉 棟内)	人力操作	
非常用ガス処 理系フィルタ 装置 出口 弁 (B)	全閉確認	原子炉建屋 地上 2 階 (原子炉建屋 原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作 *1	
			原子炉建屋地上 2 階 (原子炉建屋原子炉 棟内)	人力操作	

*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

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第三号）

(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」に示す。

耐圧強化ベント系は、機能・性能試験及び弁作動試験が可能な設計とする。
耐圧強化ベント系において原子炉格納容器から排気筒までのラインを構成する電動弁については、発電用原子炉の停止中に機能・性能試験及び弁動作試験が可能な設計とする。発電用原子炉の運転中については、弁の開閉により系統内の封入した窒素が外部に放出されることを防止するため、機能・性能試験は実施しない。

耐圧強化ベント系の試験及び検査について表 3.5-15 へ示す。

(48-5)

表 3.5-15 耐圧強化ベント系の試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	漏えいの有無の確認
	弁動作試験	弁の開閉動作の確認

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

耐圧強化ベント系は、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。

本システムを使用する際には、流路に接続される弁を開操作することにより、ベントガスを非常用ガス処理系配管を経由して排気筒へ導くことが可能である。

耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な電動弁（D/W ベント用出口隔離弁，S/C ベント用出口隔離弁，PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁）は、いずれも中央制御室からの遠隔操作が可能な設計とする。また、電源喪失時においては、耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な電動弁（直流）（D/W ベント用出口隔離弁，S/C ベント用出口隔離弁）は、原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作が可能な設計とする。また、耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な電動弁（交流）（PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁）は、原子炉建屋原子炉棟内の設置場所での人力操作により操作可能な設計とする。

これにより図 3.5-6 及び図 3.5-7 で示すタイムチャートのとおり速やかに切替え操作が可能である。

(48-4)

		経過時間 (時間)			備考
		1	2	3	
手順の項目	要員 (数)	20分 系統構成完了 (中央制御室から操作の場合) 60分 系統構成完了 (現場から操作の場合)			
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (系統構成)	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1} 系統構成 ^{※2※3}		
	現場運転員B, C	2	移動・系統構成 ^{※3※4}		

- ※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
- ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
- ※3: 中央制御室からの操作ができない場合、現場での操作を実施
- ※4: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

		経過時間 (時間)			備考
		1	2	3	
手順の項目	要員 (数)	5分 減圧及び除熱開始 (中央制御室から操作の場合) 95分 減圧及び除熱開始 (現場から操作の場合)			
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (S/Cベントの場合)	中央制御室運転員A	1	ベント開始 ^{※1※2}		
	現場運転員B, C	2	移動・ベント開始 ^{※2※3}		

- ※1: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
- ※2: 中央制御室からの操作ができない場合、現場での操作を実施
- ※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

図 3.5-6 耐圧強化ベント系による減圧及び除熱(サプレッションチェンバ側)の
タイムチャート*

		経過時間 (時間)			備考
		1	2	3	
手順の項目	要員 (数)	20分 系統構成完了 (中央制御室から操作の場合) 60分 系統構成完了 (現場から操作の場合)			
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (系統構成)	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1} 系統構成 ^{※2※3}		
	現場運転員B, C	2	移動・系統構成 ^{※3※4}		

- ※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
- ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
- ※3: 中央制御室からの操作ができない場合、現場での操作を実施
- ※4: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

		経過時間 (時間)			備考
		1	2	3	
手順の項目	要員 (数)	5分 減圧及び除熱開始 (中央制御室から操作の場合) 95分 減圧及び除熱開始 (現場から操作の場合)			
耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) (D/Wベントの場合)	中央制御室運転員A	1	ベント開始 ^{※1※2}		
	現場運転員B, C	2	移動・ベント開始 ^{※2※3}		

- ※1: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
- ※2: 中央制御室からの操作ができない場合、現場での操作を実施
- ※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間

図 3.5-7 耐圧強化ベント系による減圧及び除熱(ドライウェル側)の
タイムチャート*

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

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第五号）

(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」に示す。

耐圧強化ベント系は、原子炉格納容器調気系、非常用ガス処理系及び原子炉格納容器フィルタベント系が接続されている。

通常時に使用する系統としては、表 3.5-16 のとおり、原子炉格納容器調気系及び非常用ガス処理系があるが、PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁を閉状態とすることでこれらの系統とは隔離され、悪影響を防止する。

一方で、重大事故等時において耐圧強化ベント系を使用する際に、排気経路を構成するための隔離境界箇所は表 3.5-17 のとおりである。

非常用ガス処理系（非常用ガス処理系排風機入口側）及び原子炉建屋原子炉棟換気空調系を隔離する弁は、直列に 2 個設置し、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作動弁であり、万が一、シートパスがあったとしても、ベントガスが他系統へ回り込むことを防止し、悪影響を及ぼさない設計とする。

また、耐圧強化ベント系と原子炉格納容器フィルタベント系及び非常用ガス処理系（非常用ガス処理系フィルタ装置出口側）を隔離する弁は、通常時閉の電動弁であり、電源喪失時にはアズイズとなるため、中央制御室での閉確認が必要である。

(48-3, 48-4)

表 3.5-16 耐圧強化ベント系の通常時における取合い系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	状態
原子炉格納容器調気系	PCV 耐圧強化ベント用 連絡配管隔離弁	電動駆動	通常時閉
非常用ガス処理系	PCV 耐圧強化ベント用 連絡配管止め弁	電動駆動	通常時閉

表 3.5-17 耐圧強化ベント系の重大事故等時における取合い系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	状態
原子炉建屋原子炉棟 換気空調系	ベント用 HVAC 側隔離弁	空気作動	通常時閉 電源喪失時閉
	ベント用 HVAC 側止め弁	空気作動	通常時閉 電源喪失時閉
原子炉格納容器 フィルタベント系	FCVS ベントライン隔離弁 (A)	電動駆動	通常時閉
	FCVS ベントライン隔離弁 (B)	電動駆動	通常時閉
非常用ガス処理系	非常用ガス処理系フィルタ装置 出口弁 (A)	電動駆動	通常時閉
	非常用ガス処理系フィルタ装置 出口弁 (B)	電動駆動	通常時閉
	ベント用 SGTS 側隔離弁	空気作動	通常時閉 電源喪失時閉
	ベント用 SGTS 側止め弁	空気作動	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 項第六号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

耐圧強化ベント系の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.5-14 に示す。これらの機器は全て中央制御室にて操作を行い、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。

また、電源喪失時には、D/W ベント用出口隔離弁、S/C ベント用出口隔離弁は、原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作が可能な設計とする。また、PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁は、設置場所にて操作を行うが、炉心損傷前であることから、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。

(48-3, 48-4)

3.5.2.3.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項第一号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

耐圧強化ベント系は、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モード）及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、大気を最終ヒートシンクとし原子炉から発生する熱を輸送するため、原子炉定格熱出力の1%に相当する蒸気流量である 10.0kg/s を排気することが可能な容量とする。

炉心の崩壊熱が定格熱出力の1%になるのは、原子炉停止から2～3時間後である。一方、有効性評価シナリオである LOCA 時注水機能喪失シナリオにおける原子炉格納容器ベント開始時間は、原子炉停止から約 44 時間後となっている。そのため、原子炉格納容器ベント開始時における原子炉格納容器内の発生蒸気量は、耐圧強化ベント系の設計流量よりも小さな値となる。よって耐圧強化ベント系を用いて原子炉格納容器を減圧することは可能である。

また、炉心損傷前の原子炉格納容器ベントは原子炉格納容器圧力が最高使用圧力である 427kPa にて原子炉格納容器ベント判断するものとし、原子炉格納容器ベント判断から原子炉格納容器ベント開始までの原子炉格納容器の圧力上昇を考慮し、耐圧強化ベント系の最高使用圧力は 854kPa とする。

また、耐圧強化ベント系の最高使用温度は、原子炉格納容器の最高使用温度の 171℃とする。

(48-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項第二号）

(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」に示す。

耐圧強化ベント系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項第三号）

(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」に示す。

耐圧強化ベント系は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）に対し、多様性及び独立性, 位置的分散を図る設計する。これらの詳細については、3.5.2.2.2 項に記載のとおりである。

(48-2, 48-3, 48-4)

3.5.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.5.3.1 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）

3.5.3.1.1 設備概要

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）は、原子炉設備の非常用機器及び常用機器等で発生する熱を冷却除去するために設けるものである。

本システムは、淡水ループ及び海水系で構成し、冷却水ポンプ、熱交換器、海水ポンプ、配管・弁類及び計装設備で構成する。

本システムは、非常用機器、残留熱除去系機器、燃料プール冷却浄化系機器等の冷却を行う。

冷却水ポンプ、熱交換器及び海水ポンプは、通常運転時は1台運転としており、1台予備とする。

残留熱除去系機器の冷却は、残留熱除去系の2系統に対応して原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）区分Ⅰ、区分Ⅱの2区分に分離し、独立に冷却を行うことができる。

その他常用機器冷却は区分Ⅰ、区分Ⅱの2区分に適切に区分されており、非常時には弁により非常用機器冷却と分離することができる。

本システムの系統概要図を図3.5-8に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表3.5-18に示す。

本システムは設計基準対象施設であるとともに、想定される重大事故等時においても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。

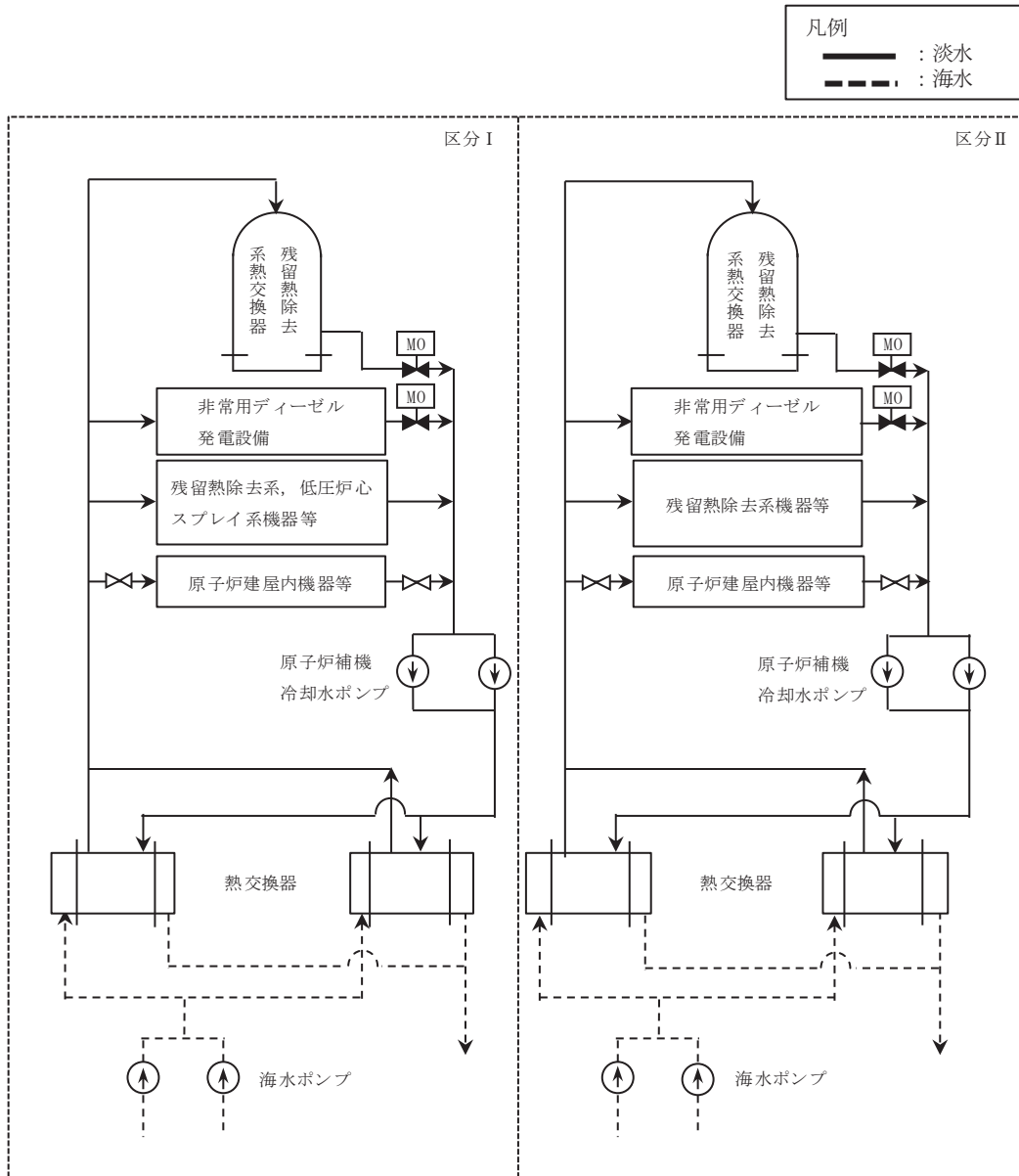


図 3.5-8 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む） 系統概要図

表3.5-18 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）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	原子炉補機冷却水ポンプ【常設】 原子炉補機冷却海水ポンプ【常設】 原子炉補機冷却水系熱交換器【常設】
附属設備	—
水源	—
流路	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）配管・弁・海水系ストレナ・サージタンク[流路] 非常用取水設備 貯留堰 取水口 取水路 海水ポンプ室
注水先	—
電源設備*1	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備*2	残留熱除去系ポンプ出口流量【常設】 原子炉補機冷却水系系統流量【常設】 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量【常設】

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

*2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるため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。

3.5.3.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 原子炉補機冷却水ポンプ

容量	: 1,400m ³ /h/個
個数	: 各区分において2 (うち1個は通常運転時予備)
取付箇所	: 原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

(2) 原子炉補機冷却海水ポンプ

容量	: 1,900m ³ /h/個
個数	: 各区分において2 (うち1個は通常運転時予備)
取付箇所	: 屋外 (海水ポンプ室)

(3) 原子炉補機冷却水系熱交換器

容量	: 約17.3 MW/個 (海水温度26℃において)
個数	: 各区分において2 (うち1個は通常運転時予備)
取付箇所	: 原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

3.5.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）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。

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）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。

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。

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

原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水系熱交換器については、設計基準事故時の最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能を兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水系熱交換器については、原子炉建屋地下3階（原子炉建屋内の原子炉棟外）又は屋外に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における原子炉建屋内の原子炉棟外又は屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.5-19に示す設計である。

また、使用時に海水を通水する原子炉補機冷却水系熱交換器内の一部及び原子炉補機冷却海水ポンプは、海水の影響を考慮した設計とし、ストレーナを設置することで異物の流入を防止する設計とする。

表3.5-19 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋内の原子炉棟外又は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	原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却水系熱交換器は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、天候による影響は受けない。 原子炉補機冷却海水ポンプは、降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計である。
海水を通水する系統への影響	原子炉補機冷却水ポンプは、海水を通水しない。 原子炉補機冷却水系熱交換器及び原子炉補機冷却海水ポンプは、常時海水を通水するため、海水の影響を考慮し、耐腐食材料を使用する設計である。
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である（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却水系熱交換器は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。 原子炉補機冷却海水ポンプは、屋外で想定される風荷重及び積雪荷重を考慮して、機器が損傷しない設計である。
電磁的障害	重大事故等が発生した場合においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計である。

また、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）は中央制御室にて操作可能な設計である。原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の系統構成及び運転に必要な操作機器は、中央制御室で操作することから、操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）については、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）については、テストラインにより系統の機能・性能試験及び漏えいの有無の確認並びに弁動作試験が可能な設計である。

原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却海水ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能試験が可能な設計であり、発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査を実施可能な設計である。

原子炉補機冷却水系熱交換器は、発電用原子炉の停止中に開放検査及び外観検査を実施可能な設計である。

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

3.5.3.2 高圧炉心スプレィ補機冷却水系（高圧炉心スプレィ補機冷却海水系を含む）

3.5.3.2.1 設備概要

高圧炉心スプレィ補機冷却水系（高圧炉心スプレィ補機冷却海水系を含む）は、高圧炉心スプレィ系機器の運転で発生する熱を冷却除去するために設けるものである。

本系統は、淡水ループ及び海水系で構成し、冷却水ポンプ、熱交換器、海水ポンプ、配管・弁類及び計装設備で構成する。

本系統の系統概要図を図3.5-9に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表3.5-20に示す。

本系統は設計基準対象施設であるとともに、想定される重大事故等時においても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。

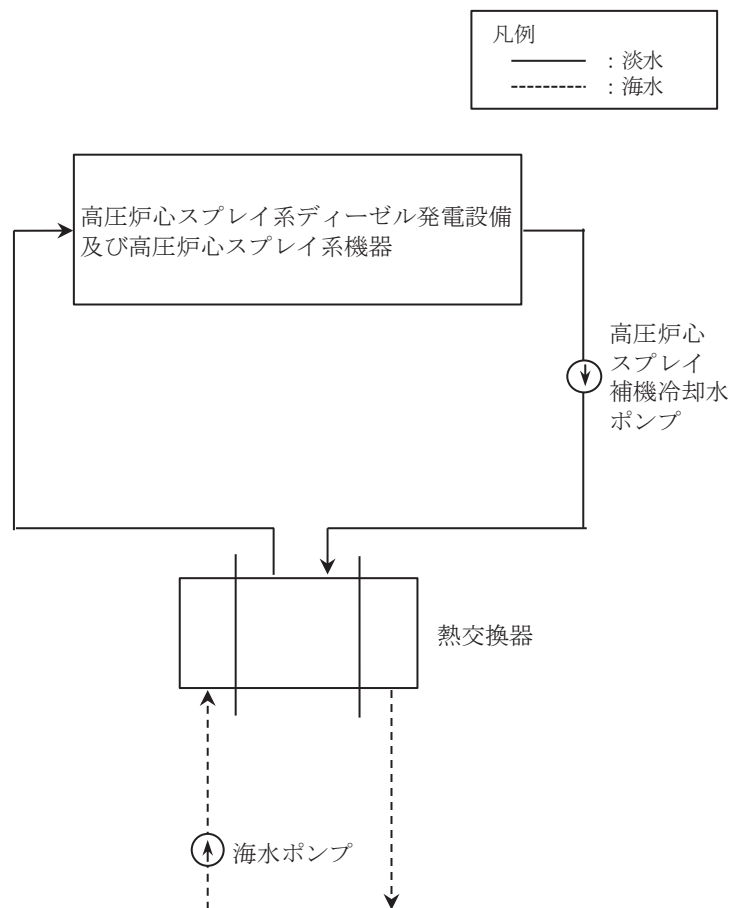


図3.5-9 高圧炉心スプレィ補機冷却水系
（高圧炉心スプレィ補機冷却海水系を含む） 系統概要図

表3.5-20 高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）に関する重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧

設備区分	設備名
主要設備	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ【常設】 高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ【常設】 高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器【常設】
附属設備	—
水源	—
流路	高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）配管・弁・海水系ストレナ・サージタンク[流路] 非常用取水設備 貯留堰 取水口 取水路 海水ポンプ室
注水先	—
電源設備*1	非常用交流電源設備 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
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）」に示す。

3.5.3.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 高圧炉心スプレー補機冷却水ポンプ

容量	: 240 m ³ /h/個
個数	: 1
取付箇所	: 原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

(2) 高圧炉心スプレー補機冷却海水ポンプ

容量	: 250 m ³ /h/個
個数	: 1
取付箇所	: 屋外 (海水ポンプ室)

(3) 高圧炉心スプレー補機冷却水系熱交換器

容量	: 約2.67 MW/個 (海水温度26°Cにおいて)
個数	: 1
取付箇所	: 原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

3.5.3.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）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。

高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）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。

高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）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。

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

高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器については、設計基準事故時に使用する場合の容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分である。

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ、高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器については、原子炉建屋地下3階（原子炉建屋内の原子炉棟外）又は屋外に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における原子炉建屋内の原子炉棟外又は屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.5-21に示す設計である。

また、使用時に海水を通水する高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器内の一部及び原子炉補機冷却海水ポンプは、海水の影響を考慮した設計とし、ストレーナを設置することで異物の流入を防止する設計とする。

表 3.5-21 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋内の原子炉棟外又は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	<p>高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、天候による影響は受けない。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプは、降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計である。</p>
海水を通水する系統への影響	<p>高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプは、海水を通水しない。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプは、常時海水を通水するため、海水の影響を考慮し、耐腐食材料を使用する設計である。</p>
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計である（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	<p>高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。</p> <p>高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプは、屋外で想定される風荷重及び積雪荷重を考慮して、機器が損傷しないことを評価により確認する。</p>
電磁的障害	重大事故等時においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

また、高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）は中央制御室にて遠隔操作可能な設計である。高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）の系統構成及び運転に必要な操作機器は、中央制御室で操作することから、操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）については、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また、高圧炉心スプレイ補機冷却水系（高圧炉心スプレイ補機冷却海水系を含む）については、テストラインにより系統の機能・性能試験及び漏えいの有無の確認並びに弁動作試験が可能な設計である。

高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ及び高圧炉心スプレイ補機冷却海水ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能試験が可能な設計であり、発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査を実施可能な設計である。

高圧炉心スプレイ補機冷却水系熱交換器は、発電用原子炉の停止中に開放検査及び外観検査を実施可能な設計である。

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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低下させるために必要な設備を施設しなければならない。

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) 重大事故防止設備

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項の格納容器損傷防止目的の設備は、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である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）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として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を設ける。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器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として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を設ける。

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

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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モード）の機能喪失又はサプレッションチェンバのプール水を水源として使用できない場合に、原子炉建屋原子炉棟内に設置された復水移送ポンプを用い、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の水源とは異なる復水貯蔵タンクを水源として、ドライウエル内にスプレイすることにより原子炉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する。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、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できる設計とする。

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

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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モード）が機能喪失した場合に、屋外に設置した大容量送水ポンプ（タイプ I）を用い、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の水源とは異なる代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源として、ドライウエル内にスプレイすることで、原子炉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する。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、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できる設計とする。

- (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) b))

上記(1)及び(2)の重大事故等対処設備である原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びに原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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モード）に対して，異なるポンプ（復水移送ポンプ又は大容量送水ポンプ（タイプI）），駆動源（常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備又は付属空冷式ディーゼルエンジン），冷却源（自己冷却）を用いることで多様性及び独立性を有する設計とする。また，原子炉建屋原子炉棟内の地下3階に設置されている残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に対して，常設設備である復水移送ポンプは原子炉建屋原子炉棟内の地下2階に設置し，常設代替交流電源設備は屋外に設置することで位置的分散を図った設計とする。可搬型設備である大容量送水ポンプ（タイプI）及び可搬型代替交流電源設備は屋外に保管し，屋外から異なる複数の接続口に接続可能とすることで，原子炉建屋原子炉棟内に設置する残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）に対して位置的分散を図る設計とする。

なお，設計基準事故対処設備に対する多様性及び独立性，位置的分散については，3.6.2.1.3項に詳細を示す。

- (4) 兼用（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原子炉格納容器破損防止目的の設備は同一設備とする。

- (5) 重大事故等対処設備（設計基準拡張）の整備

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。

- (i) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は，サブプレッションチェンバのプール水をドライウエル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイする。

ドライウエル内にスプレイされた水は，ベント管を通過して，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。

- (ii) 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）

残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）は，サブプレッションチェンバ内のプール水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、サブプレッションチェンバのプール水を残留熱除去系のポンプ及び熱交換器を通してサブプレッションチェンバに戻す。

(iii) 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）は、原子炉設備の非常用機器、常用機器等で発生する熱を冷却除去するために設けるものである。本系統は、想定される重大事故等時においても非常用機器、残留熱除去系機器等の冷却を行うための機能を有する。

原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）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。

(6) 自主対策設備の整備

原子炉格納容器内の冷却等のための自主対策設備として、以下を整備する。

(i) ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の除熱

ドライウェル冷却系による原子炉格納容器内の除熱として、常設代替交流電源設備により原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の電源を復旧し、原子炉格納容器内へ冷却水を供給後、ドライウェル冷却系下部送風機を起動して原子炉格納容器内を除熱する手段を整備している。

ドライウェル冷却系下部送風機を停止状態としても、原子炉格納容器内への冷却水の供給を継続することで、ドライウェル冷却系下部冷却器の冷却コイル表面で、原子炉格納容器内部の蒸気を凝縮し、原子炉格納容器内の圧力上昇を緩和することが可能である。

(7) 代替電源による残留熱除去系の復旧手段の整備

復旧手段として、以下を整備する。

(i) 復旧手段の整備

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モード及びサブプレッションプール水冷却モード）が全交流動力電源喪失により起動できない場合には、常設代替交流電源設備を用いて非常用所内電気設備へ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モード及びサブプレッションプール水冷却モード）を復旧する手段を整備する。なお、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

(8) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の海の利用

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の水源である復水貯蔵タンク及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の水源である代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））の淡水が枯渇した場合において、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）を用いて、海水取水箇所（海水ポンプ室又は取水口）より、海水を淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）へ供給する設計とする。淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）から復水貯蔵タンクへの海水供給は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を用いて復水貯蔵タンク接続口又は復水貯蔵タンク接続マンホールから補給可能な設計とする。

また、淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）が使用できない場合は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を用いて、海水取水箇所（海水ポンプ室又は取水口）より、海水を直接復水貯蔵タンクへ補給及び各種注水（原子炉格納容器，原子炉圧力容器，使用済燃料プールへの注水）する手段を整備している。

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

3.6.2 重大事故等対処設備

3.6.2.1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）

3.6.2.1.1 設備概要

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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モード）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ことを目的として使用する。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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こと及び主蒸気逃がし安全弁の環境条件を緩和するため、原子炉格納容器内の温度を低下させることを目的として使用する。

本システムは、復水移送ポンプ、電源設備である非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備及び所内常設蓄電式直流電源設備、計装設備、水源である復水貯蔵タンク、流路である補給水系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系の配管及び弁類、燃料プール補給水系の弁、スプレイ管、スプレイ先である原子炉格納容器から構成される。

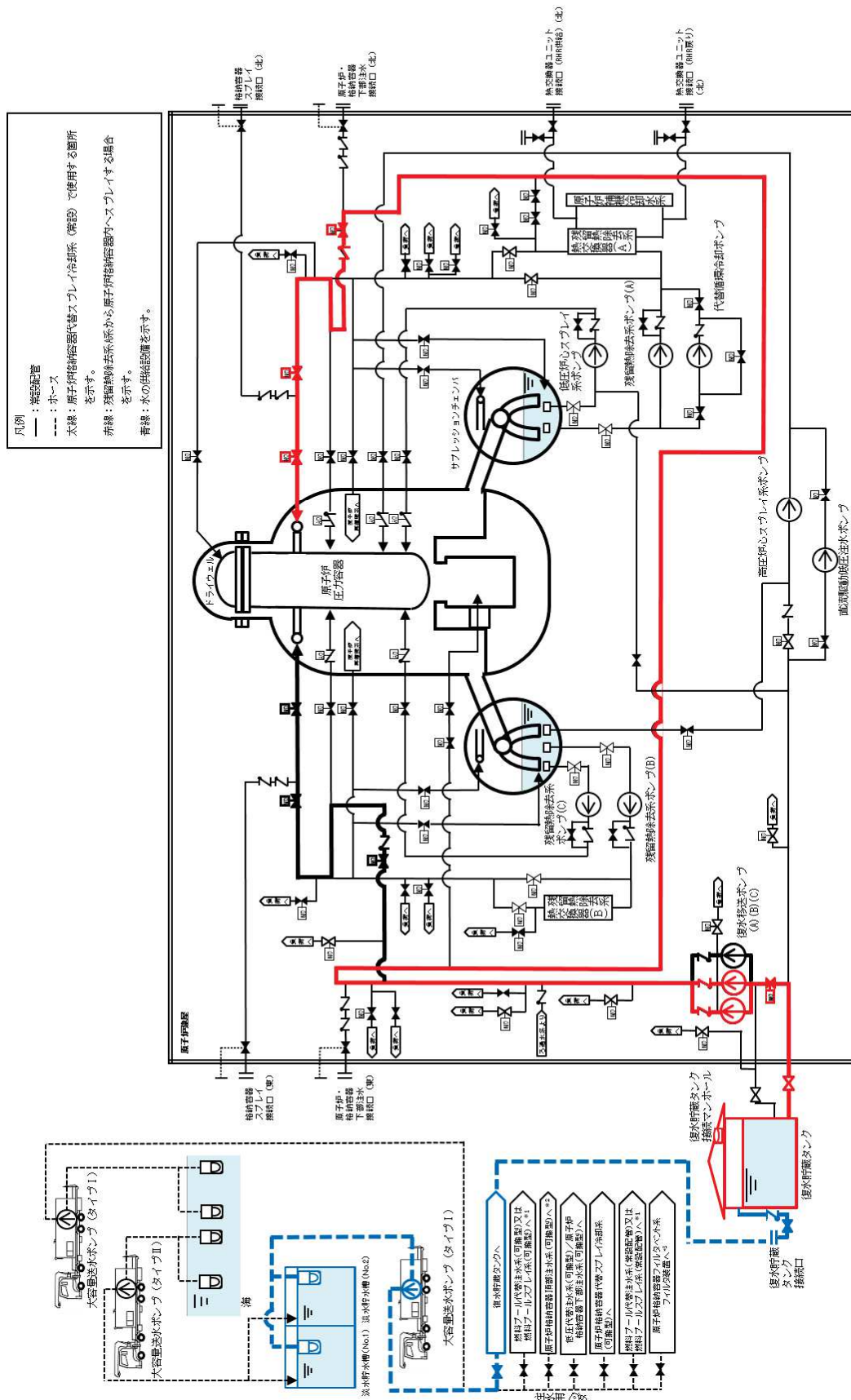
本システムの系統概要図を図 3.6-1 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.6-1 に示す。

本システムは、復水移送ポンプ 3 台のうち 2 台により、復水貯蔵タンクを水源とし、補給水系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系 A 系又は B 系の配管及びスプレイ管を経由して原子炉格納容器内へスプレイすることで原子炉格納容器内を冷却できる設計とする。また、スプレイした水がドライウェル床面に溜まり、原子炉格納容器下部開口部を経由して原子炉格納容器下部へ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下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。本システムの系統概要図を図 3.6-2 に示す。

復水移送ポンプ及び系統構成に必要な電動弁（交流）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、代替所内電気設備を経由して受電可能な設計とする。また、系統構成に必要な電動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備から受電可能な設計とする。

水源である復水貯蔵タンクは、枯渇しそうな場合においても、代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））の淡水を、大容量送水ポンプ（タイプ I）を用いて、復水貯蔵タンク接続口又は復水貯蔵タンク接続マンホールから復水貯蔵タンクへ補給可能な設計とする。

本システムの操作に当たっては、中央制御室での弁操作（緊急用交流電源切替盤の切替え操作を含む）により系統構成を行った後、中央制御室の操作スイッチにより復水移送ポンプを起動し運転を行う。



*1：同時使用は考慮しない。
 *2：目玉弁装置
 *3：湯を水源とした補給は行わない。

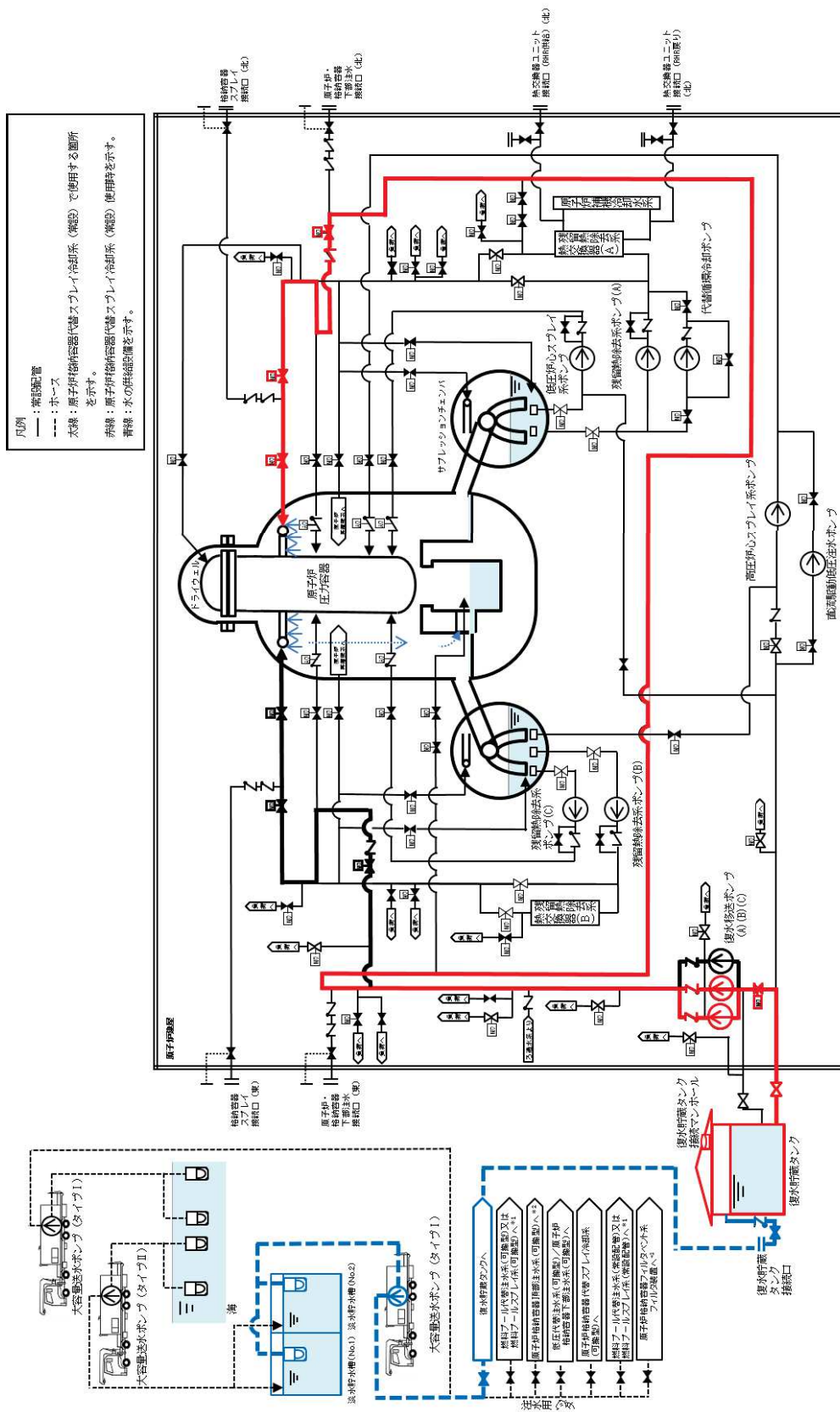


図 3.6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）系統概要図
 (原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器下部への注水)

表 3.6-1 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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	復水移送ポンプ【常設】
附属設備	—
水源 ^{*1}	復水貯蔵タンク【常設】
流路	補給水系 配管・弁【常設】 高圧炉心スプレイ系 配管・弁【常設】 燃料プール補給水系 弁【常設】 残留熱除去系 配管・弁【常設】 スプレイ管【常設】
注水先	原子炉格納容器【常設】
電源設備 ^{*2}	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 代替所内電気設備 ガスタービン発電機接続盤【常設】 緊急用高圧母線 2F 系【常設】 緊急用高圧母線 2G 系【常設】 緊急用動力変圧器 2G 系【常設】 緊急用低圧母線 2G 系【常設】 緊急用交流電源切替盤 2G 系【常設】 緊急用交流電源切替盤 2C 系【常設】 緊急用交流電源切替盤 2D 系【常設】 非常用高圧母線 2C 系【常設】 非常用高圧母線 2D 系【常設】 所内常設蓄電式直流電源設備 125V 蓄電池 2B【常設】 125V 充電器盤 2B【常設】 上記所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備
計装設備 ^{*3}	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）【常設】 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量）【常設】 ドライウェル温度【常設】 ドライウェル圧力【常設】 圧力抑制室圧力【常設】 復水貯蔵タンク水位【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：単線結線図を補足説明資料49-2に示す。
電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- *3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び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。

3.6.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 復水移送ポンプ

種類	:	うず巻形
容量	:	約 100m ³ /h (1 台当たり)
全揚程	:	約 85m
最高使用圧力	:	1.37MPa[gage]
最高使用温度	:	66℃
個数	:	3 (うち 1 台は予備)
取付箇所	:	原子炉建屋地下 2 階 (原子炉建屋原子炉棟内)
原動機出力	:	約 45kW (1 台当たり)

3.6.2.1.3 設計基準事故対処設備に対する原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の多様性及び独立性，位置的分散

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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モード）と共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，表 3.6-2 に示すとおり多様性，位置的分散を図る設計とする。

ポンプについては，原子炉建屋地下 3 階（原子炉建屋原子炉棟内）の残留熱除去系ポンプ（A），（B）と位置的分散された原子炉建屋地下 2 階（原子炉建屋原子炉棟内）の復水移送ポンプを使用し多様性を図る設計とする。

水源については，残留熱除去系の水源であるサブプレッションチェンバと異なる復水貯蔵タンクを使用する設計とする。

また，復水貯蔵タンクは，屋外に設置することで，原子炉建屋内に設置されているサブプレッションチェンバに対して位置的分散を図る設計とする。

駆動電源については、常設の復水移送ポンプを使用する際は、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車を駆動電源とし、代替所内電気設備を経由した給電が可能な設計とすることで、残留熱除去系ポンプの駆動電源である非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）と共通要因によって同時に機能喪失しない設計とする。

復水移送ポンプのサポート系としては、冷却水は自己冷却とすることで、残留熱除去系ポンプと共通要因によって同時に機能喪失しない設計とする。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）と、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の独立性については、表 3.6-3 に示すとおり、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。

なお、配管等の流路を構成する静的機器については、残留熱除去系格納容器スプレイライン（スプレイ管から RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁（又は RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁）に繋がる配管との分岐部まで）を除く範囲で、可能な限り設計基準事故対処設備と分離した設計とする。動的機器である RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁、RHR B 系格納容器スプレイ流量調整弁、RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁及び RHR B 系格納容器スプレイ流量調整弁については、設計基準事故対処設備と兼用しているが、設計基準事故対処設備とは異なる電源から受電可能な設計とする。

操作に必要な電動弁については、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）に使用する復水移送ポンプ及び系統構成に必要な電動弁（交流）は、設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備が機能喪失した場合においても、非常用所内電気設備とは独立した重大事故等対処設備である代替所内電気設備を用いて、ガスタービン発電機又は電源車から受電可能な設計とする。また、系統構成に必要な電動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備である 125V 蓄電池 2B から受電可能な設計とする。

表 3.6-2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の多様性，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
	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）
ポンプ	残留熱除去系ポンプ	復水移送ポンプ
	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地下 2 階
水源	サプレッションチェンバ	復水貯蔵タンク
	原子炉建屋地下 3 階	屋外
駆動電源	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機) 又は 可搬型代替交流電源設備 (電源車)
	原子炉建屋地上 1 階	屋外
駆動用 空気	不要	不要
潤滑油	不要 (内包油)	不要 (内包油)
冷却方式	水冷 (原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海 水系を含む))	不要 (自己冷却)

表 3.6-3 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	重大事故等対処設備
	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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モード）は耐震 S クラス設計とし，重大事故等対処設備の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は，基準地震動 Ss で機能維持可能な設計とすることで，基準地震動 Ss 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。
	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モード）と重大事故等対処設備の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は，基準津波の影響を受けない原子炉建屋内に設置することで，津波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。
	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モード）と重大事故等対処設備の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）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（格納容器スプレイ冷却モード）と重大事故等対処設備の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）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。）。

3.6.2.1.4 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項第一号）

(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。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプは，原子炉建屋地下2階（原子炉建屋原子炉棟内）に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における，原子炉建屋原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.6-4に示す設計とする。

復水移送ポンプの操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室の操作スイッチにて遠隔操作可能な設計とする。

(49-3, 49-4)

表 3.6-4 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	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	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，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可能な設計とする（常時海水を通水しない）。なお，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）・積雪	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第二号）

(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」に示す。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却（常設）を運転する場合は、系統構成として、CRD 復水入口弁、MUWC サンプリング取出止め弁、FPMUW ポンプ吸込弁、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施後、復水貯蔵タンク水源確保として、復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁の全開操作を実施し、復水移送ポンプの起動、RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁（又は RHR B 系格納容器スプレイ隔離弁）、RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁（又は RHR B 系格納容器スプレイ流量調整弁）の全開操作及び RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁（又は RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁）の開操作を実施することで、原子炉格納容器内へのスプレイを行う。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の運転に必要なポンプ及び操作に必要な弁を表 3.6-5 に示す。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の操作に必要なポンプ及び弁は、いずれも中央制御室からの遠隔操作でポンプの起動（ポンプ 3 台のうち 2 台を起動）及び弁を開閉することが可能な設計とし、また、ポンプ及び電動弁（交流）については、緊急用交流電源切替盤 2G 系及び 2C 系（又は 2D 系）を中央制御室から遠隔操作することで、給電元の切替えも可能な設計とする。

中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

(49-3, 49-4)

表 3.6-5 操作対象機器

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
復水移送ポンプ(A)	停止→起動	原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	うち2台 使用
復水移送ポンプ(B)	停止→起動	原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
復水移送ポンプ(C)	停止→起動	原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
CRD 復水入口弁	全開→全閉	原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライ ン止め弁	全閉→全開	原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
MUWC サンプリング取出 止め弁	全開→全閉	原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
FPMUW ポンプ吸込弁	全開→全閉	原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
RHR ヘッドスプレイラ イン洗浄流量調整弁	全閉→調整開	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
RHR B 系格納容器冷却 ライン洗浄流量調整弁	全閉→調整開	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
RHR A 系格納容器スプ レイ流量調整弁	全閉→全開	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
RHR B 系格納容器スプ レイ流量調整弁	全閉→全開	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
RHR A 系格納容器スプ レイ隔離弁	全閉→全開	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
RHR B 系格納容器スプ レイ隔離弁	全閉→全開	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
緊急用交流電源 切替盤 2G 系	DB→SA	原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ操作	非常用高圧 母線機能喪 失時に切替 え操作実施
緊急用交流電源 切替盤 2C 系	DB→SA	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ操作	
緊急用交流電源 切替盤 2D 系	DB→SA	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	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 項第三号）

(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」に示す。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、表 3.6-6 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験及び弁動作試験を、また、発電用原子炉の停止中に機能・性能試験、弁動作試験、分解検査及び外観検査が可能な設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）に使用する復水移送ポンプは、発電用原子炉の停止中にケーシングカバーを取り外して、ポンプ部品（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。

また、発電用原子炉の運転中又は停止中に、復水貯蔵タンクを水源とし、復水移送ポンプを起動させ、復水貯蔵タンクへ送水するテストラインを使用することで、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）としての機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な系統設計とする。

なお、復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁、RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁、RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁、RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁、RHR B 系格納容器スプレイ流量調整弁、RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁及び RHR B 系格納容器スプレイ隔離弁については、発電用原子炉の運転中又は停止中に弁動作試験を実施することで機能・性能が確認可能な設計とする。

表 3.6-6 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	運転性能、漏えい有無の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能、漏えい有無の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ各部の状態を目視等で確認
	外観検査	ポンプ外観の確認

運転性能の確認として、復水移送ポンプの吐出圧力、系統（ポンプ周り）の振動、異音、異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。

復水移送ポンプを構成する部品の表面状態の確認として、浸透探傷試験により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことの確認が可能な設計とする。

復水移送ポンプの外観検査として、傷や漏えい跡の確認が可能な設計とする。

(49-5)

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、復水移送ポンプを通常時に使用する系統である補給水系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ため、系統に必要な弁を設ける。切替え操作として、復水移送ポンプの起動操作、系統構成として CRD 復水入口弁、MUWC サンプリング取出止め弁、FPMUW ポンプ吸込弁、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作、原子炉格納容器内へスプレイするために RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁（又は RHR B 系格納容器スプレイ隔離弁）、RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁（又は RHR B 系格納容器スプレイ流量調整弁）の全開操作及び RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁（又は RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁）の開操作を行う。

なお、復水貯蔵タンクからの復水移送ポンプ吸込みラインは、復水貯蔵タンクの常用ライン及び非常用ラインがあるが、通常運転時は常用ラインを使用している。重大事故等時は復水貯蔵タンク水源確保のため、復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁の全開操作を行い、復水移送ポンプ吸込みラインを非常用ラインに切り替える。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）である復水移送ポンプの起動及び系統の切替えに必要な弁については、中央制御室から遠隔操作可能な設計とすることで、図 3.6-3 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。

また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の操作に必要なポンプ及び電動弁（交流）については、緊急用交流電源切替盤 2G 系及び 2C 系（又は 2D 系）を中央制御室より、遠隔操作することで給電元の切替えが可能である。

(49-4)

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)							備考	
		10	20	30	40	50	60	70		
		20分 ドライウェル内へのスプレイ								
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)によるドライウェル内へのスプレイ	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}							
				系統構成, ポンプ起動 ^{※2}						

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間

※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

図 3.6-3 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)によるドライウェル内へのスプレイタイムチャート*

*: 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.6 で示すタイムチャート。

(5) 悪影響の防止(設置許可基準規則第 43 条第 1 項第五号)

(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」に示す。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)は, 通常時は残留熱除去系, 代替循環冷却系, 燃料プール冷却浄化系及び原子炉格納容器下部注水系と隔離する系統構成とすることで, 残留熱除去系, 代替循環冷却系, 燃料プール冷却浄化系及び原子炉格納容器下部注水系へ悪影響を及ぼさない設計とする。取合系統との隔離弁を表 3.6-7 に示す。

また, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(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。

(49-3, 49-4)

表 3.6-7 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の通常時における取合系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	状態
残留熱除去系	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	電動駆動	通常時閉
	RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	電動駆動	通常時閉
	RHR C 系 LPCI 注入ライン洗浄止め弁	手動操作	通常時閉
	RHR MUWC 連絡第二弁	電動駆動	通常時閉
代替循環冷却系	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	電動駆動	通常時閉
	RHR MUWC 連絡第二弁	電動駆動	通常時閉
燃料プール冷却浄化系	FPC スキマサージタンク補給水入口弁	電動駆動	通常時閉
	FPC 原子炉ウエル・D/Sピット水張り弁	手動操作	通常時閉
原子炉格納容器下部注水系	原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁	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 項第六号）

(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。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.6-5 に示す。これらの設備は全て操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ない中央制御室で操作可能な設計とする。

(49-3)

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 項第一号）

(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。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）に使用する復水移送ポンプは、設計基準対象施設の補給水系と兼用しており、設計基準対象施設としての復水移送ポンプ 2 台におけるポンプ流量が、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要なスプレイ流量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）に使用する復水移送ポンプは、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、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スプレイ流量を有する設計とする。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器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、運転中の原子炉における格納容器破損モードのうち、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉格納容器内へのスプレイ流量として、復水移送ポンプ 2 台運転で $88\text{m}^3/\text{h}$ 以上をスプレイ可能な設計とする。

原子炉格納容器内へスプレイする場合の復水移送ポンプの揚程は、原子炉格納容器内にスプレイする場合の水源（復水貯蔵タンク）と注水先（原子炉格納容器）の圧力差、静水頭、並びに機器、配管及び弁類の圧力損失を考慮し、復水移送ポンプ 2 台運転でスプレイ流量 $88\text{m}^3/\text{h}$ を達成可能な設計とする。

(49-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項第二号）

(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」に示す。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）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 項第三号）

(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」に示す。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）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モード）に対して，多様性，位置的分散を図る設計とする。これらの詳細については，3.6.2.1.3 項に記載のとおりである。

(49-2, 49-3, 49-4)

3.6.2.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）

3.6.2.2.1 設備概要

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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モード）の有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合に、この機能を代替し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることを目的として配備するものである。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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こと及び逃がし安全弁の環境条件を緩和するため、原子炉格納容器内の温度を低下させることを目的として配備するものである。

本システムは、大容量送水ポンプ（タイプ I）、電源設備である非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備、計装設備、水源である代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））、燃料補給設備である軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリ、流路であるホース、注水用ヘッダ、接続口、残留熱除去系の配管、弁類及びスプレイ管、スプレイ先である原子炉格納容器から構成される。

重大事故等時においては、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を水源として大容量送水ポンプ（タイプ I）でスプレイすることにより原子炉格納容器内を冷却する機能を有する。

本システムの系統概要図を図 3.6-4 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.6-8 に示す。

本システムは、屋外に設置する大容量送水ポンプ（タイプ I）により、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））の水を残留熱除去系 A 系又は B 系の配管等を経由して、原子炉格納容器内へスプレイすることで原子炉格納容器内を冷却できる設計とする。また、スプレイした水がドライウェル床面に溜まり、原子炉格納容器下部開口部を経由して原子炉格納容器下部へ流入することで、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。本システムの系統概要図を図 3.6-5 に示す。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、付属空冷式ディーゼルエンジンにより駆動可能な設計とし、燃料は燃料補給設備である軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクよりタンクローリを用いて補給可能な設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の系統構成に必要な電動弁は、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代替所内電気設備を経由して受電可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）を使用する際に接続する接続口は，共通の要因によって接続することができなくなることを防止するために，位置的分散を図った建屋の複数の異なる面に設置する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は，「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型），原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系（常設配管），燃料プールのスプレイ系（可搬型），原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備，並びに「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として使用する設計とする。

本系統の操作に当たっては，中央制御室での弁操作（緊急用交流電源切替盤の切替え操作を含む）により系統構成を行った後，大容量送水ポンプ（タイプ I）に付属する操作スイッチにより，大容量送水ポンプ（タイプ I）を起動し，遠隔手動弁操作設備により屋外から原子炉建屋内の原子炉棟外の弁を操作しスプレイする。

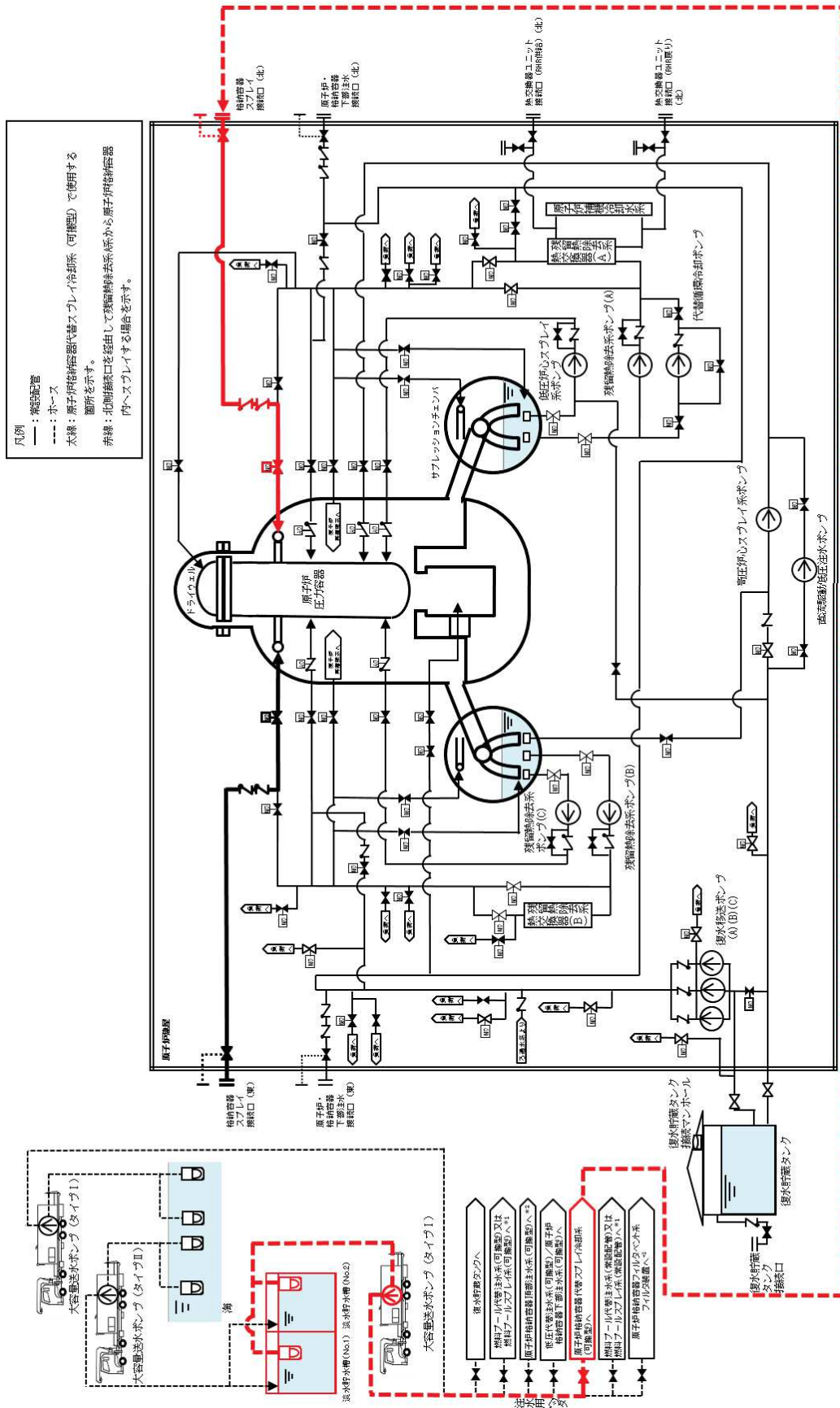


図 3.6-4 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）系統概要図

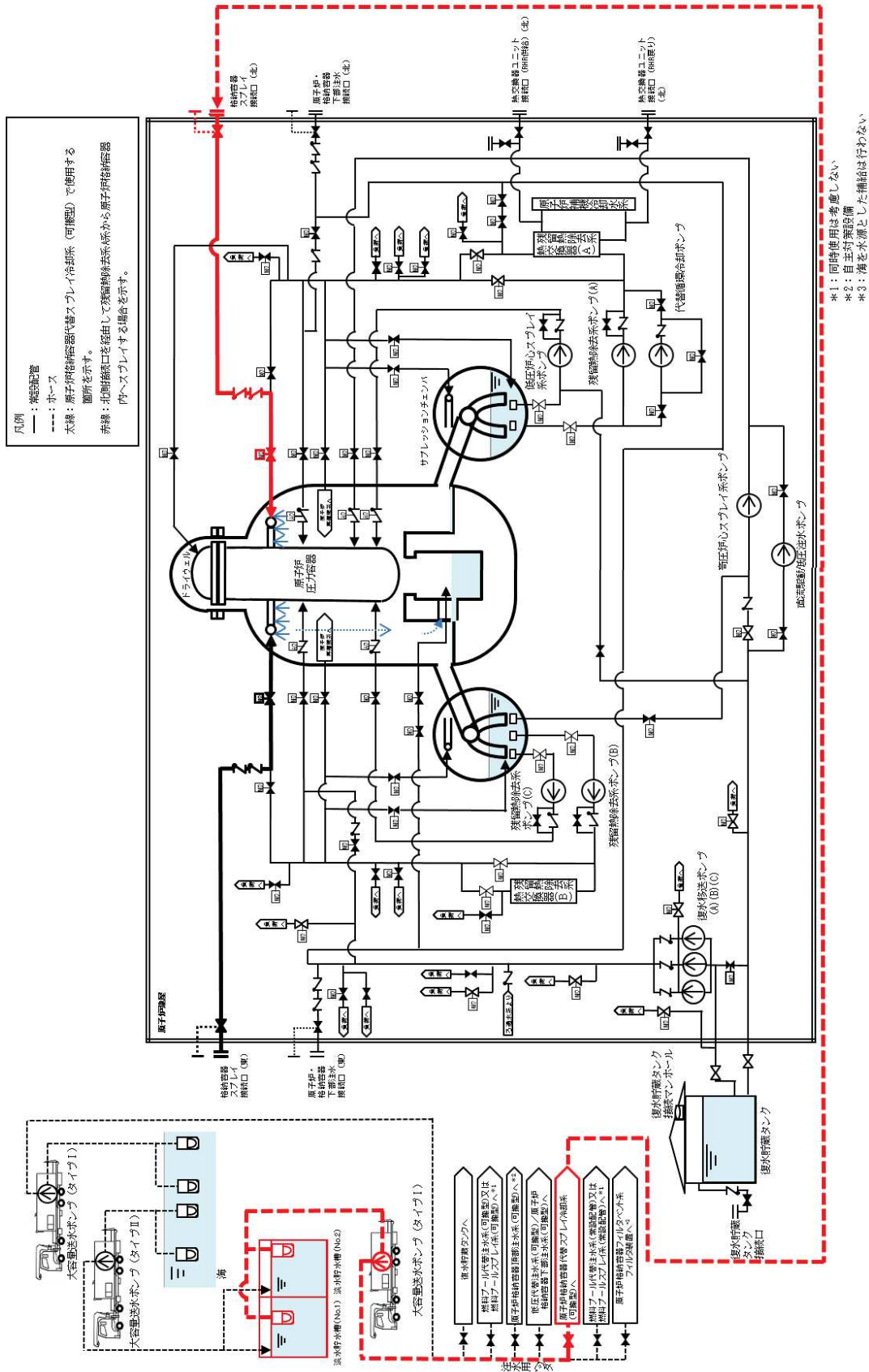


図 3.6-5 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）系統概要図
 (原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水)

表 3.6-8 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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	大容量送水ポンプ（タイプ I）【可搬】
附属設備	ホース延長回収車【可搬】
水源 ^{*1}	淡水貯水槽（No. 1）【常設】 淡水貯水槽（No. 2）【常設】
流路	ホース・注水用ヘッド・接続口【可搬】 残留熱除去系 配管・弁【常設】 スプレイ管【常設】
注水先	原子炉格納容器【常設】
電源設備 ^{*2} （燃料補給設備を含む。）	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 代替所内電気設備 ガスタービン発電機接続盤【常設】 緊急用高圧母線 2F 系【常設】 緊急用高圧母線 2G 系【常設】 緊急用動力変圧器 2G 系【常設】 緊急用低圧母線 2G 系【常設】 緊急用交流電源切替盤 2C 系【常設】 緊急用交流電源切替盤 2D 系【常設】 非常用高圧母線 2C 系【常設】 非常用高圧母線 2D 系【常設】 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
計装設備 ^{*3}	原子炉格納容器代替スプレイ流量【常設】 ドライウェル温度【常設】 ドライウェル圧力【常設】 圧力抑制室圧力【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：単線結線図を補足説明資料 49-2 に示す。

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

*3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び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。

3.6.2.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 大容量送水ポンプ（タイプ I）*1

種類	：	うず巻形
容量	：	約 1,440 m ³ /h（1 台当たり）
揚程	：	約 122 m
最高使用圧力	：	1.0MPa[gage]*2, 1.2MPa[gage]*3,4
最高使用温度	：	50℃
個数	：	5（うち 1 台は予備）*5
設置場所	：	屋外（淡水貯水槽（No. 1）*2, 淡水貯水槽（No. 2）*2, 取水口*3,4 及び海水ポンプ室*3,4）
保管場所	：	屋外（第 1 保管エリア, 第 2 保管エリア, 第 3 保管エリア及び第 4 保管エリア）
原動機出力	：	約 <input type="text"/> kW（1 台当たり）

*1：「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型），原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系（常設配管），燃料プールのスプレイ系（可搬型），原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備，並びに「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として使用する。

*2：淡水貯水槽を水源とし，「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型），原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系（常設配管），燃料プールのスプレイ系（可搬型），原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する場合を示す。

*3：「原子炉補機代替冷却水系」に使用する場合を示す。

*4：海を水源とし，「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型），原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系（常設配管），燃料プールのスプレイ系（可搬型）及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する場合を示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

*5:「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備として1台、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として1台使用する。

3.6.2.2.3 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

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプ I）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モード）と、共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、表 3.6-9 で示すとおり多様性、位置的分散を図る設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、屋外の保管エリアに保管し、淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）付近の屋外に設置することで、原子炉建屋地下3階（原子炉建屋原子炉棟内）に設置されている設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプに対して位置的分散を図る設計とする。

水源については、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の水源であるサブプレッションチェンバと異なる代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））を使用する設計とする。また、淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）は、屋外に設置することで、原子炉建屋内に設置されているサブプレッションチェンバに対して位置的分散を図る設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、サポート系による冷却水を不要とすることで、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプと共通要因によって同時に機能喪失しない設計とし、駆動電源については、不要（付属空冷式ディーゼルエンジン）とすることで、残留熱除去系ポンプの駆動電源である非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）共通要因によって同時に機能喪失しない設計とする。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）と原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の独立性については、表 3.6-10 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。

なお、配管等の流路を構成する静的機器については、残留熱除去系スプレイライン（原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）との接続部から原子炉格納容器へのスプレイライン）を除く範囲で、可能な限り設計基準事故対処設備と分離した設計とする。動的機器である RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁及び RHR B 系格納容器スプレイ隔離弁については、設計基準事故対処設備と兼用しているが、設計基準事故対処設備とは異なる電源を受電可能な設計とする。

操作に必要な電動弁については、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）からの受電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の系統構成に必要な電動弁は、設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備が機能喪失した場合においても、非常用所内電気設備とは独立した重大事故等対処設備である代替所内電気設備を用いて、ガスタービン発電機又は電源車から受電可能な設計とする。

さらに、故障の影響を考慮し、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、予備を有する設計とする。

表 3.6-9 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の多様性，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	
	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	原子炉格納容器代替スプレイ 冷却系（常設）	原子炉格納容器代替スプレイ 冷却系（可搬型）
ポンプ	残留熱除去系ポンプ	復水移送ポンプ	大容量送水ポンプ（タイプ I）
	原子炉建屋地下 3 階	原子炉建屋地下 2 階	屋外 (第 1 保管エリア, 第 2 保管エリア, 第 3 保管エリア及び 第 4 保管エリア)
水源	サブプレッションチェンバ	復水貯蔵タンク	代替淡水源 (淡水貯水槽 (No. 1) 又は 淡水貯水槽 (No. 2))
	原子炉建屋地下 3 階	屋外	屋外
駆動電源	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機) 又は 可搬型代替交流電源設備 (電源車)	不要 (付属空冷式ディーゼルエンジン)
	原子炉建屋地上 1 階	屋外	屋外
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)
冷却方式	水冷 (原子炉補機冷却水系(原子炉補 機冷却海水系を含む))	不要 (自己冷却)	不要 (自己冷却)

表 3.6-10 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の独立性

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却モード)	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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モード）は耐震 S クラス設計とし、重大事故等対処設備の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、基準地震動 Ss で機能維持可能な設計とすることで、基準地震動 Ss 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。
	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モード）は、基準津波の影響を受けない原子炉建屋内に設置し、重大事故等対処設備の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、基準津波の影響を受けない第 1 保管エリア、第 2 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに保管することで、津波が共通要因となり、同時に故障することのない設計とする。
	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モード）と重大事故等対処設備の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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（格納容器スプレイ冷却モード）と重大事故等対処設備の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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。）。

3.6.2.2.4 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) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第一号）

(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。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、屋外の第 1 保管エリア、第 2 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに保管し、重大事故等時は、淡水貯水槽 (No. 1) 又は淡水貯水槽 (No. 2) 付近の屋外に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表 3.6-11 に示す設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、付属の操作スイッチにより、想定される重大事故等時において、設置場所から操作可能な設計とする。

(49-7, 49-8)

表 3.6-11 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	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対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用可能な設計とする（常時海水を通水しない）。なお，原子炉格納容器内へのスプレイは，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮する。
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ことを確認し，輪留め等で固定可能な設計とする。
風（台風）・積雪	屋外で想定される風荷重及び積雪荷重を考慮して，機能を損なわない設計とする。
電磁的障害	重大事故等時においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第二号）

(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」に示す。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を運転する場合は，大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置及びホース接続が完了した後，大容量送水ポンプ（タイプ I）を起動し，格納容器スプレイ弁の開操作，RHR A 系代替格納容器スプレイ注入元弁（又は RHR B 系代替格納容器スプレイ注入元弁）及び RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁（又は RHR B 系格納容器スプレイ隔離弁）を全開とすることで原子炉格納容器内へのスプレイを行う。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の運転に必要なポンプ，操作に必要な弁及び接続ホースを表 3.6-12 に示す。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の操作に必要な原子炉建屋原子炉棟内に設置する弁は，いずれも中央制御室からの遠隔操作が可能な設計とし，また，緊急用交流電源切替盤 2C 系（又は 2D 系）を中央制御室から遠隔操作することで，給電元の切替えも可能な設計とする。

中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

屋外の系統構成に必要な格納容器スプレイ弁は、設置場所にて操作可能な設計とする。原子炉建屋内の原子炉棟外に設置する RHR A 系代替格納容器スプレイ注入元弁（又は RHR B 系代替格納容器スプレイ注入元弁）は、重大事故等時の作業性を考慮し、遠隔手動弁操作設備により屋外から手動操作で開閉することが可能な設計とする。

また、大容量送水ポンプ（タイプ I）については、大容量送水ポンプ（タイプ I）付属の操作スイッチから起動する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）の操作は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な車両設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

ホースの接続作業に当たっては、特殊な工具及び技量を必要としない、簡便な接続方式である嵌合構造とし、一般的な工具を使用することにより、確実に接続が可能な設計とする。

(49-3, 49-4, 49-7)

表 3.6-12 操作対象機器

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
大容量送水ポンプ（タイプ I）	停止→起動	屋外	屋外	スイッチ操作	
ホース	ホース接続	屋外	屋外	手動操作	
格納容器スプレイ弁	全閉→調整開	屋外	屋外	手動操作	注水用ヘッダ付属弁
RHR A 系格納容器代替スプレイ注入元弁	全閉→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋外	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)	北側接続時
RHR B 系格納容器代替スプレイ注入元弁	全閉→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋外	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)	東側接続時
RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁	全閉→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	A 系使用時
RHR B 系格納容器スプレイ隔離弁	全閉→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	B 系使用時
緊急用交流電源切替盤 2C 系	DB→SA	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ操作	非常用高圧母線機能喪失時に切替え操作実施
緊急用交流電源切替盤 2D 系	DB→SA	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	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 項第三号）

(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」に示す。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、表 3.6-13 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験、弁動作試験及び外観検査が可能な設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）を水源とする他系統と独立したテストラインにより、運転性能及び漏えい有無の確認が可能な設計とする。また、車両としての走行状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

なお、RHR A 系代替格納容器スプレイ注入元弁、RHR B 系代替格納容器スプレイ注入元弁、RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁及び RHR B 系格納容器スプレイ隔離弁については、発電用原子炉の運転中又は停止中に弁動作試験を実施することで機能・性能が確認可能な設計とする。

また、格納容器スプレイ弁は、弁の動作試験が可能な設計とする。

表 3.6-13 原子炉格納容器代替冷却系の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は 停止中	機能・性能試験	運転性能、漏えい有無の確認 車両走行状態の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	外観検査	き裂、腐食等の有無を目視で確認

運転性能の確認として、大容量送水ポンプ（タイプ I）の吐出圧力、流量の確認を行うことが可能な設計とする。

ホースの外観検査として、機能・性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂、腐食等の有無を目視で確認することが可能な設計とする。

(49-5)

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(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」に示す。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、本来の用途以外の用途には使用しないため、切替せずに使用可能な設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の使用時は、大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動操作、原子炉格納容器内へスプレイするための系統構成として、格納容器スプレイ弁の開操作、RHR A 系代替格納容器スプレイ注入元弁（又は RHR B 系代替格納容器スプレイ注入元弁）及び RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁（又は RHR B 系格納容器スプレイ隔離弁）の全開操作を行う。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）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、図 3.6-6 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。

また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の操作に必要な電動弁については、緊急用交流電源切替盤 2C 系（又は 2D 系）を中央制御室より、遠隔操作することで給電元の切替えが可能である。

(49-4)

		経過時間 (時間)										備考		
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10			
手順の項目	要員 (数)	385分 ドライウエル内へのスプレイ												
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) によるドライウエル内へのスプレイ	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}								注水開始, 状況監視 ^{※2}			
	重大事故等対応要員A~C	3	保管場所への移動 ^{※3※4}								大容量送水ポンプ (タイプ1) の移動, 設置 ^{※5}			
											大容量送水ポンプ (タイプ1) 起動 ^{※6}			
											送水準備・送水 (水張り・系統監視) ^{※6}			
	重大事故等対応要員D~F	3	保管場所への移動 ^{※3※4}								ホースの敷設, 接続 ^{※3※7}			
											送水準備・送水 (水張り・系統確認) ^{※6}			
	重大事故等対応要員G~I	3	保管場所への移動 ^{※3※4}								注水用ヘッド運搬, 設置 ^{※8}			
											ホースの敷設, 接続 ^{※3※7}			

※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
 ※3: 大容量送水ポンプ (タイプ1) 及びホースの保管場所は第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア
 ※4: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※5: 大容量送水ポンプ (タイプ1) の移動時間として, 第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ (タイプ1) の設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※6: 大容量送水ポンプ (タイプ1) の起動実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※7: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※8: 注水用ヘッドの運搬距離として, 第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッドの設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

図 3.6-6 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) によるドライウエル内へのスプレイタイムチャート*

*: 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.6 で示すタイムチャート。

(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項第五号)

(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」に示す。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) に使用する大容量送水ポンプ (タイプ I) 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。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) は, 通常時は残留熱除去系と隔離する系統構成としており, 残留熱除去系へ悪影響を及ぼさない設計とする。取合系統との隔離弁を表 3.6-14 に示す。

また, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) を用いる場合は, 弁操作等によって, 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。

大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の同時使用を考慮して、各系統に必要な流量を 1 台で確保可能な 623m³/h 以上の容量を有する設計とする。なお、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型）の同時使用は考慮しない。

(49-4, 49-5)

表 3.6-14 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の通常時における取合系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	状態
残留熱除去系	RHR A 系格納容器代替スプレイ注入第二逆止弁	—	通常時閉
	RHR B 系格納容器代替スプレイ注入第二逆止弁	—	通常時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

(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。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.6-12 に示す。このうち、屋外で操作する大容量送水ポンプ（タイプ I）、RHR A 系代替格納容器スプレイ注入元弁（又は RHR B 系代替格納容器スプレイ注入元弁）の遠隔手動弁操作設備、注水用ヘッダ及びホースは、屋外にあり操作場所及び設置場所の放射線量が高くなるお

それが少ないため操作が可能である。また、中央制御室にて操作を行う機器は、操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

(49-3, 49-7)

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項第一号）

(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。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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も、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スプレイ流量を有する設計とする。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器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、炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シナリオグループ及び格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち、「高圧・低圧注水機能喪失」、「崩壊熱除去機能喪失」、「LOCA時注水機能喪失」及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉格納容器内へのスプレイ流量として、88m³/hをスプレイ可能な設計とする。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、作業効率化、被ばく低減を図るため「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の同時使用を考慮して、各系統に必要な流量を1台で確保可能な623m³/h以上の容量を有する設計とする。なお、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型）の同時使用は考慮しない。

さらに、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「原子炉補機代替冷却水系」として必要な流量 1,200m³/h 以上の容量を有する設計とする。

原子炉格納容器内へスプレーする場合の大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、原子炉格納容器内にスプレーする場合の水源（代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海）と注水先（原子炉格納容器内）の圧力差、静水頭、並びに機器、配管、ホース及び弁類の圧力損失を考慮し、大容量送水ポンプ（タイプ I）1 台運転で原子炉格納容器内へ必要な流量をスプレーできる揚程を確保可能な設計とする。

なお、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールスプレー系（常設配管）、燃料プールスプレー系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の注水設備及び水の供給設備として 1 台、また、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備との同時使用時にはさらに 1 台使用することから、1 セット 2 台使用する。保有数は 2 セットで 4 台、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で 1 台の合計で 5 台を確保する。

(49-6)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第二号）

(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」に示す。

原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）と接続口との接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）から注水用ヘッダまでのホース及び接続部は口径を 300A に統一する設計とする。

注水用ヘッダから原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）の接続口までのホース及び接続部は、口径を 150A に統一する設計とする。

(49-7)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第三号）

(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」に示す。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に使用する接続口は、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，原子炉建屋北側に 1 箇所及び原子炉建屋東側に 1 箇所設置する設計とする。

(49-7)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第四号）

(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。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は，屋外で使用する設備であり，想定される重大事故等時における放射線を考慮しても，設置及び接続口への接続作業が可能であると想定している。仮に放射線量が高い場合は，放射線量を測定し，線源からの離隔距離をとり放射線量が低い場所に設置すること等により，設備の設置及び常設設備との接続を可能とする。なお，設置場所での接続作業は，簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより，確実に速やかに接続が可能な設計とする。

(49-7)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第五号）

(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」に示す。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）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、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重大事故等対処設備である復水移送ポンプと位置的分散を図り、第 1 保管エリア、第 2 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管する設計とする。

(49-8)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第六号）

(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」に示す。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、第 1 保管エリア、第 2 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管しており、想定される重大事故等時においても、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、複数のアクセスルートを確保する。

（「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」参照）

(49-9)

(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 項第七号）

(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」に示す。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）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等対処設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、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モード）と常設重大事故等対処設備の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）に対し、多様性，位置的分散を図る設計とする。これらの詳細については 3.6.2.2.3 項に記載のとおりである。

(49-3, 49-4, 49-7, 49-8)

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モード）

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モード）は、熱交換器2基、電動機駆動ポンプ2台、スプレイ管、配管、弁類、ストレーナ及び計装設備からなり、冷却材喪失事故後に、サブプレッションチェンバ内のプール水をドライウエル内及びサブプレッションチェンバ内にスプレイする。

ドライウエル内にスプレイされた水は、ベント管を通過して、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。

本システムは独立した2系統で構成し、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伴う燃料被覆管（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、次に遠隔手動操作により、電動弁を切り替えることによって格納容器スプレイ冷却モードとしての機能を有するような設計としている。

本システムの系統概要図を図3.6-5に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表3.6-15に示す。

本システム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。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）からの給電に加えて、常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）からの給電により復旧し、重大事故等時に使用可能な設計とする。

また、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、原子炉補機代替冷却水系によりサブプレッションチェンバ内のプール水の冷却が可能な設計とする。

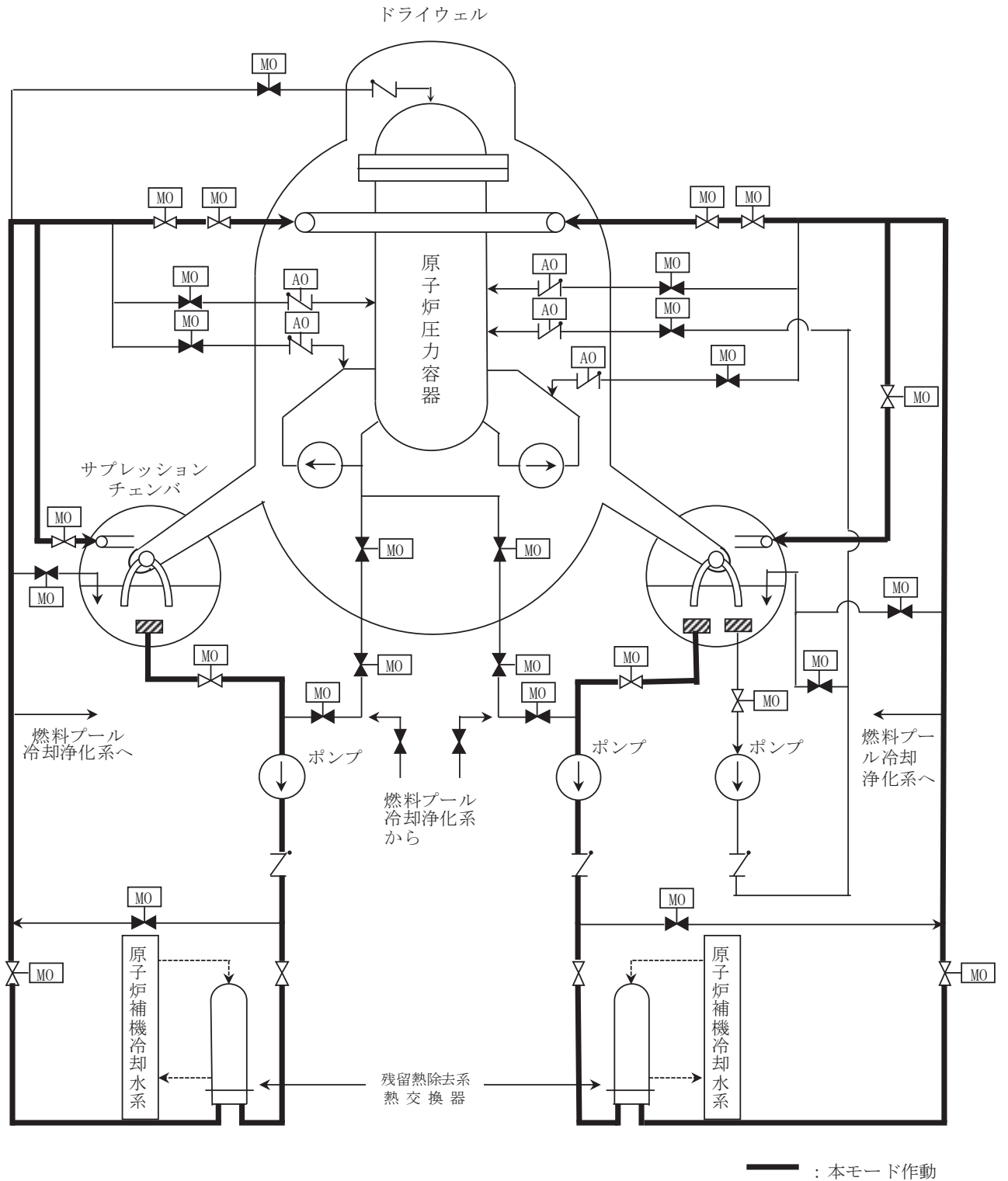


図 3.6-5 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）系統概要図

表 3.6-15 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）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】
附属設備	—
水源*1	サプレッションチェンバ【常設】
流路	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ【常設】 スプレイ管【常設】
注水先	原子炉格納容器【常設】
電源設備*2	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】
計装設備*3	残留熱除去系ポンプ出口流量【常設】 ドライウエル温度【常設】 圧力抑制室内空気温度【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】 圧力抑制室圧力【常設】 圧力抑制室水位【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：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。

3.6.3.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 残留熱除去系ポンプ

- 容量 : 約 1,160m³/h（1台あたり）
- 全揚程 : 約 105m
- 台数 : 2（格納容器スプレイ冷却モードとして使用する場合）
- 取付箇所 : 原子炉建屋地下3階（原子炉建屋原子炉棟内）

(2) 残留熱除去系熱交換器

基数 : 2

伝熱容量 : 約 8.80MW (1 基当たり)

(海水温度 26°Cにおいて)

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モード）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（ガスタービン発電機）からの給電により残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）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モード）は、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備（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モード）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（ガスタービン発電機）の多様性、位置的分散については、「3.14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」に示す。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）については、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。

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

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

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

残留熱除去系ポンプについては、原子炉建屋地下 3 階（原子炉建屋原子炉棟内）、残留熱除去系熱交換器については、原子炉建屋地上 1 階（原子炉建屋原子炉棟内）に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表 3.6-16 に示す設計である。

表 3.6-16 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	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	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計である（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても電磁波によりその機能が損なわれない設計である。

また，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）は中央制御室にて遠隔操作可能な設計である。残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）の系統構成及び運転に必要な操作機器は，中央制御室で操作することから，操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

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モード）については，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また，残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）については，テストラインにより系統の機能・性能試験及び漏えいの有無の確認が可能な設計である。

残留熱除去系ポンプは，発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能試験が可能な設計であり，発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査を実施可能な設計である。

残留熱除去系熱交換器は，発電用原子炉の停止中に開放検査及び外観検査を実施可能な設計である。

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

3.6.3.2 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）

3.6.3.2.1 設備概要

残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）は、2 ループから構成され、熱交換器 2 基、電動機駆動ポンプ 2 台、配管、弁類及び計装設備からなり、原子炉隔離時に主蒸気逃がし安全弁からサブプレッションチェンバ内のプール水に移行した崩壊熱及び残留熱を除去するためのものである。

崩壊熱及び残留熱は、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）によって冷却される。

本システムの系統概要図を図 3.6-6 に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表 3.6-17 に示す。

本システム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。

残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）は、非常用交流電源設備（非常用ディーゼル発電機）からの給電に加えて、常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）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。

また、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）は、原子炉補機代替冷却水系によりサブプレッションチェンバ内のプール水の冷却が可能な設計とする。

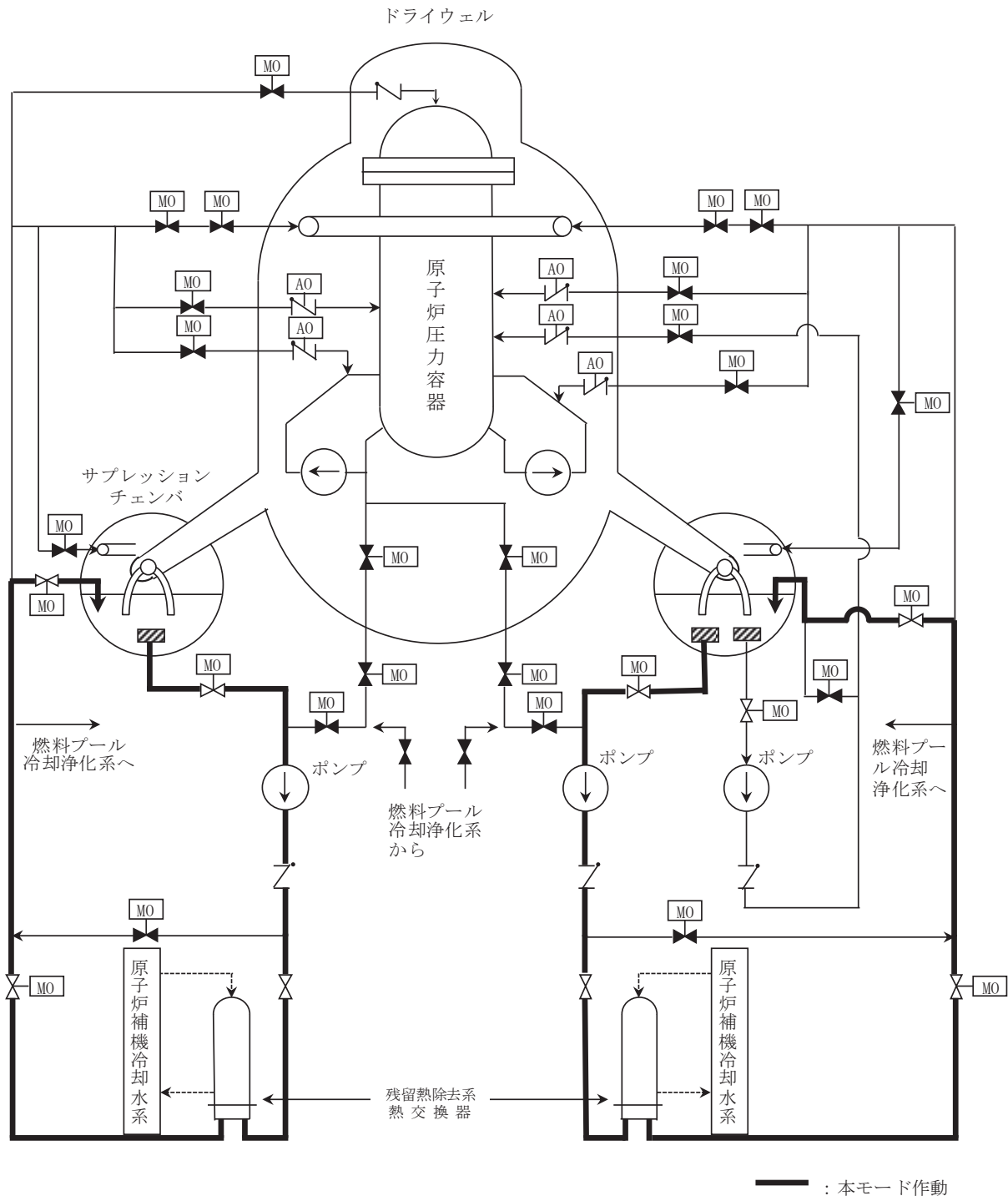


図 3.6-6 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）系統概要図

表 3.6-17 残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）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】
附属設備	—
水源*1	サブプレッションチェンバ【常設】
流路	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ【常設】
注水先	原子炉格納容器【常設】
電源設備*2	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機【常設】
計装設備*3	残留熱除去系ポンプ出口流量【常設】 サブプレッションプール水温度【常設】 圧力抑制室水位【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：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。

3.6.3.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 残留熱除去系ポンプ

容量 : 約 1,160m³/h（1 台当たり）
全揚程 : 約 105m
台数 : 2（サブプレッションプール水冷却モードとして使用する場合）
取付箇所 : 原子炉建屋地下 3 階（原子炉建屋原子炉棟内）

(2) 残留熱除去系熱交換器

基数 : 2
伝熱容量 : 約 8.80MW（1 基当たり）
（海水温度 26℃において）

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水冷却モード）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（ガスタービン発電機）からの給電により残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）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水冷却モード）は、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備（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水冷却モード）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（ガスタービン発電機）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（サプレッションプール水冷却モード）については、設計基準対象施設として使用する場合と同様の系統構成で重大事故等においても使用するため、他の施設に悪影響を及ぼさない設計である。

残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。

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

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

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

残留熱除去系ポンプについては、原子炉建屋地下3階（原子炉建屋原子炉棟内）、残留熱除去系熱交換器については、原子炉建屋地上1階（原子炉建屋原子炉棟内）に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.6-18に示す設計である。

表 3.6-18 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	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	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水しない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計である（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても電磁波によりその機能が損なわれない設計である。

また，残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）は中央制御室にて遠隔操作可能な設計である。残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）の系統構成及び運転に必要な操作機器は，中央制御室で操作することから，操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

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水冷却モード）については，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等においても使用する設計である。また，残留熱除去系（サプレッションプール水冷却モード）については，テストラインにより系統の機能・性能試験が可能な設計である。

残留熱除去系ポンプは，発電用原子炉の運転中又は停止中に系統の機能・性能試験及び漏えいの有無の確認が可能な設計であり，発電用原子炉の停止中に分解検査及び外観検査を実施可能な設計である。

残留熱除去系熱交換器は，発電用原子炉の停止中に開放検査及び外観検査を実施可能な設計である。

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら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（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設けなければならない。

3 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（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過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）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「原子炉格納容器バウンダリを維持」とは、限界圧力及び限界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをいい、「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら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) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。

2 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設であるBWR及びアイスコンデンサ型格納容器を有するPWRをいう。

3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」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を設置すること。

b) 上記3 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) ラプチャーディスクを使用する場合は、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ラプチャーディスク（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ラプチャーディスク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、長期的にも熔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ー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。
- 4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。

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、原子炉格納容器の過圧による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の設備として、代替循環冷却系及び原子炉格納容器フィルタベント系を設置する。

(1) 代替循環冷却系の設置（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原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、重大事故等対処設備として代替循環冷却系を設ける。

代替循環冷却系は、サプレッションチェンバを水源として、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）に加えて、原子炉補機代替冷却水系による除熱と代替循環冷却ポンプによる原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイ又は原子炉格納容器下部への注水が可能な設計とする。

なお、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水した水が原子炉格納容器下部へ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下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。

(2) 原子炉格納容器フィルタベント系の設置（設置許可基準規則解釈の第 3 項 a）、b）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を設ける。

原子炉格納容器フィルタベント系は、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の第 3 項 b) に対する要求事項を満たすものとする。

i) 原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる放射性物質を低減するため、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 99.8%以上、有機よう素に対して 98%以上を除去可能な設計とする。

ii) 排気中に含まれる可燃性ガスの爆発防止等の対策として、系統内を不活性ガス（窒素ガス）にて置換した状態で待機し、ベント開始後には、可搬型窒素ガス供給装置を用いて系統内を不活性ガスにて置換可能な設計とする。これ

により、原子炉格納容器ベント初期に排気中に含まれる可燃性ガス及び使用後にスクラバ溶液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。

なお、原子炉格納容器ベント実施後に原子炉格納容器及びスクラバ溶液内に貯留された核分裂生成物による水の放射線分解によって発生する可燃性ガスは、連続して系外に排出されていることから、系統内で可燃領域に達することはない。系統内で可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するバイパスラインを設置することで、系統内で可燃性ガスの濃度が可燃領域に達することを防止可能な設計とする。

iii) 原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に流路となる原子炉格納容器調気系の配管等は、他号炉と共用しない。また、原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2弁設置し、原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に隔離することにより、悪影響を及ぼさない設計とする。

iv) 重大事故等対策の有効性評価において、原子炉格納容器フィルタベント系を使用しても原子炉格納容器が負圧にならないことを確認している。また、原子炉格納容器ベント停止後に再度、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）等により原子炉格納容器内にスプレイを行う場合は、原子炉格納容器が負圧とならないよう、原子炉格納容器圧力を確認し、規定の圧力まで減圧した場合はスプレイを停止する運用とする。

v) 原子炉格納容器フィルタベント系の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備により人力で容易かつ確実に開閉操作が可能な設計とする。また、隔離弁である電動弁については所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により、中央制御室から開閉操作が可能な設計とする。

vi) 原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に操作が必要な隔離弁は、重大事故等時の作業員の放射線防護を考慮し、隔離弁の設置場所と異なる原子炉建屋内の原子炉棟外からも操作が可能となるように遠隔手動弁操作設備を設け、人力により確実に操作可能な設計とする。また、必要に応じて遮蔽材を設置することで、作業員の放射線防護を考慮した設計とする。

vii) ベント時に系統内を通過する可燃性ガスによる爆発を防止するため、系統待機時は系統内を窒素で不活性化する。このため、フィルタ装置から放出口へ至る配管上には、窒素封入時に大気と隔離するため、原子炉格納容器から

の排気圧力 (427kPa[gage]) と比較して十分低い差圧 100kPa にて破裂する圧力開放板を設ける設計とし、原子炉格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならない設計とする。

viii) 原子炉格納容器との接続位置は、サプレッションチェンバ及びドライウェルに設けるものとし、いずれからも原子炉格納容器フィルタベント系を用いた排気を実施することができる設計とする。

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、有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることにより、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

ix) フィルタ装置は、原子炉建屋原子炉棟内に設置することにより、使用後に高線量となるフィルタ装置等から作業員が受ける被ばくを低減できる設計とする。

(3) 原子炉格納容器フィルタベント系と代替循環冷却系の多様性及び可能な限りの独立性、位置的分散の確保 (設置許可基準規則解釈の第 4 項)

原子炉格納容器フィルタベント系及び代替循環冷却系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系の排出経路に設置される隔離弁は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により中央制御室から操作が可能であり、さらに、人力により確実に操作可能な設計とすることで、常設代替交流電源設備からの給電が可能な代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。

代替循環冷却系に使用する原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ (タイプ I) は、原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の原子炉格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の接続口は、互いに異なる複数箇所に設置し、かつ原子炉格納容器フィルタベント系と異なる区画に設置する設計とする。

代替循環冷却ポンプは原子炉建屋内の原子炉棟外に、残留熱除去系熱交換器及びサプレッションチェンバは原子炉建屋原子炉棟内に設置し、原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板は原子炉建屋原子炉棟内の異なる区画に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

代替循環冷却系と原子炉格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時

に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、代替循環冷却系と原子炉格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。

なお、多様性及び可能な限りの独立性、位置的分散については、3.7.2.3項に詳細を示す。

(4) 自主対策設備の整備（原子炉格納容器フィルタベント系の排気中に含まれる放射性物質を低減するための設備）

原子炉格納容器フィルタベント系の排気中に含まれる放射性物質を低減するための自主対策設備として、以下を整備する。

(i) 原子炉格納容器 pH 調整系の設置

設置許可基準規則解釈第3項 b) i)に関連する自主対策設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際、原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッションチェンバのプール水中によう素を保持することでよう素の放出量を低減するために、原子炉格納容器 pH 調整設備を設ける。

本システムは、原子炉格納容器pH調整系ポンプにより、原子炉格納容器pH調整系貯蔵タンク内の水酸化ナトリウム水溶液を原子炉格納容器pH調整系配管から原子炉格納容器内に注入可能な設計とする。

(ii) 原子炉格納容器フィルタベント系薬液補給装置の設置

設置許可基準規則解釈第3項 b) i)に関連する自主対策設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際、フィルタ装置内のスクラバ溶液が酸性化することを防止し、フィルタ装置のスクラバ溶液中によう素を保持することでよう素の放出量を低減するために、原子炉格納容器フィルタベント系薬液補給装置を設ける。なお、スクラバ溶液は待機時に十分な量の薬液を保有することにより、ベントを実施した場合でもアルカリ性を維持可能な設計としている。

本システムは、可搬の薬液補給装置により、 及び を原子炉格納容器フィルタベント系配管からフィルタ装置に注入可能な設計とする。

また、本設備は、事故後8日目以降に使用するものである。

(iii) 原子炉格納容器フィルタベント系排水設備の設置

設置許可基準規則解釈第3項 b) i)に関連する自主対策設備として、原子炉格納容器フィルタベント系の使用後において、放射性物質を含むスクラバ溶液をサプレッションチェンバに移送するために、原子炉格納容器フィルタベント

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

系排水設備を設ける。なお、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に、蒸気凝縮によりスクラバ溶液が上昇しても機能喪失しない設計としている。

また、本設備は、事故後 8 日目以降に使用するものである。

3.7.2 重大事故等対処設備

3.7.2.1 代替循環冷却系

3.7.2.1.1 設備概要

代替循環冷却系は、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることを目的として設置する。

代替循環冷却系は、サプレッションチェンバのプール水を代替循環冷却ポンプにより原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水するとともに、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）に加えて、原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプI）を用いて除熱することで、発電用原子炉の循環冷却を行うことができる設計とする。

なお、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水した水が原子炉格納容器下部へ流入することで、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下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。

代替循環冷却系は、代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系熱交換器、電源設備（非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備）、計装設備及び水源であるサプレッションチェンバ、流路である補給水系の配管及び弁類、残留熱除去系の配管、弁類及びストレーナ並びにスプレイ管、注水先である原子炉圧力容器及び原子炉格納容器から構成される。

サプレッションチェンバのプール水は、残留熱除去系の配管を經由し、代替循環冷却ポンプに供給される。代替循環冷却ポンプにより昇圧された系統水は、残留熱除去系の配管、残留熱除去系熱交換器及び補給水系の配管を經由し原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイ又は原子炉格納容器下部への注水に使用される。また、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下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する場合は、原子炉格納容器内へのスプレイ又は原子炉格納容器下部への注水を行うことも可能とする。

原子炉圧力容器に注水された系統水は、原子炉圧力容器や原子炉格納容器内配管の破断口等から流出し、原子炉格納容器内へスプレイ又は原子炉格納容器下部へ注水された系統水とともに、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冷却ラインを形成する。

本系統は、全交流動力電源が喪失した場合でも、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受電することが可能な設計とする。

本系統はサプレッションチェンバを水源として、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイ又は原子炉格納容器下部への注水に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チェンバの水温は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への注水及び原子炉格納容器内への

スプレイ又は原子炉格納容器下部への注水を行った場合、原子炉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、代替循環冷却系を使用する場合は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）に加えて、原子炉補機代替冷却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。

なお、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放射性物質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。

代替循環冷却系で使用する原子炉補機代替冷却水系は、熱交換器ユニット、大容量送水ポンプ（タイプ I）、電源設備である常設代替交流電源設備、計装設備、燃料補給設備である軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリ、流路であるホース、除熱用ヘッダ、接続口、原子炉補機冷却水系の配管、弁類及びサージタンク、残留熱除去系熱交換器並びに非常用取水設備から構成される。

熱交換器ユニットは、海水を冷却源とした熱交換器、淡水ポンプ等で構成され、移動可能とするために熱交換器、淡水ポンプ等は車両に搭載する設計とする。また、熱交換器ユニット内に海水ストレーナを設置し、熱交換器への異物混入による性能低下を防止する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、海を水源とし、熱交換器ユニットの熱交換器に送水し、熱交換後の海水を海へ排水することにより、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の淡水側は、熱交換器ユニットの淡水側と接続口をホースにより接続し、海水側は、熱交換器ユニットの海水側と大容量送水ポンプ（タイプ I）をホースにより接続することで流路を構成可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系は、熱交換器ユニットの熱交換器で除熱した淡水を、熱交換器ユニットの淡水ポンプによりホース及び接続口を經由して原子炉補機冷却水系に送水し、残留熱除去系熱交換器で熱交換した淡水は、接続口及びホースを經由して熱交換器ユニットに戻る循環ラインを形成する設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、付属空冷式ディーゼルエンジンにより駆動可能な設計とし、燃料は燃料補給設備である軽油タンク又はガスタービン発電設備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。

原子炉補機代替冷却水系の系統構成に必要な電動弁は、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機から受電可能な設計とする。

ガスタービン発電機の燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電設備軽油タンクよりガスタービン発電設備燃料移送ポンプを用いて補給可能な設計とする。

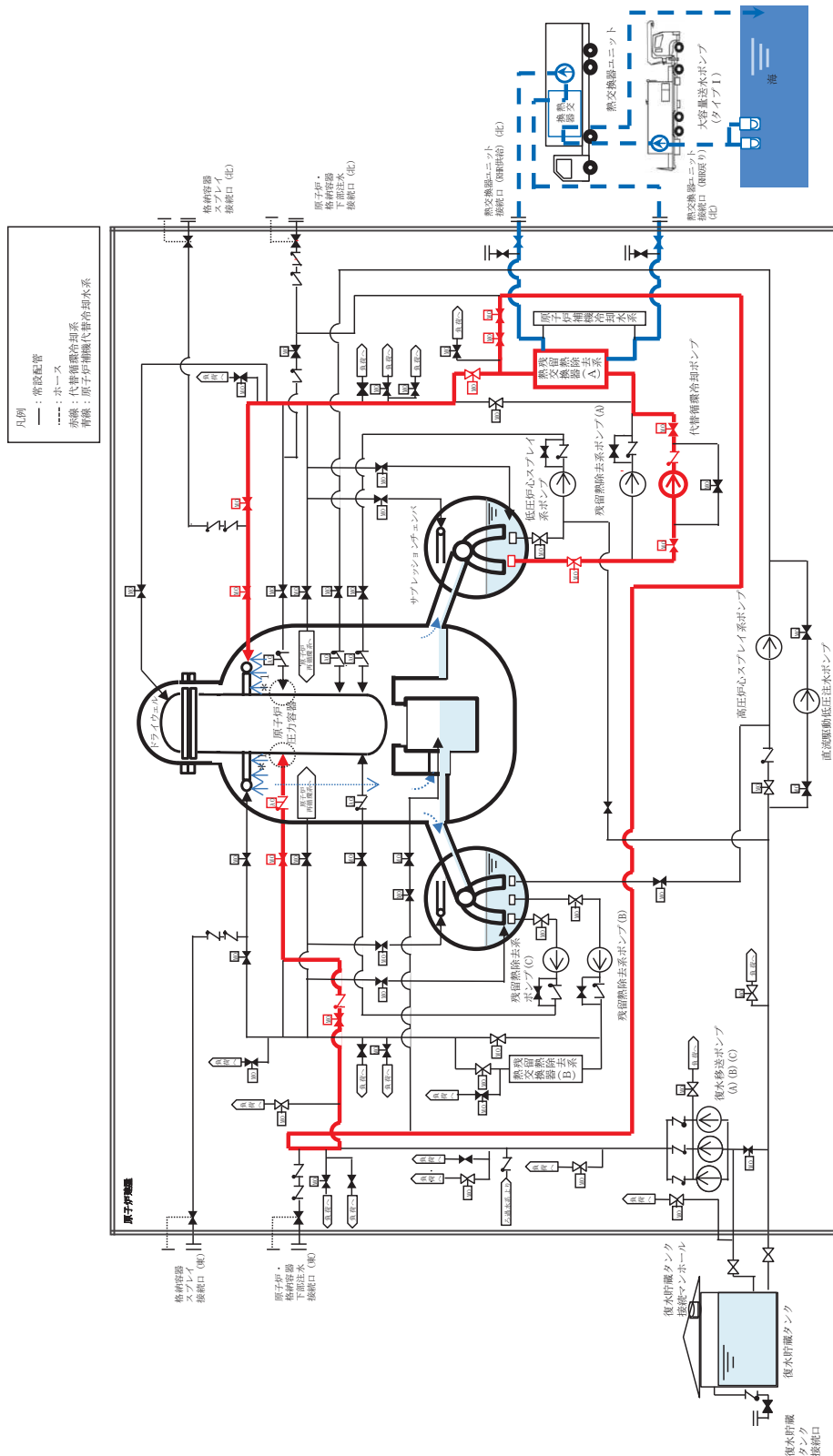
熱交換器ユニットを使用する際に接続する接続口は、共通の要因によって接続することができなくなることを防止するために、位置的分散を図った建屋の複数箇所に設置する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのプレ

イ系（常設配管），燃料プールスプレイ系（可搬型），原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統への注水設備及び水の供給設備並びに「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として使用する設計とする。

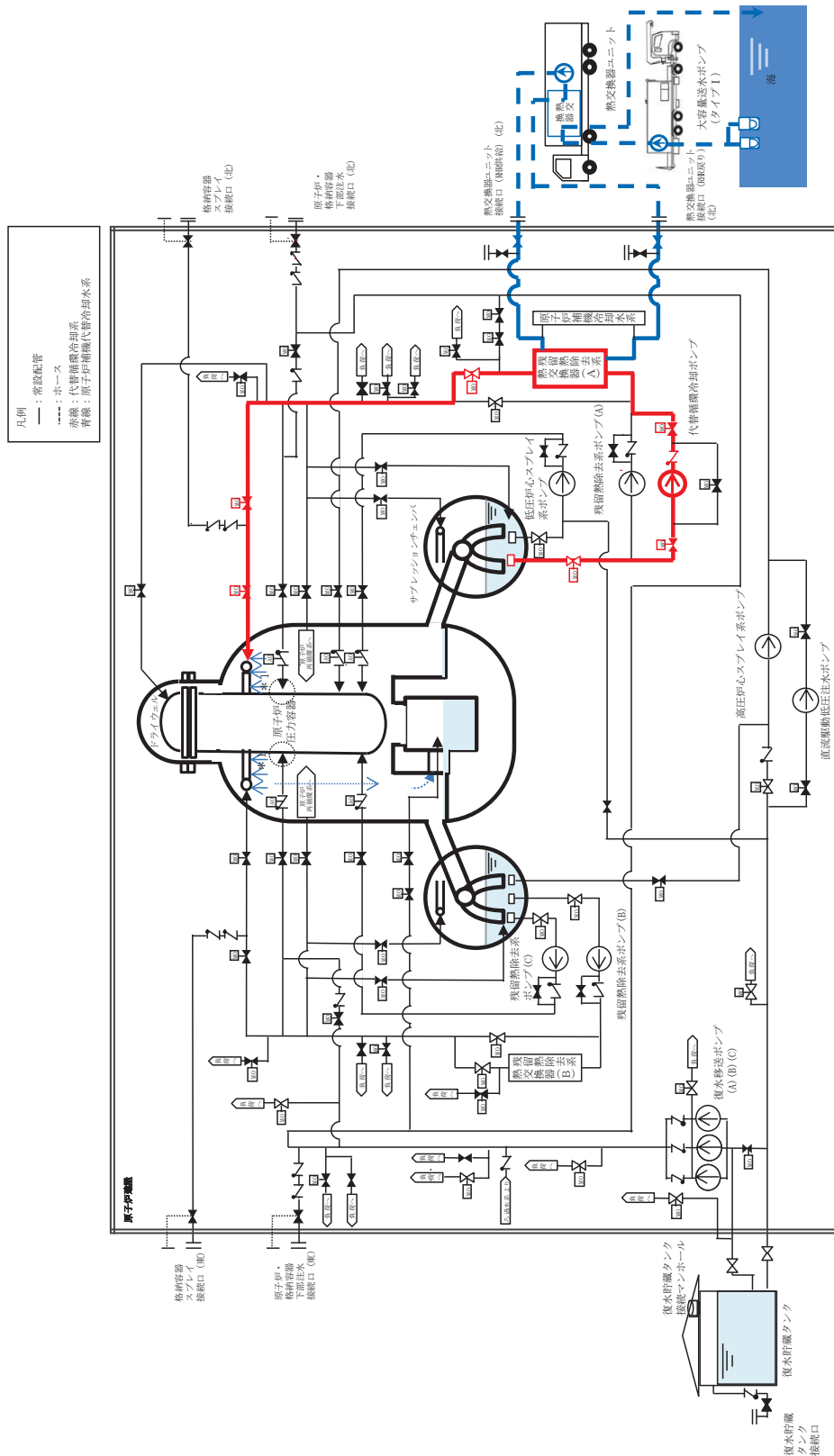
本系統の操作に当たっては，中央制御室及び設置場所での弁操作により系統構成を行った後，熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）に付属する操作スイッチにより，熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）を起動し運転を行う。

本系統に関する系統概要図を図3.7-1，図3.7-2及び図3.7-3，本系統に関する重大事故対処設備一覧を表3.7-1 に示す。



* 1: シュラウド内炉心上部より注水

図3. 7-1 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図（代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱（原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレィを実施する場合）（原子炉補機代替冷却水系を使用する場合））



* 1: シュラウド内炉心上部より注水

図 3.7-2 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図 (代替循環冷却系による原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却 (スプレー管経由の場合) (原子炉補機代替冷却水系を使用する場合))

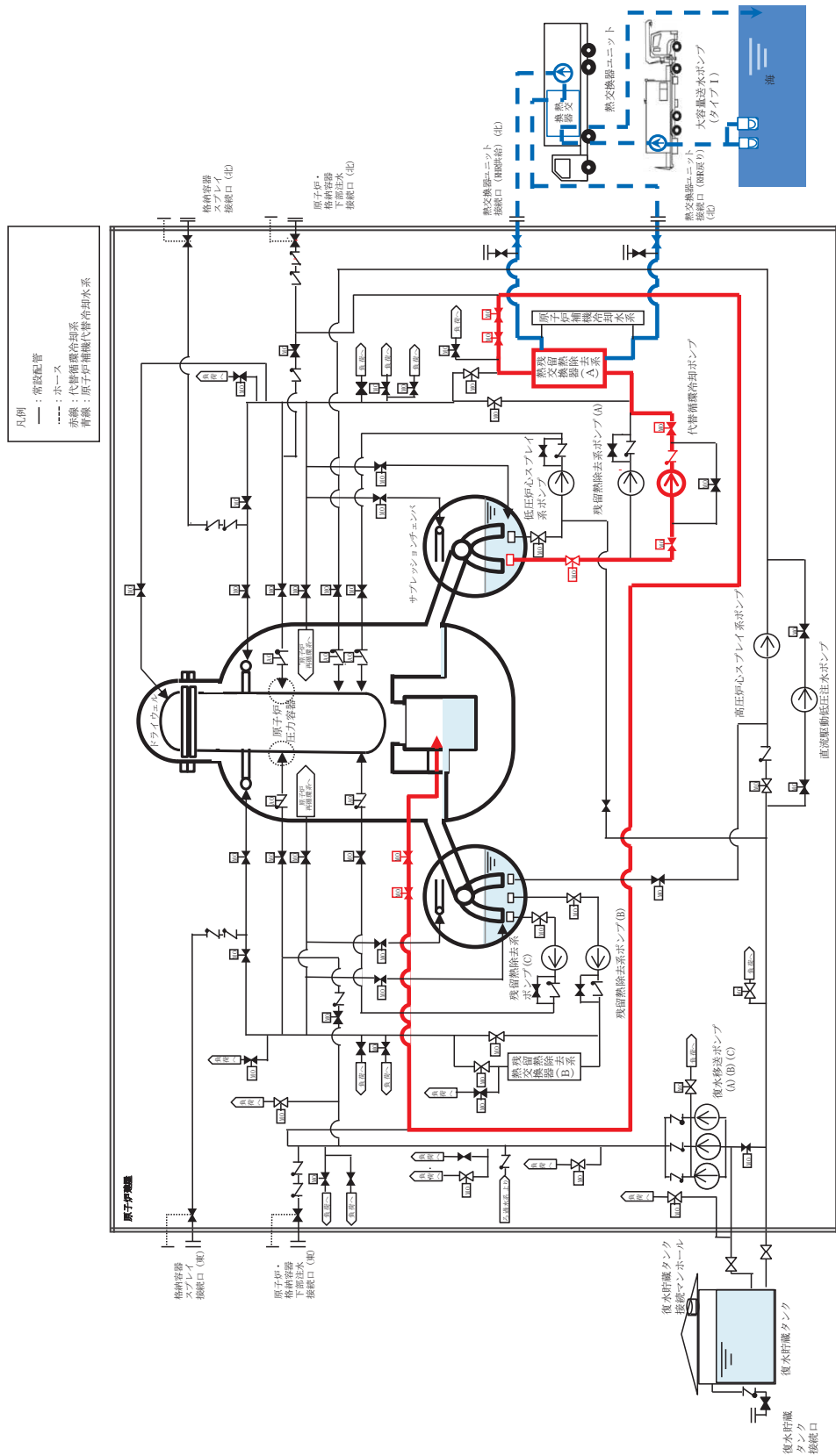


図 3.7-3 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備系統概要図（代替循環冷却系による原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却（ペデスタル注水配管経由の場合）（原子炉補機代替冷却水系を使用する場合））

表 3.7-1 代替循環冷却系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	代替循環冷却ポンプ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 熱交換器ユニット【可搬】 大容量送水ポンプ（タイプ I）【可搬】 原子炉補機冷却水ポンプ（設計基準拡張）【常設】*1 原子炉補機冷却海水ポンプ（設計基準拡張）【常設】*1 原子炉補機冷却水系熱交換器（設計基準拡張）【常設】*1
附属設備	ホース延長回収車【可搬】
水源*2	サブプレッションチェンバ【常設】
流路	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ【常設】 補給水系 配管・弁【常設】 原子炉補機冷却水系 配管・弁・サージタンク【常設】 ホース，除熱用ヘッダ，接続口【可搬】 スプレイ管【常設】 非常用取水設備 貯留堰【常設】 取水口【常設】 取水路【常設】 海水ポンプ室【常設】
注水先	原子炉圧力容器【常設】 原子炉格納容器【常設】
電源設備*3 （燃料補給設備を含む）	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】

（次項へ続く）

設備区分	設備名
電源設備* ³ (燃料補給設備を含む)	代替所内電気設備 ガスタービン発電機接続盤【常設】 緊急用高圧母線 2F 系【常設】 緊急用高圧母線 2G 系【常設】 緊急用動力変圧器 2G 系【常設】 緊急用低圧母線 2G 系【常設】 緊急用交流電源切替盤 2G 系【常設】 緊急用交流電源切替盤 2C 系【常設】 緊急用交流電源切替盤 2D 系【常設】 非常用高圧母線 2C 系【常設】 非常用高圧母線 2D 系【常設】 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
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】 代替循環冷却ポンプ出口流量【常設】 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量)【常設】 原子炉格納容器下部注水流量【常設】 サプレッションプール水温度【常設】 原子炉格納容器下部水位【常設】 ドライウェル水位【常設】 ドライウェル温度【常設】 圧力抑制室空気温度【常設】 ドライウェル圧力【常設】 圧力抑制室圧力【常設】 圧力抑制室水位【常設】

*1：原子炉補機冷却水ポンプ，原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水系熱交換器については「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：単線結線図を補足説明資料 50-2 に示す。

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

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

3.7.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 代替循環冷却ポンプ

種類	: うず巻形
容量	: 約150m ³ /h
全揚程	: 約80m
最高使用圧力	: 3.73MPa[gage]
最高使用温度	: 186℃
個数	: 1
取付箇所	: 原子炉建屋地下3階（原子炉建屋内の原子炉棟外）
原動機出力	: 90kW

(2) 残留熱除去系熱交換器

容量	: 約 8.8 MW
伝熱面積	: 約 <input type="text"/> m ²
個数	: 1

(3) 熱交換器ユニット

容量	: 約 20 MW（1台当たり）（海水温度26℃において）
最高使用圧力	: 淡水側1.18 MPa[gage]／海水側1.20 MPa [gage]
最高使用温度	: 淡水側70℃／海水側50℃
個数	: 3（うち1台は予備）
設置場所	: 屋外（原子炉建屋付近）
保管場所	: 屋外（第1保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア）

（熱交換器）

組数	: 1
伝熱面積	: 約 <input type="text"/> m ² /組

（淡水ポンプ）

種類	: うず巻形
容量	: 約 730 m ³ /h
揚程	: 約 70 m

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

最高使用圧力 : 1.18 MPa [gage]
最高使用温度 : 70 °C
原動機出力 : 約 kW
個数 : 1

(4) 大容量送水ポンプ (タイプ I) *1

種類 : うず巻形
容量 : 約 1,440 m³/h (1 台あたり)
揚程 : 約 122 m
最高使用圧力 : 1.0 MPa[gage]*2, 1.2MPa[gage]*3,4
最高使用温度 : 50°C
個数 : 5 (うち 1 台は予備) *5
設置場所 : 屋外 (淡水貯水槽 (No. 1) *2, 淡水貯水槽 (No. 2) *2, 取水口*3,4 及び海水ポンプ室*3,4)
保管場所 : 屋外 (第 1 保管エリア, 第 2 保管エリア, 第 3 保管エリア及び第 4 保管エリア)
原動機出力 : 約 kW

*1 : 「低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレー冷却系 (可搬型), 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレー系 (常設配管), 燃料プールのスプレー系 (可搬型), 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備, 並びに「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として使用する。

*2 : 淡水貯水槽を水源とし, 「低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレー冷却系 (可搬型), 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレー系 (常設配管), 燃料プールのスプレー系 (可搬型), 原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する場合は示す。

*3 : 「原子炉補機代替冷却水系」に使用する場合は示す。

*4 : 海を水源とし, 「低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレー冷却系 (可搬型), 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレー系 (常設配管), 燃料プールのスプレー系 (可搬型) 及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する場合は示す。

*5 : 「低圧代替注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレー冷却系 (可搬型), 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレー系 (常設配管), 燃料プールのスプレー系 (可搬型)」

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

ールスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備として1台、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として1台使用する。

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) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項第一号）

(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。

代替循環冷却ポンプは、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置する設備であり、代替循環冷却系で使用する残留熱除去系熱交換器は、原子炉建屋原子炉棟内に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における原子炉建屋内の原子炉棟外、原子炉建屋原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.7-2に示す設計とする。

代替循環冷却ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室の操作スイッチから遠隔操作可能な設計とする。

代替循環冷却系で使用する原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニットは、屋外の第1保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリアに保管し、重大事故等時は、原子炉建屋付近の屋外に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.7-3に示す設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプI）は、屋外の第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリアに保管し、重大事故等時は、屋外の取水口又は海水ポンプ室に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.7-3に示す設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプI）は、付属の操作スイッチにより、想定される重大事故等時において、設置場所から操作可能な設計とする。

また、代替循環冷却系運転後における配管等の周囲の線量低減のため、フラ

ッシングが可能な設計とする。

(50-4, 50-5, 50-8, 50-9)

表 3.7-2 想定する環境条件及び荷重条件
(代替循環冷却ポンプ, 残留熱除去系熱交換器)

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋内の原子炉棟外, 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。
屋外の天候に影響	原子炉建屋内の原子炉棟外, 原子炉建屋原子炉棟内に設置するため, 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)・積雪	原子炉建屋内の原子炉棟外, 原子炉建屋原子炉棟内に設置するため, 風(台風)及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表 3.7-3 想定する環境条件及び荷重条件
(熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ(タイプI))

環境条件等	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対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	常時海水を通水する機器については海水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ことを確認し, 輪留め等で固定可能な設計とする。
風(台風)・積雪	屋外で想定される風荷重及び積雪荷重を考慮して, 機能を損なわない設計とする。
電磁的障害	重大事故等時においても, 電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第二号）

(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」に示す。

代替循環冷却ポンプの起動及び系統構成に必要な弁操作は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、また、緊急用交流電源切替盤 2G 系及び 2C 系（又は 2D 系）を中央制御室から遠隔操作することで、給電元の切替えも可能な設計とする。中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニットは、原子炉建屋付近まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な車両設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、海水ポンプ室又は取水口まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な車両設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、付属の操作スイッチから起動する設計とする。熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の操作は、操作者の操作性、監視性及び識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用するホースの接続作業は、特殊な工具及び技量を必要としない、簡便な接続方式である嵌合構造とし、一般的な工具を使用することにより、確実に接続が可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の操作に必要な弁のうち、原子炉建屋原子炉棟内に設置する RCW 常用冷却水供給側分離弁(A)、RCW 常用冷却水戻り側分離弁(A)、RCW 代替冷却水不要負荷分離弁(A)及び RHR 熱交換器(A)冷却水出口弁は、いずれも中央制御室の操作スイッチによる遠隔操作で弁を開閉することが可能な設計とする。中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

また、原子炉補機代替冷却水系の操作に必要な弁のうち、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置する RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁(A)、RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁(C)、RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁(A)及び RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁(C)並びに屋外の熱交換器ユニットに設置する

淡水ポンプ出口弁は、設置場所での操作が可能な設計とし、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

また、代替循環冷却系運転中に残留熱除去系ストレーナが閉塞した状況を想定し、残留熱除去系ストレーナを逆洗操作することが可能な設計とする。具体的な操作としては、残留熱除去系に大容量送水ポンプ（タイプⅠ）又は大容量送水ポンプ（タイプⅡ）から外部水源を供給することにより、逆洗操作を実施する。

表3.7-4に操作対象機器の操作場所を示す。

(50-4, 50-5, 50-8)

表 3.7-4 操作対象機器

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
代替循環冷却ポンプ	起動・停止	原子炉建屋地下 3 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ操作	
RHR ポンプ (A) S/C 吸込弁	全閉→全開	原子炉建屋地下 3 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
代替循環冷却ポンプ吸込弁	全閉→全開	原子炉建屋地下 3 階 (原子炉建屋内原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
代替循環冷却ポンプ流量調整弁	全閉→調整開	原子炉建屋地下 3 階 (原子炉建屋内原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
RHR 熱交換器 (A) バイパス弁	全開→調整開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
RHR A 系 LPCI 注入隔離弁	全閉→全開	原子炉建屋地下 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
RHR A 系格納容器スプレィ流量調整弁	全閉→調整開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
RHR A 系格納容器スプレィ隔離弁	全閉→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
RHR MUWC 連絡第一弁	全閉→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
RHR MUWC 連絡第二弁	全閉→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	原子炉建屋地下 2 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	原子炉建屋地下 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	全閉→調整開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
RHR B 系 LPCI 注入隔離弁	全閉→全開	原子炉建屋地下 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁	全閉→調整開	原子炉建屋地下 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁	全閉→全開	原子炉建屋地下 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	

(次項へ続く)

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
熱交換器ユニット	停止→起動	屋外	屋外	スイッチ操作	
大容量送水ポンプ(タイプ I)	停止→起動	屋外	屋外	スイッチ操作	
ホース	ホース接続	屋外	屋外	手動操作	
淡水ポンプ出口弁	全閉→調整開	屋外	屋外	手動操作	
RCW 常用冷却水供給側分離弁 (A)	全開→全閉	原子炉建屋地下 3 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ操作	
RCW 常用冷却水戻り側分離弁 (A)	全開→全閉	原子炉建屋地下 3 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ操作	
RCW 代替冷却水不要負荷分離弁 (A)	全開→全閉	原子炉建屋地下中 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (A)	全閉→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	熱交換器ユニット接続口(北)接続時
RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (C)	全閉→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	熱交換器ユニット接続口(建屋内)接続時
RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (A)	全閉→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	熱交換器ユニット接続口(北)接続時
RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (C)	全閉→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	熱交換器ユニット接続口(建屋内)接続時
RHR 熱交換器(A)冷却水出口弁	全閉→調整開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (A)	全閉→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	熱交換器ユニット接続口(北)接続時
RCW 代替冷却水 FPC 他負荷戻り側連絡弁 (C)	全閉→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	熱交換器ユニット接続口(建屋内)接続時
FPC 熱交換器(A)冷却水出口弁	調整開→調整開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
緊急用交流電源切替盤 2G 系	DB→SA	原子炉建屋 地上 2 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ操作	非常用高圧母線機能喪失時に切替え操作実施
緊急用交流電源切替盤 2C 系	DB→SA	原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ操作	
緊急用交流電源切替盤 2D 系	DB→SA	原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	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 項第三号）

(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」に示す。

代替循環冷却系及び残留熱除去系熱交換器は、表 3.7-5 及び表 3.7-6 に示すように発電用原子炉の運転中に機能・性能試験、弁動作試験が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に機能・性能試験、弁動作試験と分解検査、開放検査、外観検査が可能な設計とする。

代替循環冷却ポンプは、発電用原子炉の停止中にケーシングカバーを取り外して、ポンプ部品（軸、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。

残留熱除去系熱交換器は、発電用原子炉の停止中に鏡板を取り外して、熱交換器部品（伝熱管等）の状態を確認する開放検査が可能な設計とする。

また、発電用原子炉の運転中又は停止中に、サプレッションチェンバを水源とし、代替循環冷却ポンプを起動させサプレッションチェンバへ送水する試験を行うテストラインを設けることで、機能・性能試験及び漏えいの有無の確認が可能な系統設計とする。なお、RHR A 系 LPCI 注入隔離弁、RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁、RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁、RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁、RHR B 系 LPCI 注入隔離弁、原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁及び原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁については、上記の試験に加えて、発電用原子炉の運転中又は停止中に弁開閉試験を実施することで機能・性能が確認可能な設計とする。

(50-6)

表 3.7-5 代替循環冷却系の試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	運転性能、漏えい有無の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能、漏えい有無の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ各部の状態を目視等で確認
	外観検査	ポンプ外観の確認

表 3.7-6 残留熱除去系熱交換器の試験及び検査

発電用原子炉の 状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	漏えい有無の確認
停止中	漏えい試験	漏えい有無の確認
	開放検査	熱交換器部品の表面状態を，目視等 で確認
	外観検査	熱交換器外観の確認

原子炉補機代替冷却水系は，表 3.7-7 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験，弁動作試験，分解検査及び外観検査が可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニットは，発電用原子炉の運転中又は停止中に運転性能（吐出圧力，流量）及び漏えいの有無を確認可能な設計とするとともに，淡水ポンプ及び熱交換器等を分解し，内部構成部品の状態を目視等で確認することが可能な設計とする。また，車両としての運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）を水源とする他系統と独立したテストラインにより，運転性能（吐出圧力，流量）及び漏えいの有無を確認可能な設計とする。また，車両としての運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用するホース及び除熱用ヘッダは，発電用原子炉の運転中又は停止中に，機能・性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂，腐食等の有無を目視で確認することが可能な設計とする。

また，原子炉補機代替冷却水系の弁は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，弁の動作試験を実施することで機能・性能の確認が可能な設計とする。

(50-6)

表 3.7-7 原子炉補機代替冷却水系の試験及び検査

発電用原子炉の 状態	項目	内容
運転中又は 停止中	機能・性能試験	運転性能の確認，漏えいの有無の確認， 車両運転状態の確認
	弁動作試験	弁の開閉動作の確認
	分解検査	熱交換器ユニットの淡水ポンプ，熱交換 器等を分解し，各部を目視等で確認
	外観検査	き裂，腐食等の有無を目視で確認

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(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」に示す。

代替循環冷却系は、本来の用途以外の用途には使用しない。

なお、代替循環冷却系は、通常時に使用する系統である残留熱除去系及び補給水系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。通常時に使用する系統から速やかに切替え操作が可能なように、弁を中央制御室から遠隔操作が可能な設計とする。

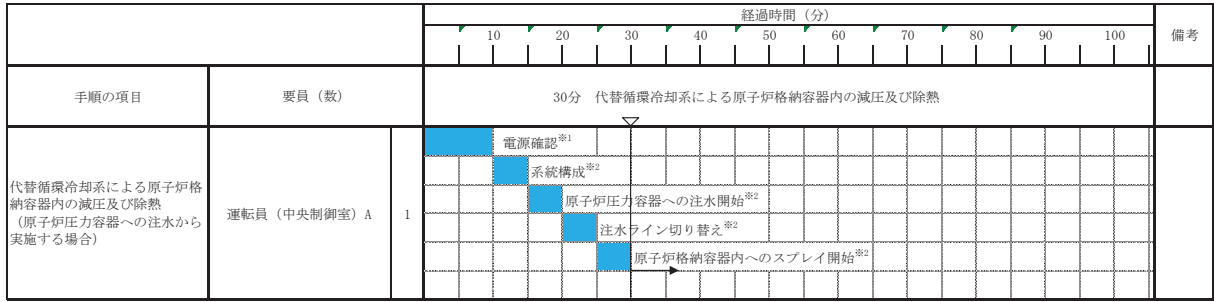
これらの弁については、中央制御室での操作スイッチによる操作により容易に操作可能な設計とすることで、図 3.7-4 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、本来の用途以外の用途には使用しない。

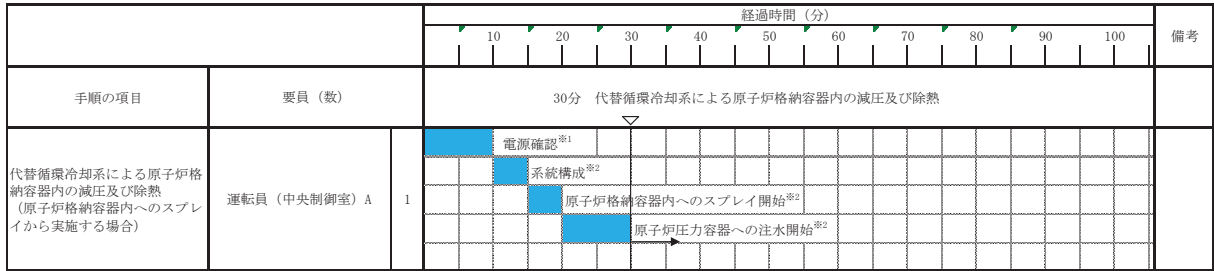
なお、原子炉補機代替冷却水系は、通常時に使用する系統である原子炉補機冷却水系から重大事故等時に対処するために系統を切り替える場合、熱交換器ユニット（北）接続口接続時の原子炉補機代替冷却水系 A 系への切り替え操作としては、弁開閉操作（RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁(A)及び RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁(A)の全開操作、RCW 代替冷却水不要負荷分離弁(A)の全閉操作、並びに RHR 熱交換器(A)冷却水出口弁及び淡水ポンプ出口弁の調整開操作）、ホース敷設及び接続作業、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の移動、設置、起動操作を行う。

これらの弁については、中央制御室での操作スイッチによる操作及び設置場所での手動操作により容易に操作可能な設計とすることで、図 3.7-5 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。

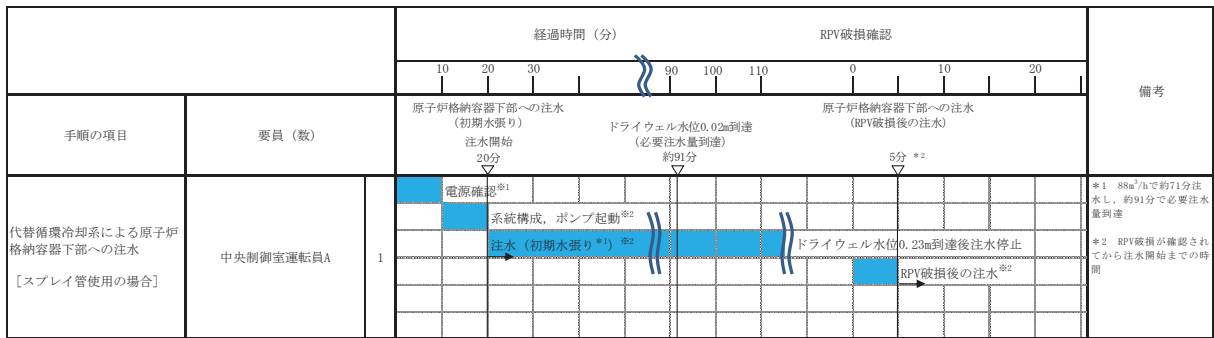
(50-5)



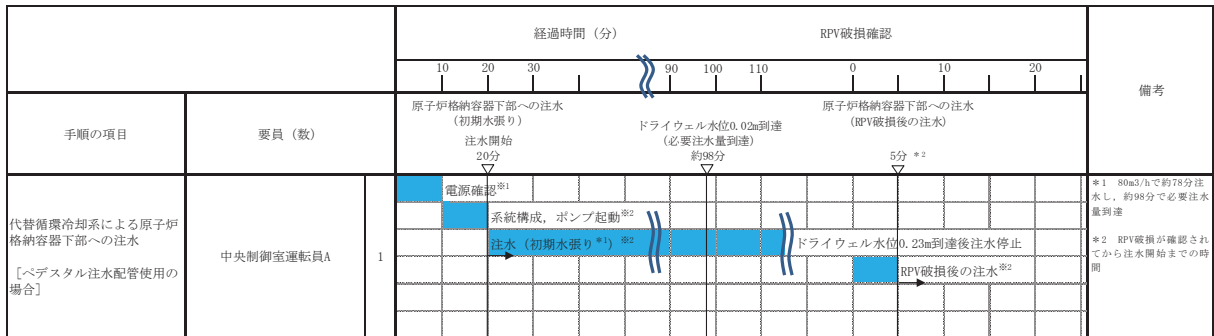
※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間



※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間



※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間



※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

図 3.7-4 代替循環冷却系のタイムチャート**1

手順の項目	要員(数)	経過時間(時間)											備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11				
原子炉補機代替冷却水系A系による補機冷却水確保(海水ポンプ室から海水を取水する場合)	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}	系統構成 ^{※2}												455分 原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保
		2														
	現場運転員B, C	2														
		2														
	重大事故等対応要員A~C	3														
		3														
		3														
		3														
	重大事故等対応要員D~F	3														
		3														
		3														
		3														

- ※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
- ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
- ※3: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間
- ※4: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間
- ※5: 大容量送水ポンプ(タイプI)及びホースの保管場所は第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリア
- ※6: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
- ※7: 設計状況を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間
- ※8: 大容量送水ポンプ(タイプI)の移動距離として、第1保管エリアから取水口までを想定した移動時間と大容量送水ポンプ(タイプI)の設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
- ※9: 大容量送水ポンプ(タイプI)の起動実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
- ※10: 熱交換器ユニットの移動距離として、第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
- ※11: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
- ※12: 熱交換器ユニットの設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間

図 3.7-5 原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保 タイムチャート (A系接続)(海水ポンプ室から海水を取水する場合) **2

**1: 「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1.7及び1.8で示すタイムチャート

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

(5) 悪影響の防止(設置許可基準規則第43条第1項第五号)

(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」に示す。

代替循環冷却系は重大事故時に残留熱除去系と補給水系を繋ぐことで系統を構成するが、通常時は、RHR MUWC 連絡第一弁及びRHR MUWC 連絡第二弁を常時閉

とすることで、残留熱除去系と補給水系に対して相互に悪影響を及ぼさない設計とする。また、代替循環冷却系は、通常時は代替循環冷却ポンプ吸込弁及び代替循環冷却ポンプ流量調整弁を閉止することで隔離する系統構成としており、残留熱除去系へ悪影響を及ぼさない設計とする。他系統との隔離弁を表 3.7-8 に示す。

代替循環冷却系を用いる場合は、弁操作により重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、サブプレッションチェンバのプール水に含まれる放射性物質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。

代替循環冷却系で使用する原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

原子炉補機代替冷却水系は、取合系統である原子炉補機冷却水系と隔離可能な弁を設置することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。取合系統との隔離弁を表 3.7-8 に示す。

また、原子炉補機代替冷却水系を用いる場合は、弁操作によって、重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、系統運転時には原子炉補機冷却水系と原子炉補機代替冷却水系を同時に使用しないことで、相互の機能に影響を及ぼさない運用とする。

熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）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、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

なお、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、重大事故等時において、代替循環冷却系による原子炉格納容器の減圧及び除熱と燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱を同時に使用するため、各系統の必要な除熱量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

(50-4, 50-5, 50-6)

表 3.7-8 代替循環冷却系の通常時における他系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	状態
残留熱除去系 補給水系	RHR MUWC 連絡第一弁	電動駆動	通常時閉
	RHR MUWC 連絡第二弁	電動駆動	通常時閉
残留熱除去系	代替循環冷却ポンプ吸込弁	電動駆動	通常時閉
	代替循環冷却ポンプ流量調整弁	電動駆動	通常時閉
原子炉補機冷 却水系	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (A)	手動操作	通常時閉
	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (A)	手動操作	通常時閉
	RCW 代替冷却水 RHR 負荷供給側連絡弁 (C)	手動操作	通常時閉
	RCW 代替冷却水 RHR 負荷戻り側連絡弁 (C)	手動操作	通常時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

(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。

代替循環冷却系の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.7-4 に示す。これらの設備は全て操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ない中央制御室で操作可能な設計とする。

また、代替循環冷却系で使用する原子炉補機代替冷却水系の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.7-4 に示す。また、中央制御室及び原子炉建屋内の原子炉棟外にて操作を行う機器は、操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。なお、屋外にホースを設置する場合は、放射線量を確認して、適切な放射線対策に基づき作業安全を確保した上で作業を実施する。

代替循環冷却系の運転開始後において系統の配管周辺が高線量になる範囲を最小限にするため、主ラインからの分岐部については、可能な限り主ラインから最も近い弁（第一止め弁）で閉止する運用とする。

また、代替循環冷却系が機能喪失した場合に必要な操作及び監視、代替循環冷却系の運転と同時に必要な操作、代替循環冷却系運転時に必要な復旧作業（残留熱除去系の復旧作業）において、放射線によるアクセス性への影響を低減するため、高線量が想定される箇所については遮蔽体を配備する等の適切な放射線防護対策を行う。

なお、代替循環冷却系運転後長期における系統周りの線量低減対策として、系統水を入れ替えるためにフラッシング可能な設計としている。具体的な操作としては、残留熱除去系に大容量送水ポンプ（タイプⅠ）又は大容量送水ポンプ（タイプⅡ）から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。

(50-4, 50-8)

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項第一号）

(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原子炉格納容器の破損を防止するとともに、原子炉格納容器の除熱をする設計とする。また、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心の冷却が可能な設計とする。

代替循環冷却ポンプの容量は、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必要な容量を有する設計とする。また、原子炉格納容器の下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を有する設計とする。

代替循環冷却系の流量としては、炉心損傷後の原子炉格納容器破損防止の評価事故シーケンスのうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」又は、「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に係る有効性評価解析において有効性が確認されている循環流量が150m³/h（原子炉圧力容器への注水流量が50m³/h、原子炉格納容器へのスプレイ流量が100m³/h）である。また、代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への流量としては、運転中の原子炉における格納容器破損モードのうち、熔融炉心・コンクリート相互作用に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉格納容器下部注水時（原子炉圧力容器下鏡温度300℃到達時）の注水流量が70m³/h以上、原子炉格納容器へのスプレイ流量が88 m³/h以上又は、熔融炉心冷却時の注水流量は50m³/h以上である。

代替循環冷却ポンプは、水源と移送先の圧力差及び静水頭並びに機器、配管及び弁類の圧力損失を考慮し、代替循環冷却ポンプ1台運転で注水流量150m³/h達成可能な設計とする。

代替循環冷却系で使用する残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故対処設備

の残留熱除去系と兼用しており、設計基準事故対処設備としての伝熱容量が、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必要な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。

残留熱除去系熱交換器の容量は、重大事故等対処設備として使用する場合における熱交換量がサプレッションチェンバのプール水温約 150℃の場合において約 14.7MW であるが、重大事故等対処設備として想定する条件での必要伝熱面積に対して、設計基準事故対処設備として想定する条件での必要伝熱面積が大きことから、設計基準事故対処設備としての海水温度 26℃、サプレッションチェンバのプール水温 52℃の場合の熱交換量約 8.8MW とする。

(50-7)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項第二号）

(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」に示す。

代替循環冷却系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項第三号）

(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」に示す。

代替循環冷却系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ものと整理するが、原子炉格納容器の過圧破損防止の同一目的である原子炉格納容器フィルタベント系に対して、共通要因によって同時に機能を損な

わないう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。また、非常用交流電源設備に対して多様性を有する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駆動できる設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板は原子炉建屋原子炉棟内に設置し、代替循環冷却ポンプは原子炉建屋内の原子炉棟外に、残留熱除去系熱交換器及びサプレッションチェンバは原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板とは異なる区画の原子炉建屋原子炉棟内に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

代替循環冷却ポンプは、設計基準事故対処設備である残留熱除去系ポンプと共通要因によって同時に機能が損なわれるおそれがないよう、位置的分散を図る設計とする。また、それぞれ異なる電源から供給することで多様性を有した設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の常設設備である熱交換器ユニット接続口から原子炉補機冷却系に繋がるまでの弁及び配管は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却系と共通要因によって同時に機能が損なわれないよう、可搬型重大事故等設備として熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）を設置する。「(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）」の適合性で示す。

(50-2, 50-4, 50-5)

3.7.2.1.3.3 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 項第一号）

(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。

原子炉補機代替冷却水系は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の破損を防止するとともに、原子炉格納容器の除熱をするために必要な熱交換器の容量を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な熱交換量及びポンプ流量を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系は、熱交換器ユニット 1 台及び大容量送水ポンプ(タイプ I) 1 台を使用し、代替循環冷却系の運転を行う場合に除熱効果が確認されている容量である 14.7 MW 以上を除熱可能な設計とする。

なお、熱交換器ユニットの熱交換量は約 20 MW、大容量送水ポンプ(タイプ I)の流量 1200m³/h として設計することで、有効性評価「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」シナリオにおいて原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系の運転を行う場合又は有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用する場合)」若しくは「高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」シナリオにおいて原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系の運転を行う場合と同時に、重大事故等時における燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱に必要な容量を確保可能な設計とする。

熱交換器ユニットは、1 台で使用することから、保有数は 2 セットで 2 台、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で 1 台の合計 3 台を確保する。

大容量送水ポンプ(タイプ I)は、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として 1 台、また、「低圧代替注水系(可搬型)、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)、原子炉格納容器下部注水系(可搬型)、燃料プール代替注水系(常設配管)、燃料プール代替注水系(可搬型)、燃料プールのスプレイ系(常設配管)、燃料プールのスプレイ系(可搬型)、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統への注水設備及び水の供給設備との同時使用時にはさらに 1 台使用することから、1 セット 2 台使用する。保有数は 2 セットで 4 台、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で 1 台の合計 5 台を確保する。

(50-7)

(2) 確実な接続(設置許可基準規則第 43 条第 3 項第二号)

(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」に示す。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニットと接続口の接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

熱交換器ユニットから除熱用ヘッダまでのホース及び接続部は、口径を 300A に統一する設計とする。

除熱用ヘッダから接続口までのホース及び接続部は、口径を 200A に統一する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニットと大容量送水ポンプ（タイプ I）との接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）から熱交換器ユニットまでのホース及び接続部は、口径を 300A に統一する設計とする。

熱交換器ユニットから海までのホース及び接続部は、口径を 300A に統一する設計とする。

(50-4, 50-8)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第三号）

(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」に示す。

原子炉補機代替冷却水系に使用する接続口は、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，互いに異なる複数箇所に設置し，かつ原子炉格納容器フィルタベント系と異なる区画に設置する設計とする。

具体的には，原子炉補機代替冷却水系 A 系に接続する接続口を原子炉建屋北側に 1 箇所及び原子炉建屋内の原子炉棟外に 1 箇所設置することで互いに異なる複数の場所に接続口を設ける設計とする。なお，代替循環冷却系は残留熱除去系 A 系の熱交換器を使用するため，原子炉補機代替冷却水系 B 系の接続口については使用しない。

(50-8)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第四号）

(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。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、屋外で使用する設備であり、想定される重大事故等時における放射線を考慮しても、設置及び接続口への接続作業が可能であると想定している。仮に放射線量が高い場合は、放射線量を測定し、線源からの離隔距離をとり放射線量が低い場所に設置すること等により、設備の設置及び常設設備との接続を可能とする。なお、現場での接続作業は、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に速やかに接続が可能な設計とする。

(50-4, 50-8)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第五号）

(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」に示す。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）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、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水系熱交換器並びに常設重大事故等対処設備である原子炉格納容器フィルタベント系と位置的分散を図り、複数箇所に分散して保管する設計とする。

(50-9)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第六号）

(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」に示す。

原子炉補機代替冷却水系に使用する熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、通常時は第 1 保管エリア，第 2 保管エリア，第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管し、想定される重大事故等時においても、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、複数のアクセスルートを確保する。

（「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」参照）

(50-10)

(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 項第七号）

(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」に示す。

原子炉補機代替冷却水系は、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るが、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）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等対処設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、表 3.7-9 に示す設計とすることにより、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）及び常設重大事故等対処設備である原子炉格納容器フィルタベント系に対して、多様性を有し、位置的

分散を図る設計とする。

また、最終ヒートシンクについても、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）及び原子炉補機代替冷却水系が海であることに対し、原子炉格納容器フィルタベント系は大気とし、多様性を図る設計とする。

(50-2, 50-4, 50-5, 50-8, 50-9)

表 3.7-9 多様性，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	
	原子炉補機冷却水系 (原子炉補機冷却海水系を含む)	原子炉補機 代替冷却水系	原子炉格納容器 フィルタベント系
ポンプ (淡水)	原子炉補機冷却水ポンプ	熱交換器ユニット	-
	原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋外 (第1保管エリア， 第3保管エリア及び 第4保管エリア)	
ポンプ (海水)	原子炉補機冷却海水ポンプ	大容量送水ポンプ (タイプ I)	-
	屋外 (海水ポンプ室)	屋外 (第1保管エリア， 第2保管エリア， 第3保管エリア及び 第4保管エリア)	
熱交換器	原子炉補機冷却水系熱交換器	熱交換器ユニット	-
	原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋外 (第1保管エリア， 第3保管エリア及び 第4保管エリア)	
最終 ヒートシンク	海	海	大気
駆動電源 (ポンプ (淡 水))	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	不要 (付属空冷式ディーゼルエンジン)	不要
	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋外 (第1保管エリア， 第3保管エリア及び 第4保管エリア)	
駆動電源 (ポンプ (海 水))	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)	不要 (付属空冷式ディーゼルエンジン)	不要
	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋外 (第1保管エリア， 第2保管エリア， 第3保管エリア及び 第4保管エリア)	

3.7.2.2 原子炉格納容器フィルタベント系

3.7.2.2.1 設備概要

原子炉格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに、原子炉格納容器内に滞留する可燃性ガスを環境へ放出することを目的として設置するものである。

本システムは、フィルタ装置、フィルタ装置出口側圧力開放板、電源設備（所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備）、計装設備及び流路である原子炉格納容器調気系及び原子炉格納容器フィルタベント系の配管及び弁並びにホース等、排出元である原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）で構成する。

本システムは、炉心の著しい損傷が発生した場合において、排気圧力によりフィルタ装置出口側圧力開放板が破裂することにより、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを、原子炉格納容器調気系の配管を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から大気へ逃がすことにより、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出を低減しつつ原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることが可能な設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントは、フィルタ装置による放射性物質の低減効果に加え、サプレッションチェンバのプール水におけるスクラビング効果を期待し、サプレッションチェンバ側からの原子炉格納容器ベントを基本とする。万一、サプレッションチェンバからのベント開始を確認できない場合は、ドライウェル側からの原子炉格納容器ベントを実施する。ドライウェル側からの原子炉格納容器ベントを実施する場合には、サプレッションチェンバ内のガスは、真空破壊装置を経由してドライウェルへ排出される。

本システムには、電動駆動の隔離弁を設置し、原子炉格納容器からの排気は、この弁を開操作することにより行う。隔離弁は、全交流動力電源が喪失した場合でも、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備より受電が可能であり、さらに、遠隔手動弁操作設備を設けることで放射線量率の低い原子炉建屋の原子炉棟外から人力にて操作することができる。

ベンチュリスクラバは、ベンチュリノズル、スクラバ溶液等で構成し、ベントガスに含まれる粒子状放射性物質及び無機よう素を捕集し、保持する。

スクラバ溶液は高アルカリ性水溶液であり、ベンチュリスクラバで捕集した粒子状放射性物質を保持するとともに、アルカリ性条件下で無機よう素の捕集と再揮発防止を図る。スクラバ溶液は待機時に十分な量の薬剤を保有することにより、ベントを実施した際に原子炉格納容器から移行する酸の量を保守的に想定しても、アルカリ性を維持することができる。また、ベント時に、蒸気凝縮によるスクラバ溶液の水位上昇により機能喪失しない設計としている。さらに、フィルタ装置に捕集した放射性物質の崩壊熱によりスクラバ溶液が減少した場合に、大容量送水ポンプ（タイプ I）により、フィルタ装置へ水補給が可能な設計とする。

金属繊維フィルタは、粒子状放射性物質を捕集し、保持する。

放射性よう素フィルタには、吸着材（銀ゼオライト）を充填し、ベントガスを通過させることにより、有機よう素及び無機よう素を捕集する。

ベント時に系統内を通過する可燃性ガスの爆発防止等の対策として、系統待機時は系統内を窒素で不活性化する設計とする。このため、フィルタ装置から放出口へ至る配管上には、窒素封入時に大気と隔離するため、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分低い差圧にて破裂する圧力開放板を設ける設計とし、原子炉格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならない設計とする。使用後には、ベントガスに含まれる可燃性ガス及びフィルタ装置で捕集した放射性物質による水の放射線分解によって発生する可燃性ガスが系統内に滞留し、可燃限界に至ることを防止するため、可搬型窒素ガス供給装置により窒素を供給することで、系統内の掃気及び不活性化を行う設計とする。

また、フィルタ装置から放出口へ至る配管は、放出口のある原子炉建屋屋上に向かって連続上り勾配とし、ベント時の可燃性ガスの滞留を防止する設計とする。系統内で可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所については、可燃性ガスを連続して排出するバイパスラインを設置し、可燃性ガスが局所的に滞留しない設計とする。

フィルタ装置は、原子炉建屋原子炉棟内に設置することにより、使用後に高線量となるフィルタ装置等から作業員が受ける被ばくを低減できる設計とする。

本系統の系統概要図を図 3.7-6 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.7-10 に示す。

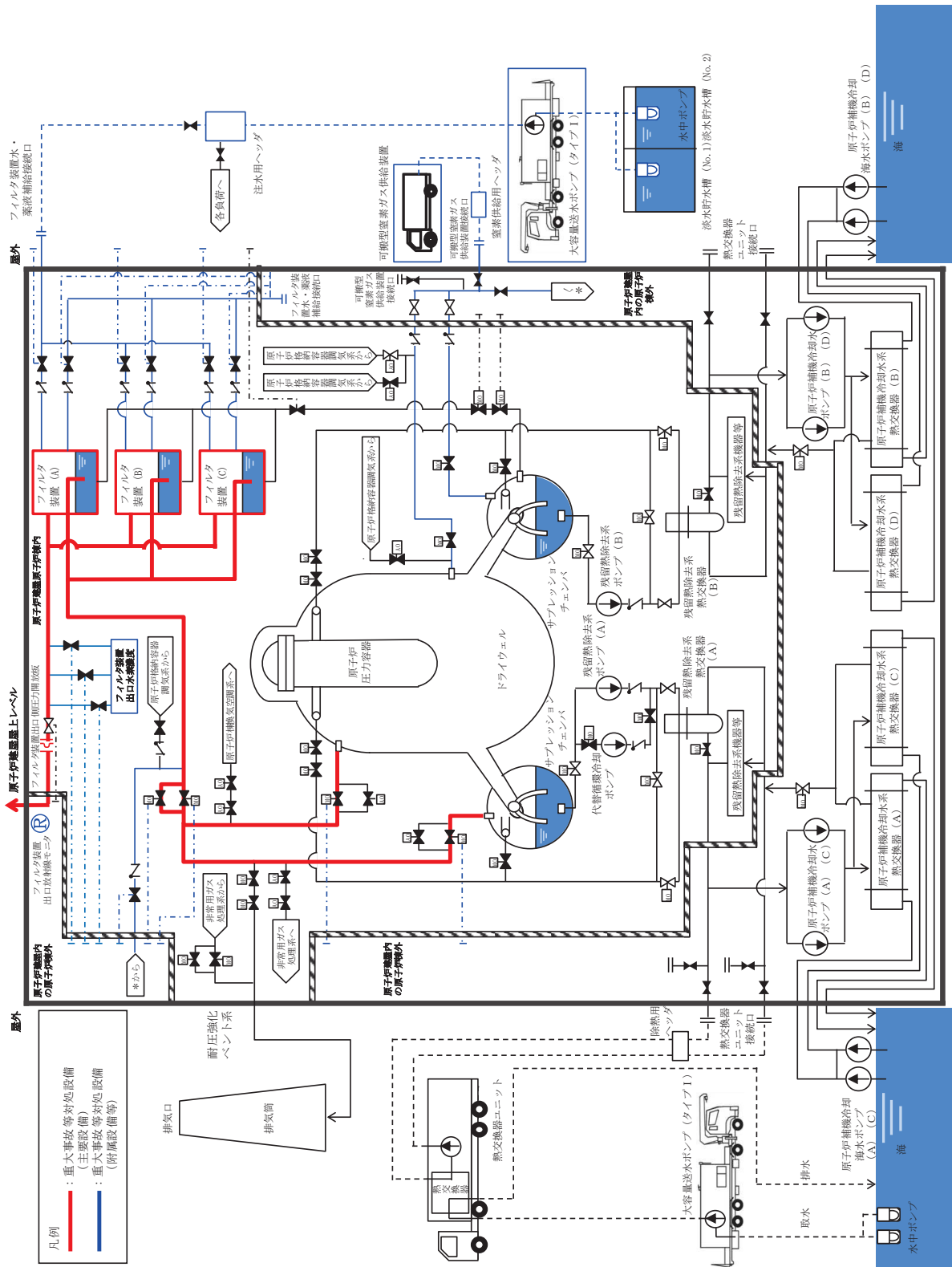


図 3.7-6 原子炉格納容器フィルタベント系系統概要図

表 3.7-10 原子炉格納容器フィルタベント系に関する重大事故等対処設備

設備区分	設備名
主要設備	フィルタ装置【常設】 フィルタ装置出口側圧力開放板【常設】
附属設備	可搬型窒素ガス供給装置【可搬】 遠隔手動弁操作設備【常設】 大容量送水ポンプ（タイプ I）【可搬】 ホース延長回収車【可搬】
排出元	原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）【常設】
水源*1	淡水貯水槽（No. 1）【常設】 淡水貯水槽（No. 2）【常設】
流路	原子炉格納容器調気系 配管，弁【常設】 原子炉格納容器フィルタベント系 配管，弁【常設】 ホース，窒素供給用ヘッダ，接続口【可搬】 ホース・注水用ヘッダ・接続口【可搬】
注水先	—
電源設備*2	所内常設蓄電式直流電源設備 125V 蓄電池 2A【常設】 125V 充電器盤 2A【常設】 上記所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 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 125V 代替蓄電池【常設】 可搬型代替直流電源設備 125V 代替蓄電池【常設】 125V 代替充電器盤【常設】 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【常設】

(次項へ続く)

設備区分	設備名
計装設備*3	フィルタ装置入口圧力（広帯域）【常設】 フィルタ装置出口圧力（広帯域）【常設】 フィルタ装置水位（広帯域）【常設】 フィルタ装置水温度【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ【常設】 フィルタ装置出口水素濃度【常設】 ドライウェル圧力【常設】 圧力抑制室圧力【常設】 ドライウェル温度【常設】 圧力抑制室内空気温度【常設】 サプレッションプール水温度【常設】

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

*2：単線結線図を補足説明資料50-2に示す。
電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

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

主要機器を以下に示す。

(1) フィルタ装置

材料 : スクラバ溶液 : (pH13 以上)
 金属繊維フィルタ :
 放射性よう素フィルタ : 銀ゼオライト

除去効率 : 99.9% (粒子状放射性物質に対して)
 99.8% (無機よう素に対して)
 98% (有機よう素に対して)

最高使用圧力 : 854kPa [gage]
 最高使用温度 : 200℃
 系統設計流量 : 約 10.0kg/s
 個数 : 1
 取付箇所 : 原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(2) フィルタ装置出口側圧力開放板

設定破裂圧力	:	約 100kPa (差圧)
個数	:	1
取付箇所	:	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)

3.7.2.2.3 設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.7.2.2.3.1 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。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板は, 原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内) に設置する設備であることから, 想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し, その機能を有効に発揮することができるよう, 表 3.7-11 に示す設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系の操作は, 中央制御室の操作スイッチから遠隔操作可能な設計とする。また, 電源喪失時においても, 遠隔手動弁操作設備を設けることで, 原子炉建屋内の原子炉棟外から人力操作が可能な設計とする。

また, 降水及び凍結により機能を損なわないよう, 放出口が屋外に開放される配管については雨水が侵入し難い構造とするとともに蓄積しない構造とする。

(50-4, 50-5)

表 3.7-11 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	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。
屋外の天候に影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，天候による影響は受けない。
海水を通水するシステムへの影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを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）・積雪	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に操作が必要な弁は、いずれも中央制御室からの遠隔操作が可能な設計とする。また、電源喪失時においては、原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備により人力で操作可能な設計とする。

また、流路に設置するフィルタ装置出口側圧力開放板は、原子炉格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分低い圧力で破裂する設計とすることで操作が不要な設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系使用時に、原子炉格納容器フィルタベント系に接続されるシステムとの隔離のための弁（ベント用 SGTS 側隔離弁，ベント用 HVAC 側隔離弁，PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁）については、中央制御室において閉操作又は閉確認をすることが可能な設計とする。なお、非常用ガス処理系，原子炉建屋原子炉棟換気空調系及び耐圧強化ベント系には、原子炉格納容器フィルタベント系との隔離を確実にするため、通常時閉の隔離弁を直

列に2弁設置する。これらの弁のうち、原子炉建屋原子炉棟換気空調系及び非常用ガス処理系の弁は、通常時閉であり、駆動源喪失時にはフェイルクローズにより閉となる空気作動弁である。また、耐圧強化ベント系の弁は、通常時閉であり、駆動源喪失時にはフェイルアズイズの電動弁であるが、原子炉格納容器フィルタベント系使用時する際には、これらの弁が閉であることを確認する運用とする。

中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作できる設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系の操作に必要な機器を表 3.7-12 に示す。

(50-4, 50-5)

表 3.7-12 原子炉格納容器フィルタベント系の操作対象設備リスト

設備名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
フィルタ装置 (A)	—	原子炉建屋 地上1階(原子 炉建屋原子炉 棟内)	—	—	
フィルタ装置 (B)	—	原子炉建屋 地上1階(原子 炉建屋原子炉 棟内)	—	—	
フィルタ装置 (C)	—	原子炉建屋 地上1階(原子 炉建屋原子炉 棟内)	—	—	
フィルタ装置 出口側圧力開放 板	閉止→破裂	原子炉建屋 地上1階(原子 炉建屋原子炉 棟内)	—	—	
S/C ベント用出 口隔離弁	全閉→全開	原子炉建屋 地下2階(原子 炉建屋原子炉 棟内)	中央制御室	スイッチ操作	サプレッション チェーン バからのベ ント時
	全閉→全開		原子炉建屋 地下1階(原 子炉建屋内の 原子炉棟外)	人力操作 (遠隔手動 弁操作設備)	
D/W ベント用出 口隔離弁	全閉→全開	原子炉建屋 地上1階(原子 炉建屋原子炉 棟内)	中央制御室	スイッチ操作	ドライウェ ルからのベ ント時
	全閉→全開		原子炉建屋 地上1階(原 子炉建屋内の 原子炉棟外)	人力操作 (遠隔手動 弁操作設備)	

(次項へ続く)

設備名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
FCVS ベントライン隔離弁 A	全閉→全開	原子炉建屋 地上 2 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	どちらか一方を開
	全閉→全開		原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	人力操作 (遠隔手動弁操作設備)	
FCVS ベントライン隔離弁 B	全閉→全開	原子炉建屋 地上 2 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
	全閉→全開		原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	人力操作 (遠隔手動弁操作設備)	
ベント用 HVAC 側隔離弁	全閉確認	原子炉建屋 地上 2 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作 ※1	
ベント用 HVAC 側止め弁	全閉確認	原子炉建屋 地上 2 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作 ※1	
ベント用 SGTS 側隔離弁	全閉確認	原子炉建屋 地上 2 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作 ※1	
ベント用 SGTS 側止め弁	全閉確認	原子炉建屋 地上 2 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作 ※1	
PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	全閉確認	原子炉建屋 地上 2 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作 ※1	
PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁	全閉確認	原子炉建屋 地上 2 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作 ※1	

※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

(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」に示す。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は、表 3.7-13 に示すように、発電用原子炉の停止中に開放検査及び機能・性能試験が可能な設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は、発電用原子炉の停止中にマンホールを開放し、内部構造物の外観の確認が可能な設計とする。スクラバ溶液は、サンプリングを行い、pH 確認が可能な設計とする。また、放射性よう素フィルタは、内部に設置されている銀ゼオライト試験片を用いた吸着性能確認が可能な設計とする。

フィルタ装置出口側圧力開放板は、発電用原子炉の停止中にホルダーから取り外して、定期的に取り替えが可能な設計とする。

また、原子炉格納容器フィルタベント系において、原子炉格納容器から放出口までの主ラインを構成する電動弁については、表 3.7-13 に示すように発電用原子炉の停止中に機能・性能試験及び弁動作試験が可能な設計とする。発電用原子炉の運転中については、弁の開閉試験により系統内に封入されている窒素が外部に排出されることを防止するため、開閉試験は実施しない。また、機能性能試験として、原子炉格納容器フィルタベント系の主配管は漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

(50-6)

表 3.7-13 原子炉格納容器フィルタベント系の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	スクラバ溶液 pH 確認
		銀ゼオライト吸着性能確認
		漏えい有無の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	開放検査	各部の目視点検
		圧力開放板の取替

(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」に示す。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板は、本来の用途以外の用途には使用しない。

原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを実施する

場合には、流路に接続される弁を開操作することにより、ベントガスをフィルタ装置に導くことが可能である。

これらの操作は、中央制御室の操作スイッチによる操作が可能な設計とし、また、電源喪失時においては、原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備により人力で操作可能な設計とする。

これにより、図 3.7-7 及び図 3.7-8 で示すタイムチャートのとおり、速やかに切り替えることが可能である。

(50-5)

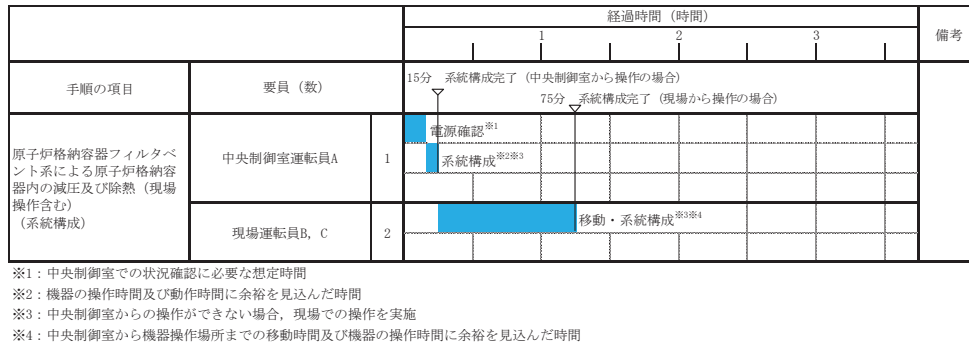


図 3.7-7 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) タイムチャート (系統構成) *

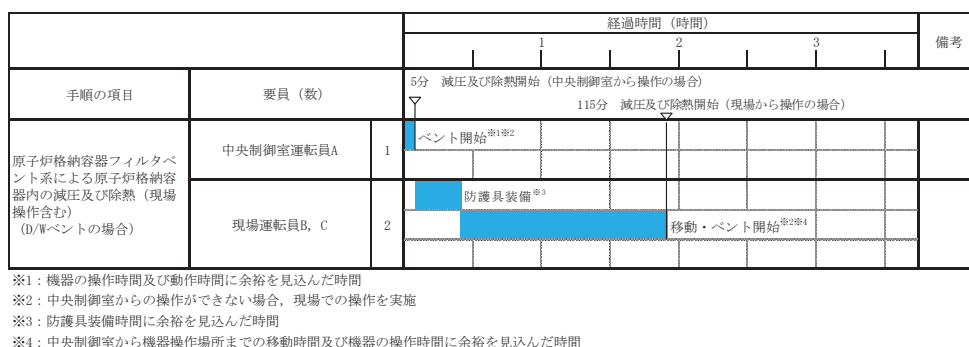
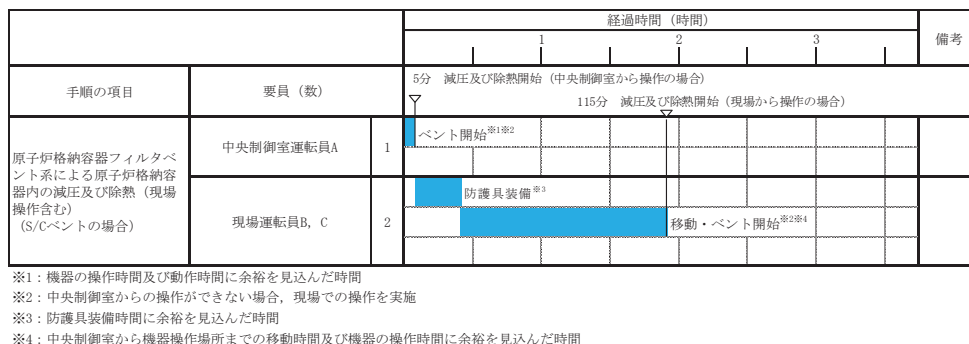


図 3.7-8 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) タイムチャート (ベント操作) *

*: 「実用発電用原子炉にかか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 1.7 に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」に示す。

原子炉格納容器フィルタベント系には，原子炉格納容器調気系，非常用ガス処理系，原子炉建屋原子炉棟換気空調系及び耐圧強化ベント系が接続される。

通常時に使用する系統としては，表 3.7-14 のとおり，原子炉格納容器調気系があるが，FCVS ベントライン隔離弁を閉状態とすることでこれらの系統とは隔離され，悪影響を防止する。

一方で，重大事故等時において原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に，排出経路を構成するための隔離境界箇所は，表 3.7-15 のとおりである。

原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際に，それぞれの系統と隔離する弁は直列に 2 弁設置し，流路構成することにより，取合系統に悪影響を及ぼさない設計とする。これらのうち，原子炉格納容器フィルタベント系と非常用ガス処理系及び原子炉格納容器調気系を隔離する弁は，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作動弁である。また，原子炉格納容器フィルタベント系と耐圧強化ベント系を隔離する弁は，通常時閉の電動弁であり，電源喪失時にはアズイズとなるため，中央制御室での閉を確認する運用とする。

(50-4, 50-5)

表 3.7-14 原子炉格納容器フィルタベント系の取合系統との隔離弁（通常時）

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	状態
原子炉格納容器調気系	FCVS ベントライン隔離弁 (A)	電動駆動	通常時閉
	FCVS ベントライン隔離弁 (B)	電動駆動	通常時閉

表 3.7-15 原子炉格納容器フィルタベント系の取合系統との隔離弁（重大事故等時）

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	状態
非常用ガス処理系	ベント用 SGTS 側隔離弁	空気作動	通常時閉 電源喪失時閉
	ベント用 SGTS 側止め弁	空気作動	通常時閉 電源喪失時閉
原子炉建屋原子炉棟換気空調系	ベント用 HVAC 側隔離弁	空気作動	通常時閉 電源喪失時閉
	ベント用 HVAC 側止め弁	空気作動	通常時閉 電源喪失時閉
耐圧強化ベント系	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁※	電動駆動	通常時閉
	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁※	電動駆動	通常時閉

※ 耐圧強化ベント使用時に切替え操作が必要（中央制御室若しくは現場にて容易に切替え可能）

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項六）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置は，原子炉建屋原子炉棟内に設置することにより，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ものとする。

また，原子炉格納容器フィルタベント系の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.7-12 に示す。このうち，中央制御室で操作をする機器は，操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。また，電源喪失時においては，操作場所を放射線量が高くなるおそれが少ない原子炉建屋内の原子炉棟外としており，必要に応じ遮蔽を設置するため操作が可能である。

(50-4)

3.7.2.2.3.2 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。

原子炉格納容器フィルタベント系は、重大事故等時に原子炉格納容器内で発生する蒸気量に対して、排出可能な蒸気量を大きくすることで、原子炉格納容器を減圧するために十分な排出流量を有する設計とする。

スクラバ溶液の水位については、想定される重大事故シナリオにおいて、フィルタ装置の粒子状放射性物質に対する除去効率が金属繊維フィルタと組み合わせるとして99.9%以上確保可能な水位とする。また、当該システムを使用した際に、システム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バ溶液の水位が上昇しない設計とし、さらに、フィルタ装置のスクラバ溶液は、補給による水位の確保が可能な設計とする。

スクラバ溶液の待機時の薬液添加濃度については、想定される重大事故等時のスクラバ溶液のpH値の低下を考慮しても、無機よう素に対する除去効率が放射性よう素フィルタと組み合わせるとして99.8%以上確保可能な添加濃度とする。

金属繊維フィルタの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原子炉格納容器フィルタベント系を使用した場合に、金属繊維フィルタへ流入するエアロゾル量を算定し、金属繊維フィルタの閉塞が生じないだけの十分な容量を有する設計とする。

放射性よう素フィルタの銀ゼオライト吸着層は、想定される排気ガスの流量に対して、有機よう素に対する除去効率が98%以上となるために必要な排気ガス滞留時間を確保できる吸着層の厚さを有する設計とする。

フィルタ装置出口側圧力開放板は、原子炉格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分低い圧力（差圧約100kPa）で破裂する設計とする。

(50-7)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設

に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。

(ii) 適合性

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

原子炉格納容器フィルタベント系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準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」に示す。

原子炉格納容器フィルタベント系は、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ものと整理するが、原子炉格納容器の過圧破損防止の同一目的である代替循環冷却系に対して共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。また、非常用交流電源設備に対して多様性を有する所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により駆動可能な設計とし、代替循環冷却系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する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駆動可能な設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、代替循環冷却ポンプは原子炉建屋内の原子炉棟外に、残留熱除去系熱交換器及びサプレッションチェンバは、原子炉建屋原子炉棟内の異なる区画に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

一方で、原子炉格納容器フィルタベント系は、設置許可基準規則第 48 条においては、重大事故防止設備と整理しており、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モード) に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図る設計とする。これらの詳細については、3.5.2.2.2 項に記載のとおりである。

(50-4, 50-5)

3.7.2.3 原子炉格納容器フィルタベント系と代替循環冷却系の多様性及び可能な限りの独立性，位置的分散

原子炉格納容器フィルタベント系と代替循環冷却系は，同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，表 3.7-16 に示すとおり多様性，位置的分散を図った設計とする。原子炉格納容器フィルタベント系及び代替循環冷却系は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。原子炉格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により中央制御室から操作が可能であり，さらに，人力により確実に操作可能な設計とすることで，常設代替交流電源設備からの給電が可能な代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。代替循環冷却系に使用する原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は，原子炉建屋原子炉棟内に設置する原子炉格納容器フィルタベント系から離れた屋外の複数箇所に分散して保管することで，原子炉格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。熱交換器ユニットの接続口は，共通要因によって接続できなくなることを防止するため，互いに異なる複数箇所に設置し，かつ原子炉格納容器フィルタベント系と異なる区画に設置する設計とする。原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板は原子炉建屋原子炉棟内に設置し，代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプは原子炉建屋内の原子炉棟外に，残留熱除去系熱交換器及びサプレッションチェンバは原子炉建屋原子炉棟内の異なる区画に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。原子炉格納容器フィルタベント系と代替循環冷却系は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，流路を分離することで独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散により，原子炉格納容器フィルタベント系と代替循環冷却系は，互いに重大事故等対処設備として，可能な限りの独立性を有する設計とする。

表 3.7-16 多様性，位置的分散

項目	重大事故等対処設備		
	原子炉格納容器 フィルタベント系	代替循環冷却系	
ポンプ	不要 ^{※1}	代替循環冷却ポンプ 原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	
熱交換器		残留熱除去系熱交換器	熱交換器ユニット
		原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	屋外 (第1保管エリア, 第3保管エリア及び 第4保管エリア)
水源		サプレッションチェンバ 原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋原子炉棟内)	
潤滑方式		油浴方式	
冷却水		原子炉補機代替冷却水系	
駆動電源		常設代替交流電源設備	不要 (付属空冷式ディーゼルエンジン)
		屋外 (緊急用電気品建屋地上1階)	屋外 (第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び 第4保管エリア)

※1 原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板については，原子炉建屋地上1階（原子炉建屋原子炉棟内）の残留熱除去系熱交換器及びサプレッションチェンバと異なる区画に設置する。

3.7.3 その他設備

3.7.3.1 原子炉格納容器 pH 調整系

3.7.3.1.1 設備概要

原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際、原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッションチェンバのプール水及びペDESTALの保有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、原子炉格納容器 pH 調整系を設ける。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。

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チェンバのプール水へ流入し溶解する。また、原子炉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、サプレッションチェンバのプール水及びペDESTALの保有水が酸性化する可能性がある。サプレッションチェンバのプール水及びペDESTALの保有水が酸性化すると、水中に溶解しているよう素が有機よう素として気相部へ放出されるという知見がある。そこで、サプレッションチェンバのプール水及びペDESTALの保有水をアルカリ性に保つため、pH 調整としてアルカリ薬液（水酸化ナトリウム水溶液）をサプレッションチェンバのプール水及びペDESTALの保有水に注入する。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、サプレッションチェンバのプール水及びペDESTALの保有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。

本系統は、原子炉格納容器 pH 調整系ポンプ及び弁を中央制御室から遠隔操作することにより、原子炉格納容器 pH 調整系貯蔵タンク（薬液タンク）内の水酸化ナトリウム水溶液を原子炉格納容器 pH 調整系配管から原子炉格納容器内に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（NUREG-1465）や、米国 OakRidge National Laboratory による論文（NUREG/CR-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。NUREG-1465 では、原子炉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 調整の必要性が整理されている。また、NUREG/CR-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 調整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、女川原子力発電所 2 号炉の状況を踏まえ、サプレッションチェンバ及びペDESTAL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

原子炉格納容器 pH 調整系を使用することで、アルカリ薬液である水酸化ナトリウム水溶液を原子炉格納容器へ注入する。このため、アルカリ薬液による他の設備への悪影響として、以下の項目について確認した。

- ・直接的影響：
 - ・アルカリとの反応で原子炉格納容器が腐食することによる原子炉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原子炉格納容器の圧力上昇及び水素燃焼
- ・間接的影響：薬液タンクの破損によるアルカリ薬液の漏えい

このうち、原子炉格納容器の腐食については、pH 調整したサプレッションチェンバのプール水のアルカリ薬液（水酸化ナトリウム水溶液）は低濃度であり、原子炉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、原子炉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 EPDM を使用することから、原子炉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、水素ガスの発生については、原子炉格納容器内では配管の保温材やグレーチングに両性金属であるアルミニウムや亜鉛を使用しており、アルカリ薬液（水酸化ナトリウム水溶液）と反応することで水素ガスが発生する。しかし、原子炉格納容器内のアルミニウムと亜鉛が全量反応し水素ガスが発生すると仮定しても、ジルコニウム-水反応により発生する水素量に比べて少なく、気相部に占める割合が十分に小さいため、原子炉格納容器の異常な圧力上昇は生じない。また、原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では酸素ガスの発生がないことから、水素ガスの燃焼は発生しない。

一方、薬液タンクの破損によるアルカリ薬液の漏えいについては、薬液タンクを十分な強度を有する設計とするとともに、薬液タンク周囲に堰を設け、悪影響を及ぼさないよう考慮する。

なお、運用リソースに関する影響については、必要な人員を想定した手順を準備しており、手順に基づいた対応を行うため、悪影響はない。

また、電源を必要とするが、他の設備の使用に影響を及ぼさないよう必要な電源を確保できる場合のみに使用する。

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】

【設置許可基準規則】

(原子炉格納容器下部の熔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、熔融し、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「熔融し、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熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び熔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

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重大事故等対処設備として、原子炉格納容器下部注水系（常設）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）及び代替循環冷却系を設ける。

原子炉格納容器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必要な重大事故等対処設備として、原子炉格納容器下部注水系（常設）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）及び代替循環冷却系を設ける。

(1) 原子炉格納容器下部注水系（常設）の設置（設置許可基準規則の解釈の第1項 a) i), ii))

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、常設重大事故等対処設備として原子炉格納容器下部注水系（常設）を使用する。

原子炉格納容器下部注水系（常設）は、原子炉建屋原子炉棟内に設置した復水移送ポンプを用い、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）及び代替循環冷却系とは異なる復水貯蔵タンクを水源として、原子炉格納容器下部へ注水可能な設計とする。

また、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下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可能な設計とする。

(2) 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の設置（設置許可基準規則の解釈の第1項 a) i), ii))

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、可搬型重大事故等対処設備として原子炉格納容器下部注水系（可搬型）を使用する。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリアに分散配備した大容量送水ポンプ（タイプ I）を用い、原子炉格納容器下部注水系（常設）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び代替循環冷却系とは異なる代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海を水源として、原子炉格納容器下部へ注水可能な設計とする。

- (3) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の設置（設置許可基準規則の解釈の第1項 a) i), ii))

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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するため、常設重大事故等対処設備として原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）を使用する。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、原子炉建屋原子炉棟内に設置した復水移送ポンプを用い、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）及び代替循環冷却系とは異なる復水貯蔵タンクを水源として、原子炉格納容器下部へ注水可能な設計とする。

また、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下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可能な設計とする。

当該設備については「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備（設置許可基準規則第49条に対する設計方針を示す章）」で示す。

- (4) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の設置（設置許可基準規則の解釈の第1項 a) i), ii))

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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するため、可搬型重大事故等対処設備として原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）を使用する。

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリアに分散配備した大容量送水ポンプ（タイプI）を用い、原子炉格納容器下部注水系（常設）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び代替循環冷却系とは異なる代替淡水源（淡水貯水槽(No.1)又は淡水貯水槽(No.2)）又は海を水源として、原子炉格納容器下部へ注水可能な設計とする。

当該設備については「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備（設置許可基準規則第49条に対する設計方針を示す章）」で示す。

- (5) 代替循環冷却系の設置（設置許可基準規則の解釈の第1項 a) i), ii))

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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するため、常設重大事故等対処設備として代替循環冷却系を使用する。

代替循環冷却系は、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置した代替循環冷却ポンプを用い、原子炉格納容器下部注水系（常設）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）とは異なるサプレッションチェンバを水源として、原子炉格納容器下部へ注水可能な設計とする。

また、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下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可能な設計とする。

当該設備については「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。

(6) 原子炉格納容器下部注水設備の多様性及び独立性、位置的分散の確保（設置許可基準規則の解釈の第 1 項 a) i), ii))

上記(1)及び(3)並びに(2)及び(4)並びに(5)の重大事故等対処設備である原子炉格納容器下部注水系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びに原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）並びに代替循環冷却系は、異なるポンプ（復水移送ポンプ、大容量送水ポンプ(タイプ I)又は代替循環冷却ポンプ)、異なる駆動源（常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備又は付属空冷式ディーゼルエンジン）、異なる水源（復水貯蔵タンク、代替淡水源（淡水貯水槽(No. 1)又は淡水貯水槽(No. 2)）若しくは海、又はサプレッションチェンバ）を用いることで多様性及び独立性を有する設計とする。

また、原子炉建屋原子炉棟内に設置されている復水移送ポンプに対して、大容量送水ポンプ（タイプ I）は屋外に設置、代替循環冷却ポンプは原子炉建屋内の原子炉棟外に設置することで位置的分散を図った設計とする。

なお、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、位置的分散については、3.8.2.1.3 項に詳細を示す。

(7) 原子炉格納容器下部注水系、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系及び代替循環冷却系の電源対策（設置許可基準規則の解釈の第 1 項 b))

原子炉格納容器下部注水系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）に使用する復水移送ポンプ及び系統構成に必要な電動弁（交流）、代替循環冷却系に使用する代替循環冷却ポンプ及び系統構成に必要な電動弁、並びに原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の系統構成に必要な電動弁（交流）は、全交流動力電源が喪失した場合においても、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車から代替所内電気設備の緊急用交流電源切替盤を経由して受電可能な設計とする。また、原子炉格納容器下部注水系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の系統構成に必要な電動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備である 125V 蓄電池 2B から受電可能な設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、付属空冷式ディーゼルエンジンを駆動源とすることで、駆動電源を必要としない設計とする。

(8) 自主対策設備の整備（原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備）
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、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するための自主対策設備として、以下を整備する。

(i) ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水

原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための自主対策として、ろ過水ポンプを用いた原子炉格納容器下部への注水手段を整備している。

ろ過水ポンプを用いた原子炉格納容器下部への注水手段は、ろ過水タンクを水源として、ろ過水ポンプにより、ろ過水系及び補給水系の配管を経由して原子炉格納容器下部へ注水する。

(ii) コリウムシールドの設置

炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し、熔融炉心が原子炉圧力容器から原子炉格納容器下部へと落下する場合に、ドライウェル床ドレンサンプへの熔融炉心の流入を防ぎ、かつ原子炉格納容器下部注水系と合わせて、熔融炉心が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、原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置する。

(9) 技術的能力審査基準への適合のための設備の整備

技術的能力審査基準への適合のため、熔融炉心の原子炉格納容器下部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。

(i) 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、熔融炉心の原子炉格納容器下部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を使用し、原子炉圧力容器への注水を実施する。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。

（高圧代替注水系については「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。）

(ii) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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、熔融炉心の原子炉格納容器下部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）（復水移送ポンプ）を使用し、原子炉圧力容器への注水を実施する。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。

(低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)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。)

(iii) 低圧代替注水系(可搬型)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、熔融炉心の原子炉格納容器下部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)を使用し、原子炉圧力容器への注水を実施する。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。

(低圧代替注水系(可搬型)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)

(iv) 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

炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心の原子炉格納容器下部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を使用し、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)、低圧代替注水系(可搬型)及び高圧代替注水系のいずれかによる原子炉圧力容器への注水と並行して実施する。

(「ほう酸水注入系については「3.1 緊急停止時に発電用原子炉を未臨界にするための設備(設置許可基準規則第44条に対する設計方針を示す章)」で示す)

(10) 技術的能力審査基準への適合のための設備の整備(熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延又は防止設備)

熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延及び防止するための自主対策設備として、以下を整備する。

(i) 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水機能が喪失した場合、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延及び防止するために、原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む)により冷却水を確保し、復水貯蔵タンクを水源として制御棒駆動水圧系ポンプを用いて原子炉圧力容器への注水を実施する。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。

(制御棒駆動水圧系については「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。)

(ii) ろ過水ポンプ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、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延及び防止するために、ろ過水系のろ過水ポンプで原子炉圧力容器への注水を実施する。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。

(11) 原子炉格納容器下部注水系及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系の海の利用

原子炉格納容器下部注水系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の水源である復水貯蔵タンク並びに原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の水源である代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））の淡水が枯渇した場合において、大容量送水ポンプ（タイプⅡ）を用いて、海水取水箇所（海水ポンプ室又は取水口）より、海水を淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）へ供給する設計とする。淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）から復水貯蔵タンクへの海水供給は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を用いて復水貯蔵タンク接続口又は復水貯蔵タンク接続マンホールから補給可能な設計とする。

また、淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）が使用できない場合は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を用いて、海水取水箇所（海水ポンプ室又は取水口）より、海水を直接復水貯蔵タンクへ補給及び各種注水（原子炉格納容器、原子炉圧力容器、使用済燃料プールへの注水）する手段を整備している。海の利用については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第56条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.8.2 重大事故等対処設備

3.8.2.1 原子炉格納容器下部注水系（常設）

3.8.2.1.1 設備概要

原子炉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、熔融し、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。

本システムは、復水移送ポンプ、電源設備である非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備及び所内常設蓄電式直流電源設備、計装設備、水源である復水貯蔵タンク、流路である補給水系、高圧炉心スプレイ系の配管及び弁類、燃料プール補給水系の弁、注水先である原子炉格納容器から構成される。

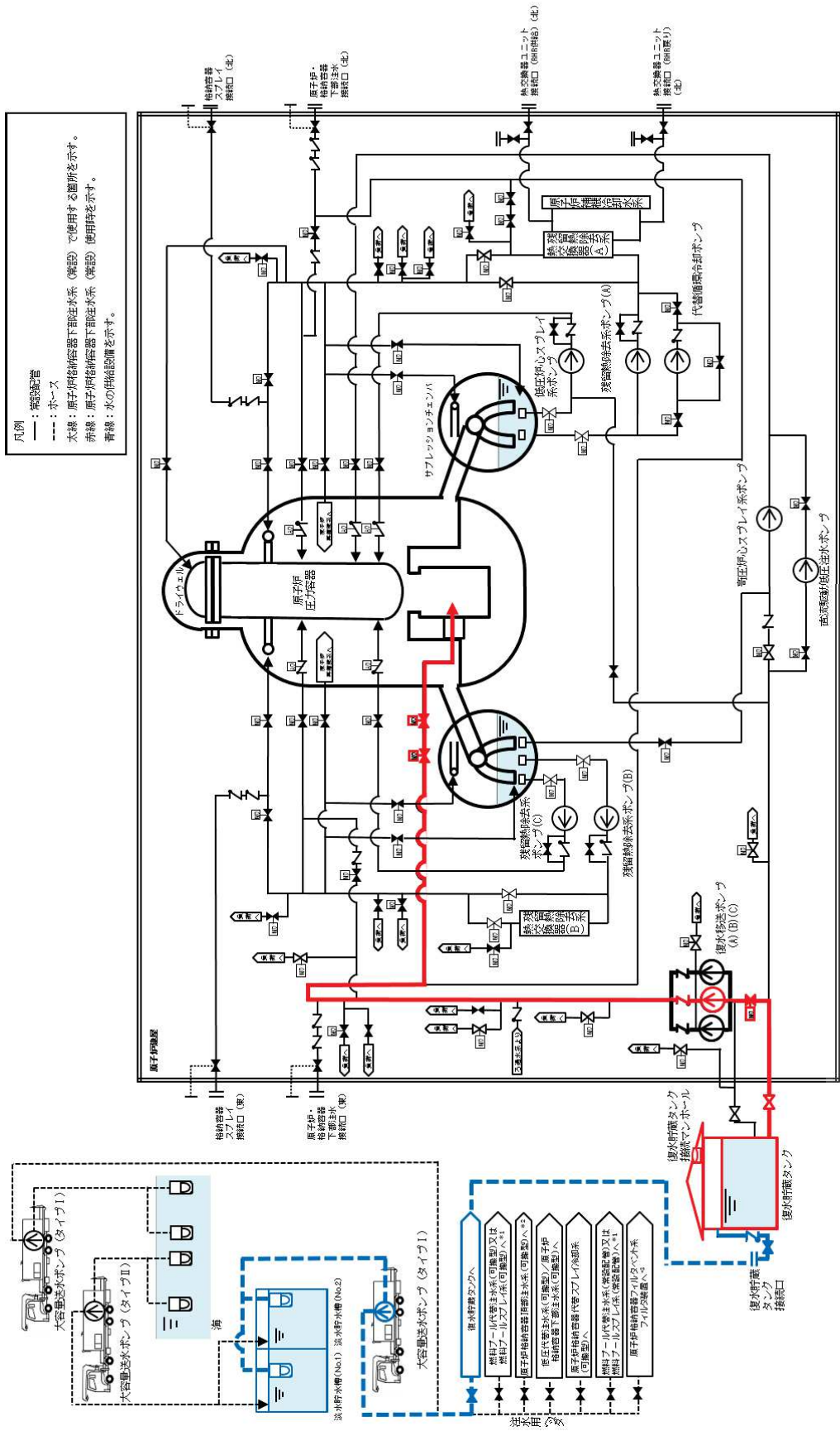
本システムの系統概要図を図 3.8-1 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.8-1 に示す。

本システムは、復水移送ポンプ 3 台のうち 1 台により、復水貯蔵タンクの水を補給水系、高圧炉心スプレイ系配管を経由して原子炉格納容器の下部へ注水することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下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可能な設計とする。

復水移送ポンプ及び系統構成に必要な電動弁（交流）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、代替所内電気設備を経由して受電可能な設計とする。また、系統構成に必要な電動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備である 125V 蓄電池 2B から受電可能な設計とする。

水源である復水貯蔵タンクは、枯渇しそうな場合においても、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））の淡水を、大容量送水ポンプ（タイプ I）を用いて、復水貯蔵タンク接続口又は復水貯蔵タンク接続マンホールから復水貯蔵タンクへ補給可能な設計とする。

本システムの操作に当たっては、中央制御室での弁操作（緊急用交流電源切替盤の切替え操作を含む）により系統構成を行った後、中央制御室の操作スイッチにより復水移送ポンプを起動し運転を行う。



*1: 同時使用は考慮しない。
 *2: 自主防災設備
 *3: 海を水源とした補給は行わない

図 3.8-1 原子炉格納容器下部注水系 (常設) 系統概要図

添 3.8-9

表 3.8-1 原子炉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	復水移送ポンプ【常設】
附属設備	—
水源 ^{*1}	復水貯蔵タンク【常設】
流路	補給水系 配管・弁【常設】 高圧炉心スプレイ系 配管・弁【常設】 燃料プール補給水系 弁【常設】
注水先	原子炉格納容器【常設】
電源設備 ^{*2}	<p>非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】</p> <p>常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ【常設】</p> <p>可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】</p> <p>代替所内電気設備 ガスタービン発電機接続盤【常設】 緊急用高圧母線 2F 系【常設】 緊急用高圧母線 2G 系【常設】 緊急用動力変圧器 2G 系【常設】 緊急用低圧母線 2G 系【常設】 緊急用交流電源切替盤 2G 系【常設】 非常用高圧母線 2C 系【常設】 非常用高圧母線 2D 系【常設】</p> <p>所内常設蓄電式直流電源設備 125V 蓄電池 2B【常設】 125V 充電器盤 2B【常設】</p> <p>上記所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備</p>
計装設備 ^{*3}	<p>原子炉格納容器下部注水流量【常設】 原子炉格納容器下部水位【常設】 ドライウエル水位【常設】 ドライウエル温度【常設】 復水貯蔵タンク水位【常設】</p>

*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：単線結線図を補足説明資料 51-2 に示す。

電源設備については「3. 14 電源設備（設置許可基準規則第 57 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

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

計装設備については「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) 復水移送ポンプ

種類	：	うず巻形
容量	：	約 100 m ³ /h（1 台当たり）
全揚程	：	約 85m
最高使用圧力	：	1. 37MPa〔gage〕
最高使用温度	：	66℃
個数	：	3（うち 2 台は予備）
取付箇所	：	原子炉建屋地下 2 階（原子炉建屋原子炉棟内）
原動機出力	：	約 45kW（1 台当たり）

3. 8. 2. 1. 3 原子炉格納容器下部注水設備の多様性及び独立性，位置的分散

原子炉格納容器下部注水系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設），並びに原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型），並びに代替循環冷却系は，共通要因によって同時に機能が損なわれるおそれがないよう，表 3. 8-2 に示すとおり，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，原子炉建屋地下 2 階（原子炉建屋原子炉棟内）に設置された原子炉格納容器下部注水系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプに対し，原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプ I）は原子炉建屋原子炉棟内から離れた屋外に分散して保管し，代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプは，原子炉建屋地下 3 階（原子炉建屋内の原子炉棟外）に設置することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図った設計とする。

水源については，原子炉格納容器下部注水系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は復水貯蔵タンク，原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）），代替循環冷却系はサプレッションチェンバとすることで，異なる水源を使用する設計とする。

また、復水貯蔵タンクは、淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）と屋外の離れた場所に設置し、サプレッションチェンバは原子炉建屋地下3階（原子炉建屋原子炉棟内）へ設置することで、位置的分散を図る設計とする。

駆動電源については、原子炉格納容器下部注水系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の復水移送ポンプ、並びに代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプを使用する際は、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車を駆動電源とし、代替所内電気設備を経由した給電が可能な設計とするのに対し、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプI）を用いる場合は、電源を必要としない駆動方式（付属空冷式ディーゼルエンジン）であること、及び分散配置を実施することにより、多様性及び位置的分散を図る設計としている。

原子炉格納容器下部注水系（常設）と原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）に使用する復水移送ポンプ及び系統構成に必要な電動弁（交流）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）と原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の系統構成に必要な電動弁（交流）、並びに代替循環冷却系に使用する代替循環冷却ポンプ及び系統構成に必要な電動弁は、設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備が機能喪失した場合においても、非常用所内電気設備とは独立した重大事故等対処設備である代替所内電気設備を用いて、ガスタービン発電機又は電源車から受電可能な設計とする。また、原子炉格納容器下部注水系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の系統構成に必要な電動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備である125V蓄電池2Bから受電可能な設計とする。また、原子炉格納容器下部注水系（常設）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）及び代替循環冷却系の操作に必要な電動弁については、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）又は可搬型代替交流電源設備（電源車）からの受電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。

原子炉格納容器下部注水設備の独立性については、表3.8-3に示すとおり、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。

さらに、故障の影響を考慮し、大容量送水ポンプ（タイプI）は、予備を有する設計とする。

表 3.8-2 原子炉格納容器下部注水設備の多様性及び位置的分散

項目	重大事故等対処設備		
	原子炉格納容器下部注水系 (常設) 原子炉格納容器代替スプレイ 冷却系 (常設)	原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) 原子炉格納容器代替スプレイ 冷却系 (可搬型)	代替循環冷却系
ポンプ	復水移送ポンプ	大容量送水ポンプ (タイプ I)	代替循環冷却ポンプ
	原子炉建屋地下 2 階	屋外 (第 1 保管エリア, 第 2 保管エリ ア, 第 3 保管エリア及び第 4 保管 エリア)	原子炉建屋地下 3 階
水源	復水貯蔵タンク	代替淡水源 (淡水貯水槽 (No. 1) 又は 淡水貯水槽 (No. 2))	サブプレッションチェンバ
	屋外	屋外	原子炉建屋地下 3 階
駆動 電源	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機), 常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機) 又は 可搬型代替交流電源設備 (電源車)	不要 (付属空冷式ディーゼル エンジン)	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機), 常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機) 又は 可搬型代替交流電源設備 (電源車)
	屋外	屋外	屋外
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 方式	不要 (自己冷却)	不要 (自己冷却)	水冷 (原子炉補機代替冷却水系 又は原子炉補機冷却水系 (原 子炉補機冷却海水系含む))

表 3.8-3 原子炉格納容器下部注水設備の独立性

項目	原子炉格納容器下部注水系 (常設) 原子炉格納容器代替スプレ イ冷却系 (常設)	原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) 原子炉格納容器代替スプレ イ冷却系 (可搬型)	代替循環冷却系	
共通要因故障	地震	重大事故等対処設備の原子炉格納容器下部注水系 (常設), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設), 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) 及び代替循環冷却系を構成する機器類は, 基準地震動 S_s で機能を維持可能な設計とすることで, 基準地震動 S_s 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。		
	津波	重大事故等対処設備の原子炉格納容器下部注水系 (常設) 及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設), 並びに代替循環冷却系は, 基準津波の影響を受けない原子炉建屋内に設置し, 重大事故等対処設備の原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) 及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) は, 基準津波の影響を受けない第 1 保管エリア, 第 2 保管エリア, 第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに保管することで, 津波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。		
	火災	重大事故等対処設備の原子炉格納容器下部注水系 (常設), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設), 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) 及び代替循環冷却系を構成する機器類は, 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	重大事故等対処設備の原子炉格納容器下部注水系 (常設), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (常設), 原子炉格納容器下部注水系 (可搬型), 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) 及び代替循環冷却系を構成する機器類は, 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。)		

3.8.2.1.4 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) 環境条件及び荷重条件 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項第一号)

(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。

原子炉格納容器下部注水系 (常設) の復水移送ポンプは, 原子炉建屋地下 2 階 (原子炉建屋原子炉棟内) に設置する設備であることから, 想定される重大事故等時における, 原子炉建屋原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し, その機能を有効に発揮することができるよう, 表 3.8-4 に示す設計とする。

復水移送ポンプの操作は, 想定される重大事故等時において, 中央制御室の操作スイッチにて遠隔操作可能な設計とする。

(51-3, 51-4)

表 3.8-4 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	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	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、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可能な設計とする（常時海水を通水しない）。なお、原子炉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）・積雪	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第二号）

(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」に示す。

原子炉格納容器下部注水系（常設）を運転する場合は、系統構成として、CRD 復水入口弁、MUWC サンプリング取出止め弁、FPMUW ポンプ吸込弁、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施後、復水貯蔵タンク水源確保として、復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁の全開操作を実施し、復水移送ポンプの起動、原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁の全開操作及び原子炉格納容器下部注水用復水流量調節弁の開操作を実施することで、原子炉格納容器下部への注水を行う。原子炉格納容器下部注水系（常設）の運転に必要なポンプ及び操作に必要な弁を表 3.8-5 に示す。

原子炉格納容器下部注水系（常設）の操作に必要なポンプ及び弁は、いずれも中央制御室からの遠隔操作でポンプの起動（ポンプ 3 台のうち 1 台を起動）及び弁を開閉することが可能な設計とし、また、ポンプ及び電動弁（交流）については、緊急用交流電源切替盤 2G 系を中央制御室から遠隔操作することで、給電元の切替えも可能な設計とする。

中央制御室の制御盤の操作器，表示器及び銘板は，操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し，また，十分な操作空間を確保することで，確実に操作可能な設計とする。

(51-3, 51-4)

表 3.8-5 操作対象機器

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
復水移送ポンプ(A)	停止→起動	原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	うち1台使用
復水移送ポンプ(B)	停止→起動	原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
復水移送ポンプ(C)	停止→起動	原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
CRD 復水入口弁	全開→全閉	原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン 止め弁	全開→全開	原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
MUWC サンプリング取出 止め弁	全開→全閉	原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
FPMUW ポンプ吸込弁	全開→全閉	原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
原子炉格納容器下部注 水用復水流量調整弁	全開→調整開	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
原子炉格納容器下部注 水用復水仕切弁	全開→全開	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
緊急用交流電源 切替盤 2G 系	DB→SA	原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ操作	非常用高圧母線機能喪失時に切替え操作実施

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第三号）

(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」に示す。

原子炉格納容器下部注水系（常設）は、表 3.8-6 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験及び弁動作試験を、また、発電用原子炉の停止中に機能・性能試験、弁動作試験、分解検査及び外観検査が可能な設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（常設）に使用する復水移送ポンプは、発電用原子炉の停止中にケーシングカバーを取り外して、ポンプ部品（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。

また、発電用原子炉の運転中又は停止中に、復水貯蔵タンクを水源とし、復水移送ポンプを起動させ、復水貯蔵タンクへ送水するテストラインを使用することで、原子炉格納容器下部注水系（常設）としての機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な系統設計とする。

なお、復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁、原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁及び原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁については、発電用原子炉の運転中又は停止中に弁動作試験を実施することで機能・性能が確認可能な設計とする。

表 3.8-6 原子炉格納容器下部注水系（常設）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	運転性能、漏えい有無の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能、漏えい有無の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ各部の状態を目視等で確認
	外観検査	ポンプ外観の確認

運転性能の確認として復水移送ポンプの吐出圧力、系統（ポンプ周り）の振動、異音、異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。

復水移送ポンプを構成する部品の表面状態の確認として、浸透探傷試験により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことの確認が可能な設計とする。

添 3.8-17

復水移送ポンプの外観検査として、傷や漏えい跡の確認が可能な設計とする。

(51-5)

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

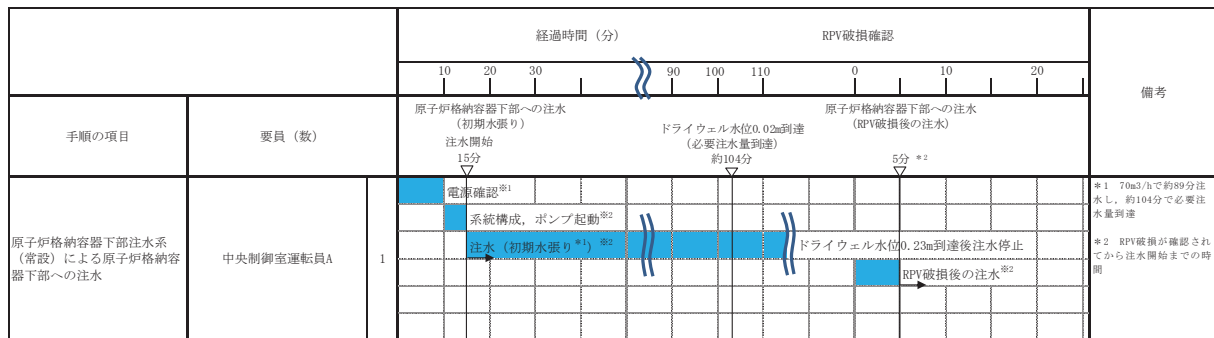
原子炉格納容器下部注水系（常設）は、復水移送ポンプを通常時に使用する系統である補給水系から重大事故等時に対処するために系統構成を切り替える必要があるため、系統に必要な弁を設ける。切替え操作として、復水移送ポンプの起動操作、系統構成として CRD 復水入口弁、MUWC サンプリング取出止め弁、FPMUW ポンプ吸込弁、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作、原子炉格納容器下部へ注水するために原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁の全開操作を実施し、原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁の開操作を行う。

なお、復水貯蔵タンクからの復水移送ポンプ吸込みラインは、復水貯蔵タンクの常用ライン及び非常用ラインがあるが、通常運転時は常用ラインを使用している。重大事故等時は復水貯蔵タンク水源確保のため、復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁の全開操作を行い、復水移送ポンプ吸込みラインを非常用ラインに切り替える。

原子炉格納容器下部注水系（常設）である復水移送ポンプの起動及び系統の切替えに必要な弁については、中央制御室から遠隔操作可能な設計とすることで、図 3.8-2 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。

また、原子炉格納容器下部注水系（常設）の操作に必要なポンプ及び電動弁（交流）については、緊急用交流電源切替盤 2G 系を中央制御室より、遠隔操作することで給電元の切替えが可能である。

(51-4)



※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間

図 3.8-2 原子炉格納容器下部注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水タイムチャート*

*: 「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1.8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項第五号)

(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」に示す。

原子炉格納容器下部注水系(常設)は、通常時は原子炉格納容器、残留熱除去系及び代替循環冷却系と隔離する系統構成とすることで、原子炉格納容器、残留熱除去系及び代替循環冷却系へ悪影響を及ぼさない設計とする。取合系統との隔離弁を表3.8-7に示す。

また、原子炉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。

(51-3, 51-4)

表 3.8-7 原子炉格納容器下部注水系（常設）の通常時における取合系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	状態
原子炉格納容器	原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁	電動駆動	通常時閉
	原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁	電動駆動	通常時閉
残留熱除去系	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	電動駆動	通常時閉
	RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	電動駆動	通常時閉
	RHR MUWC 連絡第二弁	電動駆動	通常時閉
代替循環冷却系	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	電動駆動	通常時閉
	RHR MUWC 連絡第二弁	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 項第六号）

(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。

原子炉格納容器下部注水系（常設）の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.8-5 に示す。これらの設備は全て操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ない中央制御室で操作可能な設計とする。

(51-3)

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 項第一号）

(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。

添 3.8-20

原子炉格納容器下部注水系（常設）の復水移送ポンプは、設計基準対象施設の補給水系と兼用しており、設計基準対象施設としてのポンプ流量が、想定される重大事故等時において、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注水流量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。

原子炉格納容器下部注水系（常設）に使用する復水移送ポンプは、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器下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を有する設計とする。

原子炉格納容器下部への注水流量としては、運転中の原子炉における格納容器破損モードのうち、熔融炉心・コンクリート相互作用に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉格納容器下部注水時（原子炉圧力容器下鏡温度 300℃到達時）の流量が 70m³/h 以上を注水可能な設計とする。また、熔融炉心冷却時には 50m³/h 以上の流量を注水可能な設計とする。

原子炉格納容器下部へ注水する場合の復水移送ポンプの揚程は、原子炉格納容器下部に注水する場合の水源（復水貯蔵タンク）と注水先（原子炉格納容器）の圧力差、静水頭、並びに機器、配管及び弁類の圧力損失を考慮し、復水移送ポンプ 1 台運転で注水流量 50m³/h 又は 70m³/h を達成可能な設計とする。

(51-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第 43 条第 2 項第二号）

(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」に示す。

原子炉格納容器下部注水系（常設）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 項第三号）

(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」に示す。

原子炉格納容器下部注水系（常設）は、重大事故緩和設備であり、同一目的の設計基準事故対処設備はない。

原子炉格納容器下部注水系（常設）は、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）及び代替循環冷却系に対して、多様性及び独立性，位置的分散を図る設計とする。これらの詳細については、3.8.2.1.3 の項に記載のとおりである。

(51-2, 51-3, 51-4)

3.8.2.2 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

3.8.2.2.1 設備概要

原子炉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、熔融し、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。

本システムは、大容量送水ポンプ（タイプ I）、電源設備である非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備、計装設備、水源である代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））、燃料補給設備である軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリ、流路であるホース、注水用ヘッド、接続口、補給水系の配管及び弁類、注水先である原子炉格納容器から構成される。

本システムの系統概要図を図 3.8-3 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.8-8 に示す。

本システムは、屋外に設置する大容量送水ポンプ（タイプ I）により、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））の水を補給水系配管等を経由して、原子炉格納容器下部へ注水することで落下した熔融炉心を冷却可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、付属空冷式ディーゼルエンジンにより駆動可能な設計とし、燃料は燃料補給設備である軽油タンク又はガスタービン発電設備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。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の系統構成に必要な電動弁は、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代替所内電気設備を経由して受電可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）を使用する際に接続する接続口は、共通の要因によって接続することができなくなることを防止するために、位置的分散を図った建屋の複数の異なる面に設置する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備、並びに「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として使用する設計とする。

本系統の操作に当たっては、中央制御室での弁操作（緊急用交流電源切替盤の切替え操作を含む）により系統構成を行った後、大容量送水ポンプ（タイプ I）に付属する操作スイッチにより、大容量送水ポンプ（タイプ I）を起動し、遠隔手動弁操作設備により屋外から原子炉建屋内の原子炉棟外の弁を操作し運転を行う。

表 3.8-8 原子炉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	大容量送水ポンプ（タイプ I）【可搬】
附属設備	ホース延長回収車【可搬】
水源 ^{*1}	淡水貯水槽（No. 1）【常設】 淡水貯水槽（No. 2）【常設】
流路	ホース・注水用ヘッド・接続口【可搬】 補給水系 配管・弁【常設】
注水先	原子炉格納容器【常設】
電源設備 ^{*2} （燃料補給設備を含む。）	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 代替所内電気設備 ガスタービン発電機接続盤【常設】 緊急用高圧母線 2F 系【常設】 緊急用高圧母線 2G 系【常設】 緊急用動力変圧器 2G 系【常設】 緊急用低圧母線 2G 系【常設】 緊急用交流電源切替盤 2G 系【常設】 非常用高圧母線 2D 系【常設】 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
計装設備 ^{*3}	原子炉格納容器下部注水流量【常設】 原子炉格納容器下部水位【常設】 ドライウエル水位【常設】 ドライウエル温度【常設】

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

*2：単線結線図を補足説明資料 51-2 に示す。

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

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

計装設備については「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

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 大容量送水ポンプ（タイプ I）^{*1}

種類	：	うず巻形
容量	：	約 1,440 m ³ /h（1 台当たり）
揚程	：	約 122 m
最高使用圧力	：	1.0MPa[gage] ^{*2} , 1.2MPa[gage] ^{*3,4}
最高使用温度	：	50°C
個数	：	5（うち 1 台予備） ^{*5}
設置場所	：	屋外（淡水貯水槽（No. 1） ^{*2} , 淡水貯水槽（No. 2） ^{*2} , 取水口 ^{*3,4} 及び海水ポンプ室 ^{*3,4} ）
保管場所	：	屋外（第 1 保管エリア, 第 2 保管エリア, 第 3 保管エリア及び第 4 保管エリア）
原動機出力	：	約 <input type="text"/> kW（1 台当たり）

*1：「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型），原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系（常設配管），燃料プールのスプレイ系（可搬型），原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備，並びに「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として使用する。

*2：淡水貯水槽を水源とし，「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型），原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系（常設配管），燃料プールのスプレイ系（可搬型），原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する場合を示す。

*3：「原子炉補機代替冷却水系」に使用する場合を示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

添 3.8-27

*4：海を水源とし、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する場合を示す。

*5：「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系（常設配管）、燃料プールのスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備として1台、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として1台使用する。

3.8.2.2.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の多様性及び独立性、位置的分散

原子炉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原子炉格納容器下部注水系（常設）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び代替循環冷却系に対し、多様性及び独立性、位置的分散を図る設計とする。

これらの詳細については、3.8.2.1.3の項に記載のとおりである。

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) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項第一号）

(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。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプI）は、屋外の第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリアに保管し、重大事故等時は、淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2）付近の屋外に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における、屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.8-9に示す設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプI）は、付属の操作スイッチにより、想定される重大事故等時において、設置場所から操作可能な設計とする。

(51-7, 51-8)

表 3.8-9 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	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対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用可能な設計とする（常時海水を通水しない）。なお，原子炉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ことを確認し，輪留め等で固定可能な設計とする。
風（台風）・積雪	屋外で想定される風荷重及び積雪荷重を考慮して，機能を損なわない設計とする。
電磁的障害	重大事故等時においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第二号）

(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」に示す。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）を運転する場合は，系統構成として T/B 緊急時隔離弁，R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施後，原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁の全開操作を実施し，大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置及びホース接続が完了した後，大容量送水ポンプ（タイプ I）を起動し，原子炉・格納容器下部注水弁，緊急時原子炉北側外部注水入口弁（又は緊急時原子炉東側外部注水入口弁）の全開操作及び原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁の開操作を実施することで原子炉格納容器下部への注水を行う。原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の運転に必要なポンプ，操作に必要な弁及び接続ホースを表 3.8-10 に示す。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の操作に必要な原子炉建屋原子炉棟内に設置する弁は、いずれも中央制御室からの遠隔操作が可能な設計とし、また、緊急用交流電源切替盤 2G 系を中央制御室から遠隔操作することで、給電元の切替えも可能な設計とする。

中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

屋外の系統構成に必要な原子炉・格納容器下部注水弁は、設置場所にて操作可能な設計とする。原子炉建屋内の原子炉棟外に設置する緊急時原子炉北側外部注水入口弁（又は緊急時原子炉東側外部注水入口弁）は、重大事故等時の作業性を考慮し、遠隔手動弁操作設備により屋外から手動操作で開閉することが可能な設計とする。

また、大容量送水ポンプ（タイプ I）については、大容量送水ポンプ（タイプ I）付属の操作スイッチから起動する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）の操作は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な車両設計するとともに、設置場所にて輪留め等で固定可能な設計とする。

ホースの接続作業に当たっては、特殊な工具及び技量を必要としない、簡便な接続方式である嵌合構造とし、一般的な工具を使用することにより、確実に接続が可能な設計とする。

(51-3, 51-4, 51-7)

表 3.8-10 操作対象機器

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
大容量送水ポンプ (タイプ I)	起動停止	屋外	屋外	スイッチ操作	
ホース	ホース接続	屋外	屋外	手動操作	
原子炉・格納容器下部注水弁	全閉→全開	屋外	屋外	手動操作	注水用ヘッド 付属弁
緊急時原子炉北側外部注水入口弁	全閉→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉 棟外)	屋外	手動操作 (遠隔手動弁 操作設備)	北側接続時
緊急時原子炉東側外部注水入口弁	全閉→全開	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉 棟外)	屋外	手動操作 (遠隔手動弁 操作設備)	東側接続時
T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	原子炉建屋地下 2 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	原子炉建屋地下 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	原子炉建屋地上 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
原子炉格納容器下部注水用復 水流量調整弁	全閉→調整 開	原子炉建屋地下 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
原子炉格納容器下部注水用復 水仕切弁	全閉→全開	原子炉建屋地下 1 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
緊急用交流電源切替盤 2G 系	DB→SA	原子炉建屋地上 2 階 (原子炉建屋内の原子炉 棟外)	中央制御室	スイッチ操作	非常用高圧 母線機能喪 失時に切替 え操作実施

(3) 試験及び検査 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項第三号)

(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」に示す。

原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) は、表 3.8-11 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験、弁動作試験及び外観検査が可能な設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）を水源とする他系統と独立したテストラインにより、運転性能及び漏えい有無の確認が可能な設計とする。また、車両としての走行状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

なお、緊急時原子炉北側外部注水入口弁、緊急時原子炉東側外部注水入口弁、原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁及び原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁については、発電用原子炉の運転中又は停止中に弁作動試験を実施することで機能・性能が確認可能な設計とする。

また、原子炉・格納容器下部注水弁は、弁の動作試験が可能な設計とする。

表 3.8-11 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	運転性能，漏えい有無の確認 車両走行状態の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	外観検査	き裂，腐食等の有無を目視で確認

運転性能の確認として、大容量送水ポンプ(タイプⅠ)の吐出圧力、流量の確認を行うことが可能な設計とする。

ホースの外観検査として、機能・性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂、腐食等の有無を目視で確認することが可能な設計とする。

(51-5)

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

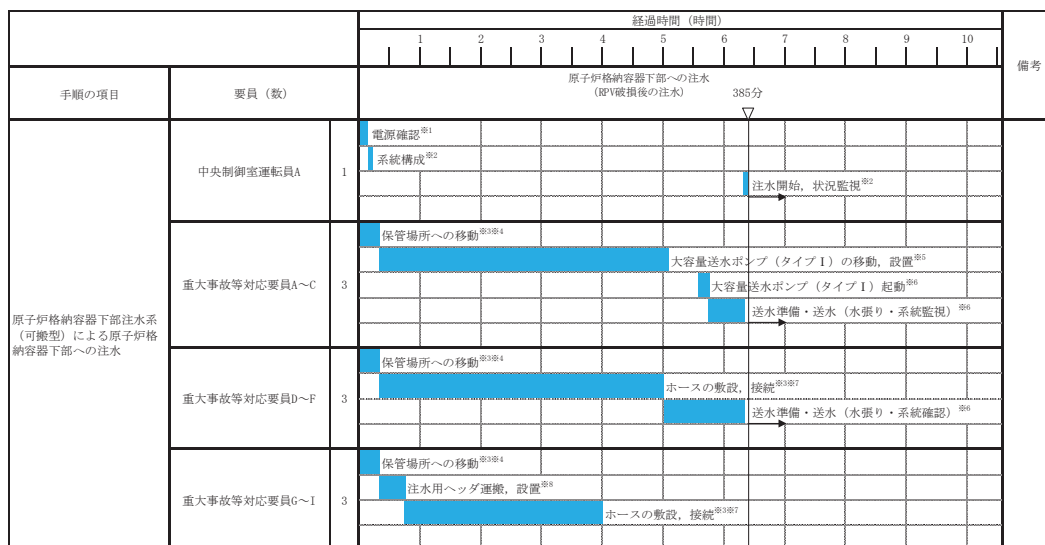
原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、本来の用途以外の用途には使用しない。

なお、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、通常時に使用する系統である補給水系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ため、系統に必要な弁を設ける。切替え操作として、大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動操作，T/B 緊急時隔離弁，R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作，並びに原子炉格納容器下部へ注水するために原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁，原子炉・格納容器下部注水弁及び緊急時原子炉北側外部注水入口弁（又は緊急時原子炉東側外部注水入口弁）の全開操作を実施し，原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁の開操作を行う。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の移動，設置，起動操作及び系統の切替えに必要な弁操作については，図 3.8-4 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。

また，原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の操作に必要な電動弁については，緊急用交流電源切替盤 2G 系を中央制御室より，遠隔操作することで給電元の切替えが可能である。

(51-4)



※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
 ※3: 大容量送水ポンプ (タイプ I) 及びホースの保管場所は第1保管エリア, 第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア, ホース延長回収車及び注水用ヘッドの保管場所は第2保管エリア, 第3保管エリア及び第4保管エリア
 ※4: 緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※5: 大容量送水ポンプ (タイプ I) の移動時間として, 第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ (タイプ I) の設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※6: 大容量送水ポンプ (タイプ I) の起動実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※7: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※8: 注水用ヘッドの運搬距離として, 第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッドの設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

図 3.8-4 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水タイムチャート*

*: 「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 1.8 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 項第五号）

(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」に示す。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は，通常時は原子炉格納容器，残留熱除去系及び代替循環冷却系と隔離する系統構成とすることで，原子炉格納容器，残留熱除去系及び代替循環冷却系へ悪影響を及ぼさない設計とする。取合系統との隔離弁を表 3.8-12 に示す。

また，原子炉格納容器下部注水系（可搬型）を用いる場合は，弁操作等によって，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。

大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

大容量送水ポンプ（タイプ I）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。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は，「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型），原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系（常設配管），燃料プールのスプレイ系（可搬型），原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の同時使用を考慮して，各系統に必要な流量を 1 台で確保可能な 623m³/h 以上の容量を有する設計とする。なお，燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系（常設配管）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型）の同時使用は考慮しない。

(51-4, 51-5)

表 3.8-12 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の通常時における取合系統との
隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	状態
原子炉格納容器	原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁	電動駆動	通常時閉
	原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁	電動駆動	通常時閉
残留熱除去系	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	電動駆動	通常時閉
	RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	電動駆動	通常時閉
	RHR MUWC 連絡第二弁	電動駆動	通常時閉
代替循環冷却系	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	電動駆動	通常時閉
	RHR MUWC 連絡第二弁	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 項第六号）

(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。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.8-10 に示す。このうち、屋外で操作する大容量送水ポンプ（タイプ I）、緊急時原子炉北側外部注水入口弁（又は緊急時原子炉東側外部注水入口弁）の遠隔手動弁操作設備、注水用ヘッダ及びホースは、屋外にあり操作場所及び設置場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。また、中央制御室にて操作を行う機器は、操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

(51-3, 51-7)

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項第一号）

(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。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は，想定される重大事故等時において，原子炉格納容器下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を有する設計とする。

注水流量としては，運転中の原子炉における格納容器破損モードのうち，熔融炉心・コンクリート相互作用に係る有効性評価解析において，有効性が確認されている熔融炉心冷却時の流量として50m³/h以上を注水可能な設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は，作業効率化，被ばく低減を図るため「低压代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型），原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系（常設配管），燃料プールのスプレイ系（可搬型），原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の同時使用を考慮して，各系統に必要な流量を1台で確保可能な623m³/h以上の容量を有する設計とする。なお，燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系（常設配管）及び燃料プールのスプレイ系（可搬型）の同時使用は考慮しない。

さらに，大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は，「原子炉補機代替冷却水系」として必要な流量1,200m³/h以上の容量を有する設計とする。

原子炉格納容器下部へ注水する場合の大容量送水ポンプ（タイプⅠ）の揚程は，原子炉格納容器下部に注水する場合の水源（代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））又は海）と注水先（原子炉格納容器内）の圧力差，静水頭，並びに機器，配管，ホース及び弁類の圧力損失を考慮し，大容量送水ポンプ（タイプⅠ）1台運転で原子炉格納容器下部へ必要な流量を注水できる揚程を確保可能な設計とする。

なお、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールスプレイ系（常設配管）、燃料プールスプレイ系（可搬型）、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の注水設備及び水の供給設備として 1 台、また、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備との同時使用時にはさらに 1 台使用することから、1 セット 2 台使用する。保有数は 2 セットで 4 台、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で 1 台の合計 5 台を確保する。

(51-6)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第二号）

(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」に示す。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）と接続口との接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）から注水用ヘッドまでのホース及び接続部は口径を 300A に統一する設計とする。

注水用ヘッドから原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の接続口までのホース及び接続部は、口径を 150A に統一する設計とする。

(51-7)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第三号）

(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」に示す。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する接続口は、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、原子炉建屋北側に1箇所及び原子炉建屋東側に1箇所設置する設計とする。

(51-7)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項第四号）

(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。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプI）は、屋外で使用する設備であり、想定される重大事故等時における放射線を考慮しても、設置及び接続口への接続作業が可能であると想定している。仮に放射線量が高い場合は、放射線量を測定し、線源からの離隔距離をとり放射線量が低い場所に設置すること等により、設備の設置及び常設設備との接続を可能とする。なお、設置場所での接続作業は、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に速やかに接続が可能な設計とする。

(51-7)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項第五号）

(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」に示す。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）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，重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，常設重大事故等対処設備である復水移送ポンプと位置的分散を図り，第1保管エリア，第2保管エリア，第3保管エリア及び第4保管エリアに分散して保管する設計とする。

(51-8)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第43条第3項第六号）

(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」に示す。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は，第1保管エリア，第2保管エリア，第3保管エリア及び第4保管エリアに分散して保管しており，想定される重大事故等時においても，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，複数のアクセスルートを確保する。

（「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」参照）

(51-9)

(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項第七号）

(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」に示す。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、重大事故緩和設備であり、同一目的の設計基準事故対処設備はない。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、原子炉格納容器下部注水系（常設）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び代替循環冷却系に対して、多様性及び独立性、位置的分散を図る設計とする。これらの詳細については、3.8.2.1.3の項に記載のとおりである。

(51-3, 51-4, 51-7, 51-8)

3.8.2.3 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）

3.8.2.3.1 設備概要

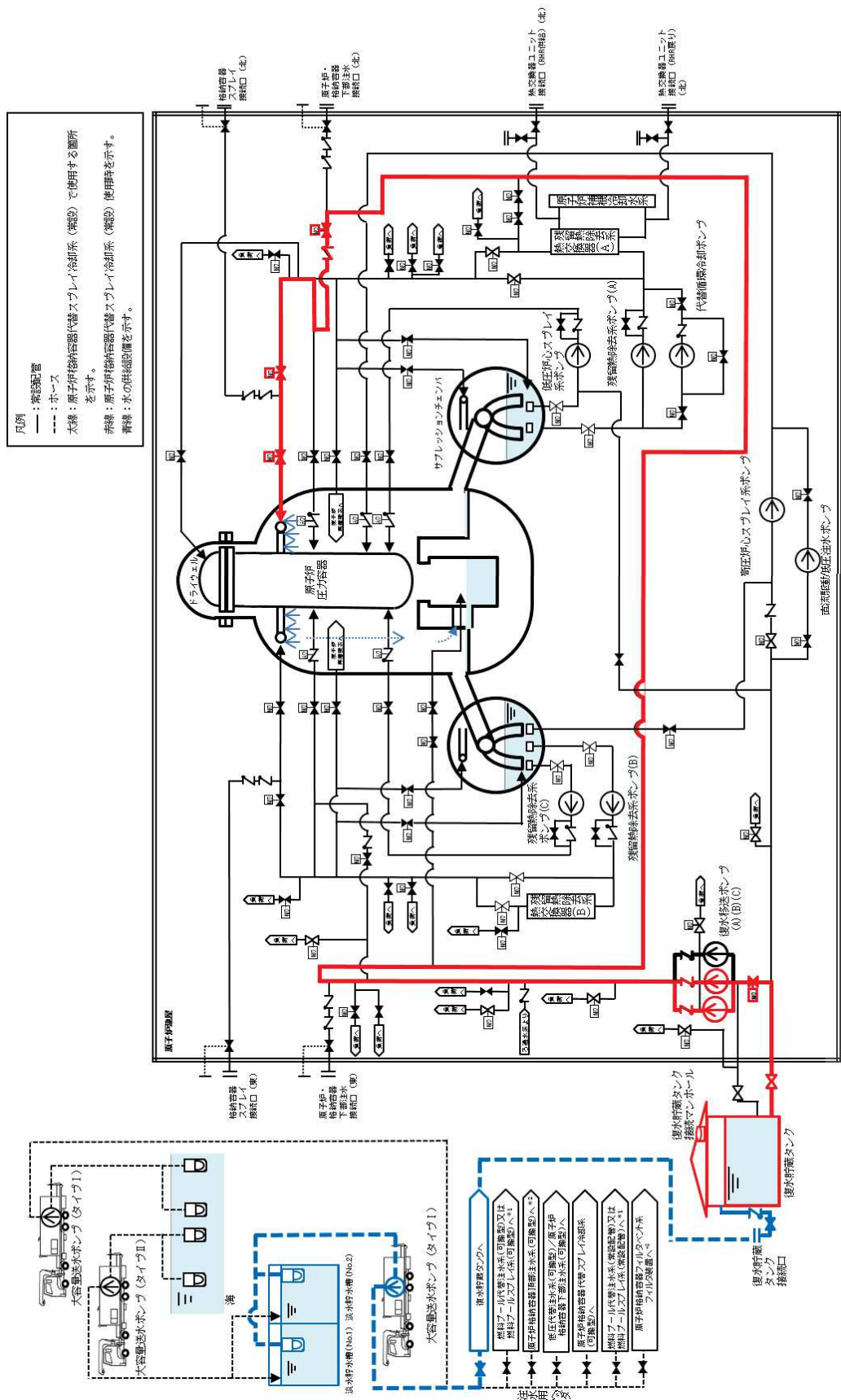
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却することを目的として設置するものである。

本システムは、復水移送ポンプ、電源設備である非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備及び所内常設蓄電式直流電源設備、計装設備、水源である復水貯蔵タンク、流路である補給水系、高圧炉心スプレイ系の配管及び弁類、燃料プール補給水系の弁、注水先である原子炉格納容器から構成される。

本システムの系統概要図を図 3.8-5 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.8-13 に示す。

本システムは、復水移送ポンプ 3 台のうち 2 台により、復水貯蔵タンクを水源とし、補給水系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系 A 系又は B 系の配管及びスプレイ管を經由して原子炉格納容器へスプレイし、スプレイした水がドライウェル床面に溜まり、原子炉格納容器下部開口部を經由して原子炉格納容器下部へ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下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可能な設計とする。

なお、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）については、「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備（設置許可基準規則第 49 条に対する設計方針を示す章）」に示す。



*1：同時使用は考慮しない。
 *2：自主対策設備
 *3：海を水源とした補給は行わない。

図 3.8-5 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）系統概要図

表 3.8-13 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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	復水移送ポンプ【常設】
附属設備	—
水源 ^{*1}	復水貯蔵タンク【常設】
流路	補給水系 配管・弁【常設】 高圧炉心スプレイ系 配管・弁【常設】 燃料プール補給水系 弁【常設】 残留熱除去系 配管・弁【常設】 スプレイ管【常設】
注水先	原子炉格納容器【常設】
電源設備 ^{*2}	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 代替所内電気設備 ガスタービン発電機接続盤【常設】 緊急用高圧母線 2F 系【常設】 緊急用高圧母線 2G 系【常設】 緊急用動力変圧器 2G 系【常設】 緊急用低圧母線 2G 系【常設】 緊急用交流電源切替盤 2G 系【常設】 緊急用交流電源切替盤 2C 系【常設】 緊急用交流電源切替盤 2D 系【常設】 非常用高圧母線 2C 系【常設】 非常用高圧母線 2D 系【常設】 所内常設蓄電式直流電源設備 125V 蓄電池 2B【常設】 125V 充電器盤 2B【常設】 上記所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備
計装設備 ^{*3}	残留熱除去系洗淨ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗淨流量）【常設】 残留熱除去系洗淨ライン流量（残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗淨流量）【常設】 原子炉格納容器下部水位【常設】 ドライウエル水位【常設】 ドライウエル温度【常設】 ドライウエル圧力【常設】 圧力抑制室圧力【常設】 復水貯蔵タンク水位【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：単線結線図を補足説明資料51-2に示す。
電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- *3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「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。

3.8.2.3.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）の多様性及び独立性，位置的分散

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型），並びに常設重大事故緩和設備の代替循環冷却系に対し，多様性及び独立性，位置的分散を図る設計とする。

これらの詳細については，3.8.2.1.3の項に記載のとおりである。

3.8.2.4 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）

3.8.2.4.1 設備概要

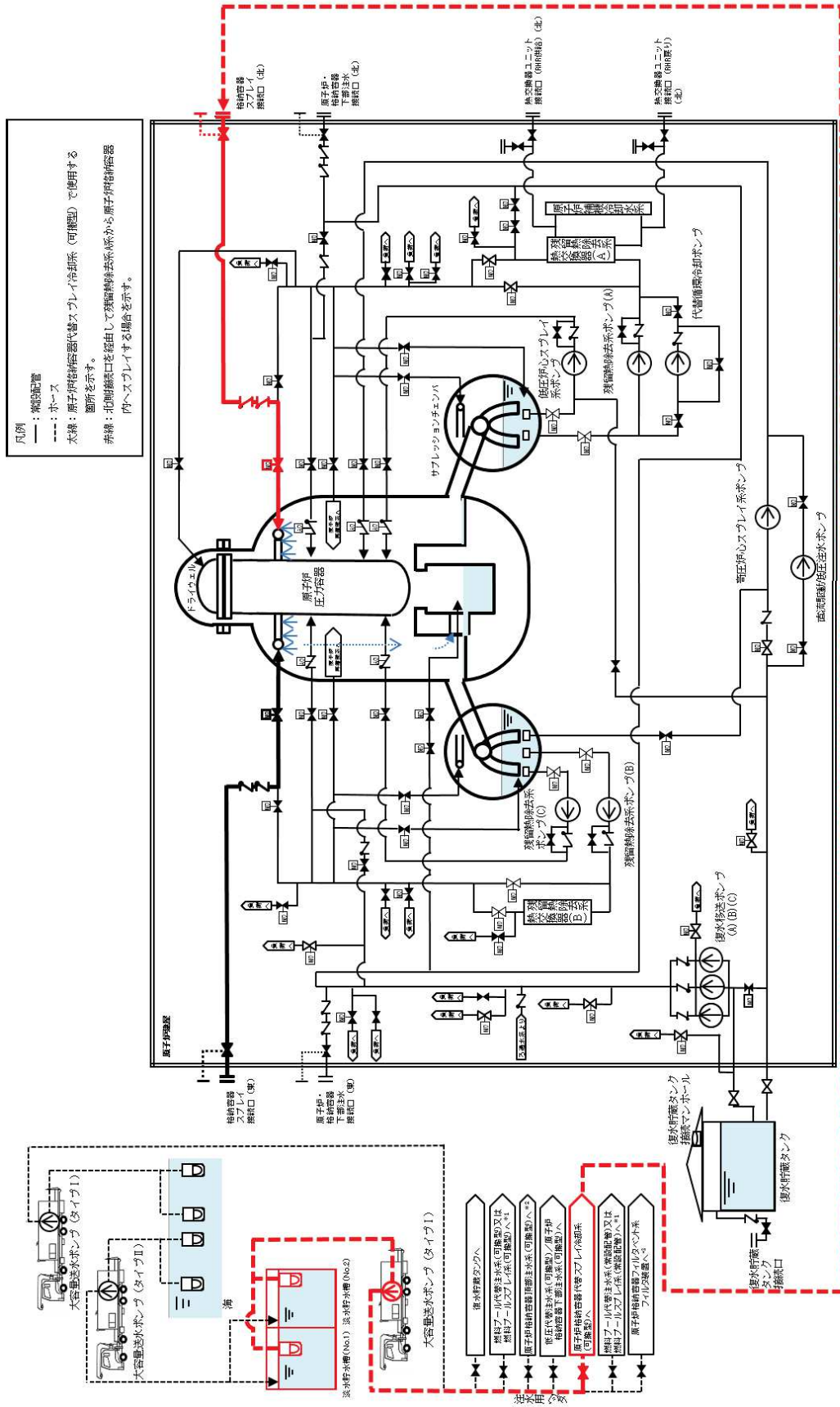
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却することを目的として設置するものである。

本システムは、大容量送水ポンプ（タイプ I）、電源設備である非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備、計装設備、水源である代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））、燃料補給設備である軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリ、流路であるホース、注水用ヘッダ、接続口、残留熱除去系の配管、弁類及びスプレイ管、スプレイ先である原子炉格納容器から構成される。

本システムの系統概要図を図 3.8-6 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.8-14 に示す。

本システムは、屋外に設置する大容量送水ポンプ（タイプ I）により、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））の水を残留熱除去系 A 系又は B 系の配管等を経由して、原子炉格納容器内へスプレイし、スプレイした水がドライウエル床面に溜まり、原子炉格納容器下部開口部を経由して原子炉格納容器下部へ流入することで、落下した溶融炉心を冷却可能な設計とする。

なお、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）については、「3.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備（設置許可基準規則第 49 条に対する設計方針を示す章）」に示す。



*1: 同時使用は考慮しない
 *2: 自主対策設備
 *3: 海を水源とした補給は行わない

表 3.8-14 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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	大容量送水ポンプ（タイプ I）【可搬】
附属設備	ホース延長回収車【可搬】
水源 ^{*1}	淡水貯水槽（No. 1）【常設】 淡水貯水槽（No. 2）【常設】
流路	ホース・注水用ヘッド・接続口【可搬】 残留熱除去系 配管・弁【常設】 スプレイ管【常設】
注水先	原子炉格納容器【常設】
電源設備 ^{*2} （燃料補給設備を含む。）	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 代替所内電気設備 ガスタービン発電機接続盤【常設】 緊急用高圧母線 2F 系【常設】 緊急用高圧母線 2G 系【常設】 緊急用動力変圧器 2G 系【常設】 緊急用低圧母線 2G 系【常設】 緊急用交流電源切替盤 2C 系【常設】 緊急用交流電源切替盤 2D 系【常設】 非常用高圧母線 2C 系【常設】 非常用高圧母線 2D 系【常設】 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
計装設備 ^{*3}	原子炉格納容器代替スプレイ流量【常設】 原子炉格納容器下部水位【常設】 ドライウエル水位【常設】 ドライウエル温度【常設】 ドライウエル圧力【常設】 圧力抑制室圧力【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：単線結線図を補足説明資料49-2に示す。
電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。
- *3：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態
計装設備については「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。

3.8.2.4.2 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の多様性及び独立性，位置的分散

原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（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原子炉格納容器下部注水系（常設），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び代替循環冷却系に対し，多様性及び独立性，位置的分散を図る設計とする。

これらの詳細については，3.8.2.1.3の項に記載のとおりである。

3.8.2.5 代替循環冷却系

3.8.2.5.1 設備概要

代替循環冷却系は、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、熔融し、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。

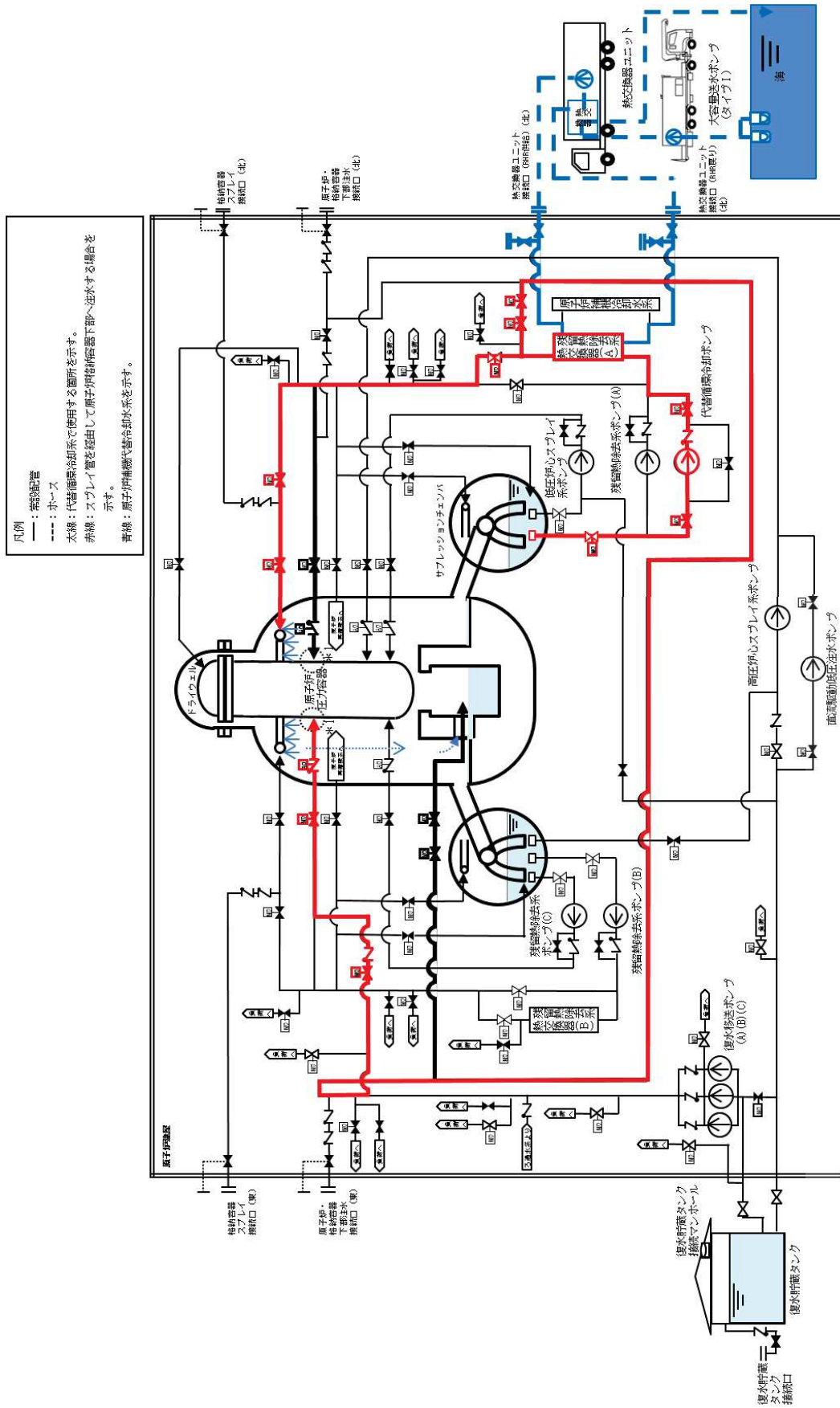
本システムは、代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系熱交換器、電源設備（非常用交流電源設備、常設代替交流電源設備）、計装設備及び水源であるサブプレッションチェンバ、流路である残留熱除去系の配管、弁類及びストレーナ、補給水系の配管及び弁類、並びにスプレイ管、注水先である原子炉圧力容器及び原子炉格納容器から構成される。

本システムの系統概要図を図 3.8-7 及び図 3.8-8 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.8-15 に示す。

サブプレッションチェンバのプール水は、残留熱除去系の配管を經由し、代替循環冷却ポンプに供給される。代替循環冷却ポンプにより昇圧された系統水は、残留熱除去系の配管及び残留熱除去系熱交換器、並びに補給水系の配管を經由し原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へスプレイが可能な設計とする。

原子炉格納容器内にスプレイした水は、ドライウェル床面に溜まり、原子炉格納容器下部開口部を經由して原子炉格納容器下部へ流入することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下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可能な設計とする。また、残留熱除去系の配管及び残留熱除去系熱交換器、並びに補給水系の配管を經由して原子炉格納容器の下部へ注水することで、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下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可能な設計とする。

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）」に示す。



*1: シュワウド内炉心上部より注水

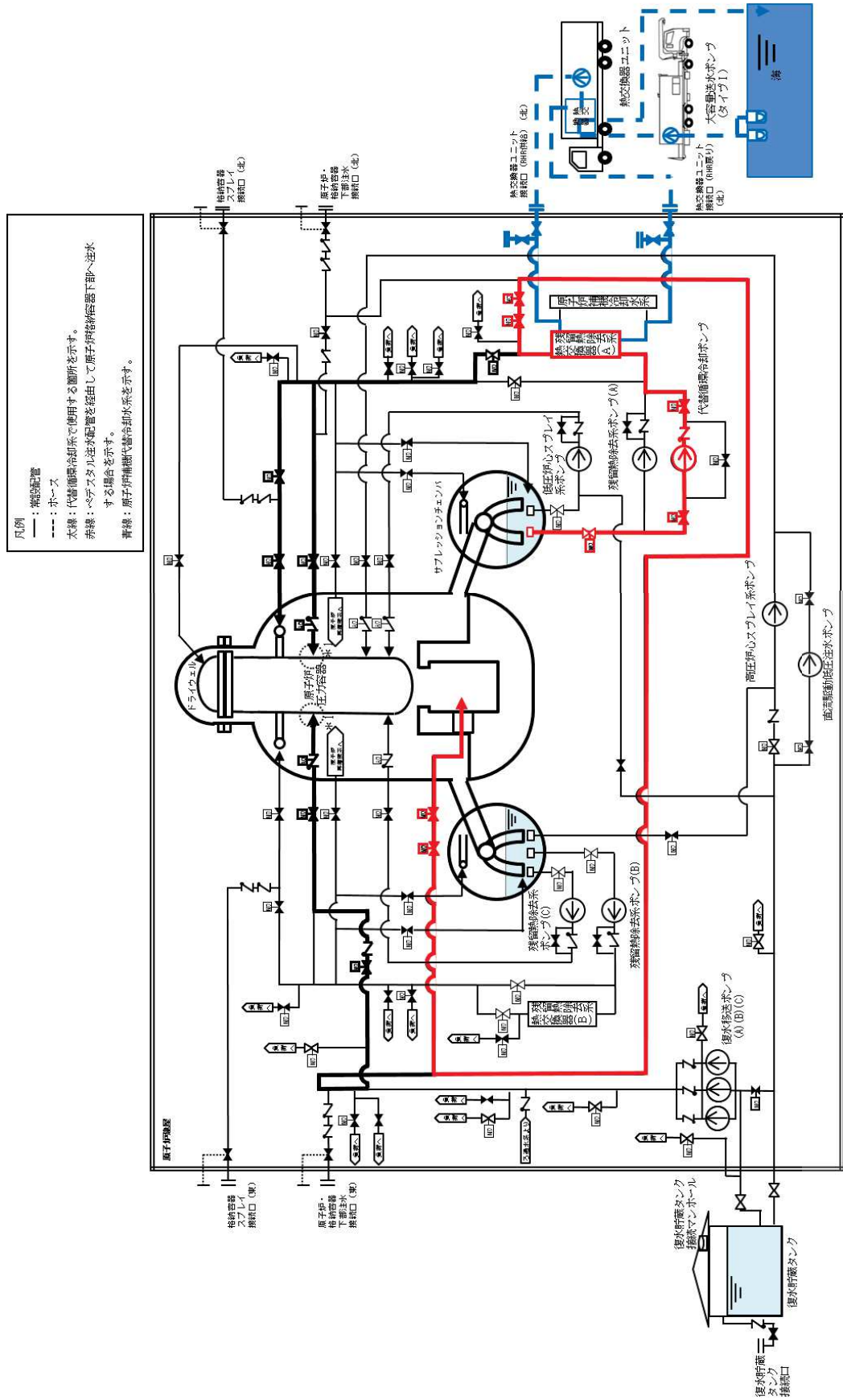


図 3.8-8 代替循環冷却系系統概要図（ペダスタル注水配管経由の場合）

*1：シェラウード内炉心上部より注水

添 3.8-51

表 3.8-15 代替循環冷却系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	代替循環冷却ポンプ【常設】 残留熱除去系熱交換器【常設】 熱交換器ユニット【可搬】 大容量送水ポンプ（タイプ I）【可搬】 原子炉補機冷却水ポンプ（設計基準拡張）【常設】*1 原子炉補機冷却海水ポンプ（設計基準拡張）【常設】*1 原子炉補機冷却水系熱交換器（設計基準拡張）【常設】*1
附属設備	ホース延長回収車【可搬】
水源*2	サプレッションチェンバ【常設】
流路	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ【常設】 補給水系 配管・弁【常設】 原子炉補機冷却水系 配管・弁・サージタンク【常設】 ホース，除熱用ヘッダ，接続口【可搬】 スプレイ管【常設】 非常用取水設備 取水口【常設】 取水路【常設】 海水ポンプ室【常設】
注水先	原子炉圧力容器【常設】 原子炉格納容器【常設】
電源設備*3 （燃料補給設備を含む）	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】

（次項へ続く）

設備区分	設備名
電源設備* ³ (燃料補給設備を含む)	代替所内電気設備 ガスタービン発電機接続盤【常設】 緊急用高圧母線 2F 系【常設】 緊急用高圧母線 2G 系【常設】 緊急用動力変圧器 2G 系【常設】 緊急用低圧母線 2G 系【常設】 緊急用交流電源切替盤 2G 系【常設】 緊急用交流電源切替盤 2C 系【常設】 緊急用交流電源切替盤 2D 系【常設】 非常用高圧母線 2C 系【常設】 非常用高圧母線 2D 系【常設】 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
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】 代替循環冷却ポンプ出口流量【常設】 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量)【常設】 原子炉格納容器下部注水流量【常設】 サプレッションプール水温度【常設】 原子炉格納容器下部水位【常設】 ドライウェル水位【常設】 ドライウェル温度【常設】 圧力抑制室空気温度【常設】 ドライウェル圧力【常設】 圧力抑制室圧力【常設】 圧力抑制室水位【常設】

*1：原子炉補機冷却水ポンプ，原子炉補機冷却海水ポンプ及び原子炉補機冷却水系熱交換器については「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となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

*3：単線結線図を補足説明資料 50-2 に示す。

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

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

3.8.2.5.2 代替循環冷却系の多様性及び独立性，位置的分散

代替循環冷却系は常設重大事故緩和設備であり，常設重大事故緩和設備の原子炉格納容器下部注水系（常設）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）並びに可搬型重大事故緩和設備の原子炉格納容器下部注水系（可搬型）及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に対し，多様性及び独立性，位置的分散を図る設計とする。

これらの詳細については，3.8.2.1.3の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】

【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として、原子炉格納容器調気系、可搬型窒素ガス供給装置、原子炉格納容器フィルタベント系及び原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視設備を設ける。なお、原子炉格納容器調気系は、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しては位置付けない。

(1) 原子炉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、原子炉格納容器内におけるジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により発生する水素ガスにより、原子炉格納容器内で水素爆発が発生することを防止するため、原子炉運転中は原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により常時不活性化する。

(2) 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉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、原子炉格納容器内におけるジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により発生する水素ガスにより、原子炉格納容器内で水素爆発が発生することを防止するため、原子炉格納容器内を可搬型窒素ガス供給装置により不活性化することにより、酸素濃度を可燃限界未満にすることで、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設計とする。

(3) 原子炉格納容器フィルタベント系の設置（設置許可基準規則解釈の第 1 項 c）、e）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、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として、原子炉格納容器フィルタベント系を設置する。原子炉格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出可能な設計とする。

(i) 原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる水素ガス及び酸素ガスによる水素爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素ガス）で置換した状態で待機させ、ベント開始後においても不活性ガスで置換可能な設計とし、排出経路に水素ガス及び酸素ガスが蓄積する可能性のある箇所には、バイパスラインを設け、水素ガス及び酸素ガスを連続して排出できる設計とする。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気

気ガスを原子炉格納容器調気系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

また、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を設置することにより、放出口から排出される放射線量率を測定し、放射性物質濃度を推定することが可能な設計とする。さらに、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口水素濃度を設置することにより、排出経路における水素濃度を測定し、監視することが可能な設計とする。なお、フィルタ装置から放出口へ至る配管は、放出口のある原子炉建屋屋上に向かって連続上り勾配とし、系統内の水素ガス滞留を防止する設計とする。

- (ii) 原子炉格納容器フィルタベント系のうちフィルタ装置出口水素濃度は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。また、フィルタ装置出口放射線モニタは、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。

(4) 水素濃度監視設備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が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視するため、常設重大事故等対処設備として格納容器内水素濃度を設ける。また、原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスによって原子炉格納容器内が水素爆発することを防止するため、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを排出する必要がある。このため、原子炉格納容器内雰囲気計装にて、原子炉格納容器内の水素濃度に加え、原子炉格納容器内の酸素濃度の監視が可能な設計とする。

格納容器内水素濃度は、所内常設蓄電式直流電源設備が喪失した場合において、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により、中央制御室において原子炉格納容器内の水素濃度監視が可能な設計とする。

また、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、全交流動力電源喪失が発生した場合でも、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及びサンプリングガスを原子炉補機代替冷却水系により冷却して、中央制御室において原子炉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。

(5) 自主対策設備の整備

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自主対策設備として、以下を整備する。

(i) 可燃性ガス濃度制御系

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で発生する水素ガス及び酸素ガスを再結合することにより水素濃度及び酸素濃度の抑制を行い、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。

なお、可燃性ガス濃度制御系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ることから、重大事故等が発生した場合において可燃性ガス濃度制御系を使用して原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を制御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 可搬型窒素ガス供給装置

3.9.2.1.1 設備概要

可搬型窒素ガス供給装置は、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爆発による原子炉格納容器破損を防止するため、原子炉格納容器内の酸素濃度を可燃限界未満にすることで、水素ガス及び酸素ガスが同時に可燃限界に到達することを防止することを目的として設置するものである。

本設備は、可搬型窒素ガス供給装置、電源設備である常設代替交流電源設備、計装設備、燃料補給設備である軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリ、流路であるホース、窒素供給用ヘッド、接続口、原子炉格納容器調気系の配管及び弁、供給先である原子炉格納容器から構成される。

本設備の系統概要図を図 3.9-1 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.9-1 に示す。

表 3.9-1 可搬型窒素ガス供給装置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	可搬型窒素ガス供給装置【可搬】
附属設備	—
水源	—
流路	原子炉格納容器調気系 配管, 弁【常設】 ホース, 窒素供給用ヘッダ, 接続口【可搬】
注入先	原子炉格納容器
電源設備*1 (燃料補給設備を含む。)	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ【常設】 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
計装設備*2	ドライウエル圧力【常設】 圧力抑制室圧力【常設】 ドライウエル温度【常設】 圧力抑制室内空気温度【常設】 サプレッションプール水温度【常設】 格納容器内雰囲気酸素濃度【常設】

*1：単線結線図を補足説明資料 52-2 に示す。

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

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

計装設備については「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。

3.9.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 可搬型窒素ガス供給装置

種類：圧力変動吸着方式

容量：約 220Nm³/h/台

窒素純度：99.0vol%以上

供給圧力：427kPa[gage]

最高使用温度：75℃

台数：2（うち予備1）

設置場所：屋外（原子炉建屋付近）

保管場所：屋外（第1保管エリア及び第4保管エリア）

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) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項第一号）

(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。

可搬型窒素ガス供給装置は、屋外の第1保管エリア及び第4保管エリアに保管し、重大事故等時は、原子炉建屋付近の屋外に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における、屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.9-2に示す設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置は、付属の操作スイッチにより、想定される重大事故等時において、設置場所から操作可能な設計とする。

(52-7, 52-8)

表 3.9-2 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	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対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し、輪留め等で固定可能な設計とする。
風（台風）・積雪	屋外で想定される風荷重及び積雪荷重を考慮して、機器が損傷しない設計とする。
電磁的障害	重大事故等時においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第二号）

(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」に示す。

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化は、系統構成として、可搬型窒素ガス供給装置の設置及び窒素供給用ヘッド並びにホースの接続が完了した後、可搬型窒素ガス供給装置を起動し、窒素ガス発生装置出口共用ヘッド分岐弁 A、窒素ガス発生装置出口共用ヘッド分岐弁 C、PSA 窒素供給ライン元弁及び S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁（又は D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁）を開操作することで、原子炉格納容器への窒素供給を行う。可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化は、操作に必要な弁及び接続ホースを表 3.9-3 に示す。

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化の操作に必要な原子炉建屋原子炉棟内に設置する弁は、いずれも中央制御室からの遠隔操作が可能な設計とする。

中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

原子炉建屋内の原子炉棟外の系統構成に必要な弁は、設置場所にて操作可能な設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置は、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。

ホースの接続作業に当たっては、特殊な工具及び技量を必要としない、フランジ構造及び簡便な接続方式である嵌合構造とし、一般的な工具を使用することにより、確実に接続が可能な設計とする。

(52-3, 52-4, 52-7)

表 3.9-3 操作対象機器

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
可搬型窒素ガス供給装置	停止→起動	屋外	屋外	スイッチ操作	
ホース	ホース接続	屋外	屋外	手動操作	
窒素ガス発生装置出口共用ヘッダ分岐弁 A	全閉→全開	屋外	屋外	手動操作	窒素供給用ヘッダ付属弁
窒素ガス発生装置出口共用ヘッダ分岐弁 C	全閉→全開	屋外	屋外	手動操作	窒素供給用ヘッダ付属弁
PSA 窒素供給ライン元弁	全閉→全開	原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	屋外接続時
建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁	全閉→全開	原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 地上 1 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	屋内接続時
S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁	全閉→全開	原子炉建屋 地下 2 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	サブプレッションチェンバ側への窒素供給時
D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁	全閉→全開	原子炉建屋地下 2 階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	ドライウェル側への窒素供給時

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第三号）

(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」に示す。

可搬型窒素ガス供給装置は、表 3.9-4 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験、分解検査及び外観検査、発電用原子炉の停止中に弁動作試験が可能な設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、運転性能及び漏えい有無の確認が可能な設計とする。また、分解又は取替え、車両としての運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

なお、S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁及び D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁については、発電用原子炉の停止中に機能・性能試験及び弁動作試験が可能な設計とする。

表 3.9-4 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器不活性化の試験及び検査

発電用原子炉 の状態	項目	内容
運転中又は 停止中	機能・性能試験	運転性能（吐出圧力，流量）の確認， 漏えいの有無の確認，車両運転状態の 確認
	分解検査	可搬型窒素供給装置を分解し，各部を 目視により確認又は必要に応じて取 替え
	外観検査	き裂，腐食等の有無を目視で確認
停止中	弁動作試験	弁開閉動作の確認

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型窒素ガス供給装置は，本来の用途以外の用途には使用しない。

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化は，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ため，系統に必要な弁を設ける。切替え操作として，可搬型窒素ガス供給装置の起動操作，窒素ガス発生装置出口共用ヘッダ分岐弁 A，窒素ガス発生装置出口共用ヘッダ分岐弁 C，PSA 窒素供給ライン元弁及び S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁（又は D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁）の全開操作を実施する。

可搬型窒素ガス供給装置の移動，設置，起動操作及び系統の切替えに必要な弁の操作については，図 3.9-2 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。

		経過時間 (時間)										備考			
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10				
手順の項目	要員 (数)	<div style="text-align: right; margin-right: 20px;"> 315分 ▽ 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給開始 </div>													
可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素ガス供給	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}												
			窒素ガス供給準備 ^{※2}												
			窒素ガス供給開始 ^{※2}												
	現場運転員B, C	2	移動・扉開放 (可搬型窒素ガス供給装置接続口 (建屋内) を使用する場合のみ) ^{※3}												
			移動, 系統構成 ^{※4}												
	重大事故等対応要員A~B	2	保管場所への移動 ^{※5※6}												
			可搬型窒素ガス供給装置の移動・設置 ^{※7}												
			可搬型窒素ガス供給装置による窒素ガス供給準備・供給 ^{※8}												
	重大事故等対応要員C~E	3	保管場所への移動 ^{※5※6}												
			ホースの敷設, 接続 ^{※9}												

- ※1: 中央制御室での状況確認に必要な想定時間
- ※2: 機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
- ※3: 中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間
- ※4: 中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間
- ※5: 可搬型窒素ガス供給装置の保管場所は、第1保管エリア及び第4保管エリア
- ※6: 緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動時間に余裕を見込んだ時間
- ※7: 可搬型窒素ガス供給装置の移動距離として第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
- ※8: 可搬型窒素ガス供給装置の設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間
- ※9: ホースの敷設実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

図 3.9-2 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化タイムチャート*

*: 「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 1.9 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 項第五号)

(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」に示す。

可搬型窒素ガス供給装置は、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。

可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化は、通常時は原子炉格納容器調気系と隔離する系統構成とすることで、原子炉格納容器調気系へ悪影響を及ぼさない設計とする。取合い系統との隔離弁を表 3.9-5 に示す。

また、可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化をする場合は、弁操作等によって、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。

可搬型窒素ガス供給装置は、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、輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置は、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。

(52-4, 52-5)

表 3.9-5 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化の通常時における取合い系統との隔離弁

取合い系統	系統隔離弁	駆動方式	状態
原子炉格納容器調気系	補給用窒素ガス供給側第二隔離弁	空気作動	通常時閉
	S/C 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁	空気作動	通常時閉
	D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁	電動駆動	通常時閉
	S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁	電動駆動	通常時閉
原子炉格納容器フィルタベント系	FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁	手動作動	通常時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

(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。

可搬型窒素ガス供給装置の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3-9-3 に示す。このうち、屋外で操作する可搬型窒素ガス供給装置及びホースは屋外にあり、設置場所及び操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。また、中央制御室及び原子炉建屋内の原子炉棟外にて操作を行う機器は、操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

(52-3, 52-7)

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項第一号）

(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。

可搬型窒素ガス供給装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、水の放射線分解等によって発生する酸素濃度上昇の抑制が可能な設計とする。

供給量としては、格納容器破損防止対策の有効性評価の格納容器破損モードのうち「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系が使用できない場合）」において、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系性能評価で使用している G 値を採用した場合に、有効性が確認されている原子炉格納容器への供給量 $220\text{Nm}^3/\text{h}$ を供給可能な設計とする。

可搬型窒素ガス供給装置は、1台で使用することから保有数は1セットで1台、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で1台の合計2台を有する設計とする。

(52-6)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項第二号）

(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」に示す。

可搬型窒素ガス供給と接続口との接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、フランジ接続及び簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

(52-7)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第三号）

(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」に示す。

可搬型窒素ガス供給装置は、原子炉建屋の外側から水・電力を供給するものではないが、可搬型窒素ガス供給装置に使用する接続口は、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，原子炉建屋北側に 1 箇所及び原子炉建屋内の原子炉棟外に 1 箇所設置する設計とする。

(52-7)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第四号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

可搬型窒素ガス供給装置は、屋外で使用する設備であり，想定される重大事故等時における放射線を考慮しても，設置及び接続口への接続作業が可能であると想定している。仮に放射線量が高い場合は，放射線量を測定し，線源からの離隔距離をとり放射線量が低い場所に設置すること等により，設備の設置及び常設設備との接続を可能とする。なお，設置場所での接続作業は，フランジ構造及び簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより，確実に速やかに接続が可能な設計とする。

(52-7)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第五号）

(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」に示す。

可搬型窒素ガス供給装置は、原子炉建屋と位置的分散を図り、第 1 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管する設計とする。

(52-8)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第六号）

(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」に示す。

可搬型窒素ガス供給装置は、第 1 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管しており、想定される重大事故等時においても、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、複数のアクセスルートを確保する。

（「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」参照）

(52-9)

(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 項第七号）

(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又は注水機能若しく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」に示す。

可搬型窒素ガス供給装置は，重大事故緩和設備であり，同一目的の設計基準事故対処設備はない。

なお，原子炉建屋と位置的分散を図り，第1保管エリア，及び第4保管エリアに分散して保管する設計とする。

(52-3, 52-4, 52-7, 52-8)

3.9.2.2 原子炉格納容器フィルタベント系

3.9.2.2.1 設備概要

原子炉格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内に滞留する水素ガス及び酸素ガスを大気へ排出することを目的として設置するものである。

本システムは、フィルタ装置、フィルタ装置出口側圧力開放板、電源設備（常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備）、計装設備、流路である原子炉格納容器調気系及び原子炉格納容器フィルタベント系の配管及び弁並びにホース等、排出元である原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）で構成する。

本システムは、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを、原子炉格納容器調気系等を経由して、フィルタ装置へ導き、原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出を低減しつつ、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを大気に排出できる設計とする。

本システムの系統概要図を図 3.9-3 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.9-6 に示す。

なお、原子炉格納容器フィルタベント系については、「3.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（設置許可基準規則第 50 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

また、フィルタ装置出口放射線モニタ及びフィルタ装置出口水素濃度の詳細は、「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。

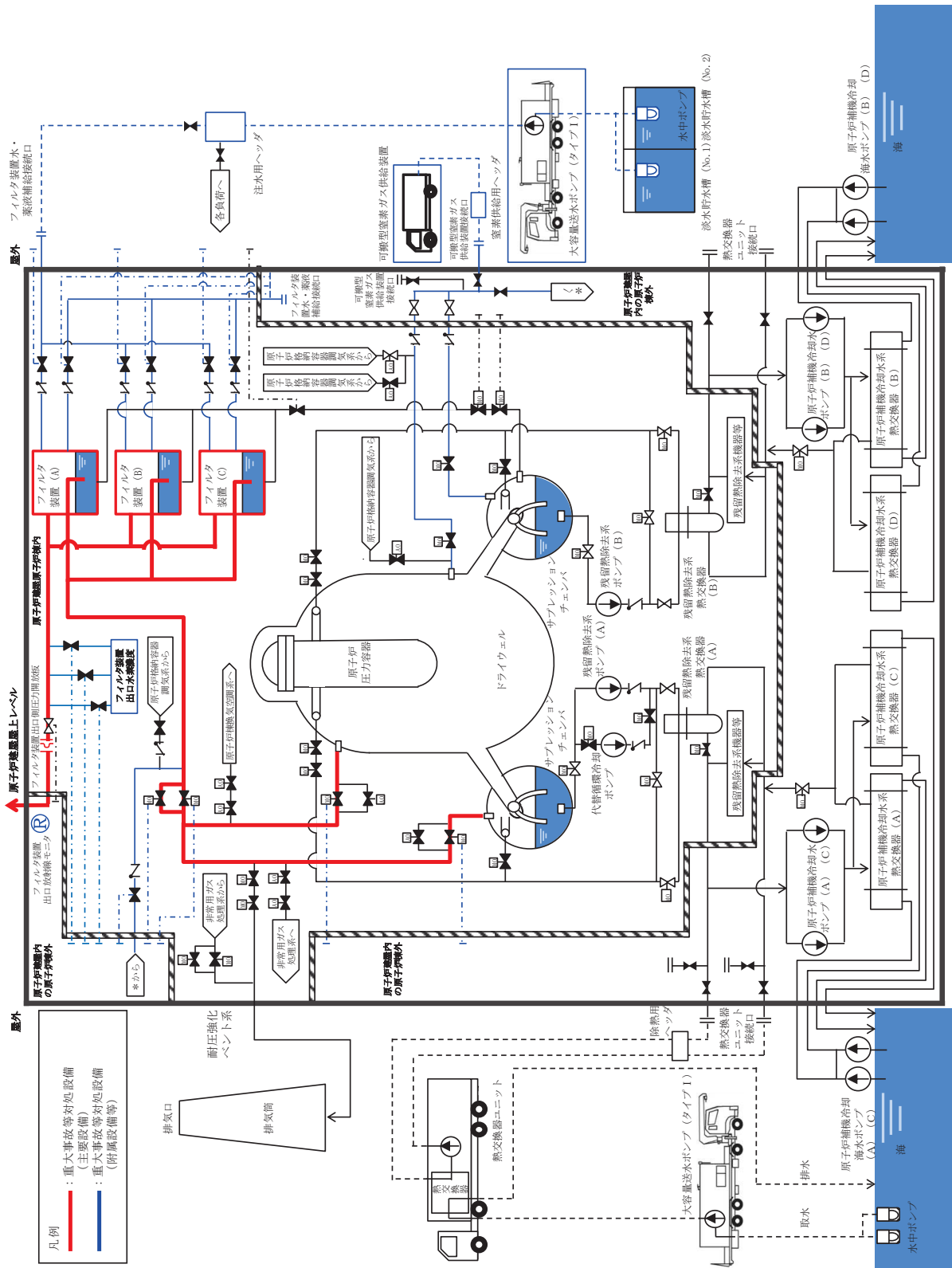


図 3.9-3 原子炉格納容器フィルタベント系系統概要図

表 3.9-6 原子炉格納容器フィルタベント系に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	フィルタ装置【常設】 フィルタ装置出口側圧力開放板【常設】 フィルタ装置出口水素濃度【常設】 フィルタ装置出口放射線モニタ【常設】
附属設備	可搬型窒素ガス供給装置【可搬】 大容量送水ポンプ（タイプ I）【可搬】 ホース延長回収車【可搬】 遠隔手動弁操作設備【常設】
排出元	原子炉格納容器（真空破壊装置を含む）【常設】
水源 ^{*1}	淡水貯水槽（No. 1）【常設】 淡水貯水槽（No. 2）【常設】
流路	ホース，窒素供給用ヘッダ，接続口【可搬】 原子炉格納容器調気系 配管，弁【常設】 ホース・注水用ヘッダ・接続口【可搬】 原子炉格納容器フィルタベント系 配管，弁【常設】
注水先	—
電源設備 ^{*2}	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 所内常設蓄電式直流電源設備 125V 蓄電池 2A【常設】 125V 蓄電池 2B【常設】 125V 充電器盤 2A【常設】 125V 充電器盤 2B【常設】 上記所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備

(次頁へ続く)

設備区分	設備名
電源設備*2	常設代替直流電源設備 125V 代替蓄電池【常設】 可搬型代替直流電源設備 125V 代替蓄電池【常設】 125V 代替充電器盤【常設】 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
計装設備*3	フィルタ装置入口圧力（広帯域）【常設】 フィルタ装置出口圧力（広帯域）【常設】 フィルタ装置水位（広帯域）【常設】 フィルタ装置水温度【常設】 ドライウエル圧力【常設】 圧力抑制室圧力【常設】 ドライウエル温度【常設】 圧力抑制室内空気温度【常設】 サプレッションプール水温度【常設】

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

*2：単線結線図を補足説明資料50-2に示す。

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

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

計装設備については「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 水素濃度監視設備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は、炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度が変動する可能性のある範囲で水素濃度を監視することを目的に原子炉格納容器内に検出器を設置し、水素濃度を測定する。格納容器内水素濃度は、所内常設蓄電式直流電源設備（125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B）が喪失した場合においても常設代替直流電源設備（125V 代替蓄電池）又は可搬型代替直流電源設備（125V 代替蓄電池，125V 代替充電器盤及び電源車の組み合わせ）からの給電により中央制御室において原子炉格納容器内の水素濃度の監視が可能な設計とする。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、炉心の著しい損傷が発生した場合に原子炉格納容器内で発生する水素ガス及び酸素ガスによる原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため、原子炉格納容器内の雰囲気ガスを排出する必要があることから、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視を目的として、原子炉建屋地上 2 階（原子炉建屋原子炉棟内）に水素検出器及び酸素検出器を設置し、原子炉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格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定する。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度のサンプリング装置は、原子炉格納容器内の雰囲気ガスをサンプリングポンプにより吸い込み、冷却器及び除湿器で処理した後、水素検出器及び酸素検出器により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を測定する。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は全交流動力電源が喪失した場合でも、常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車から受電可能であり、また、サンプリングガスを冷却するための原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）による冷却機能が喪失した場合においても、原子炉補機代替冷却水系による冷却により中央制御室において、原子炉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。

本システムの系統概略図を図 3.9-4 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.9-7 に示す。

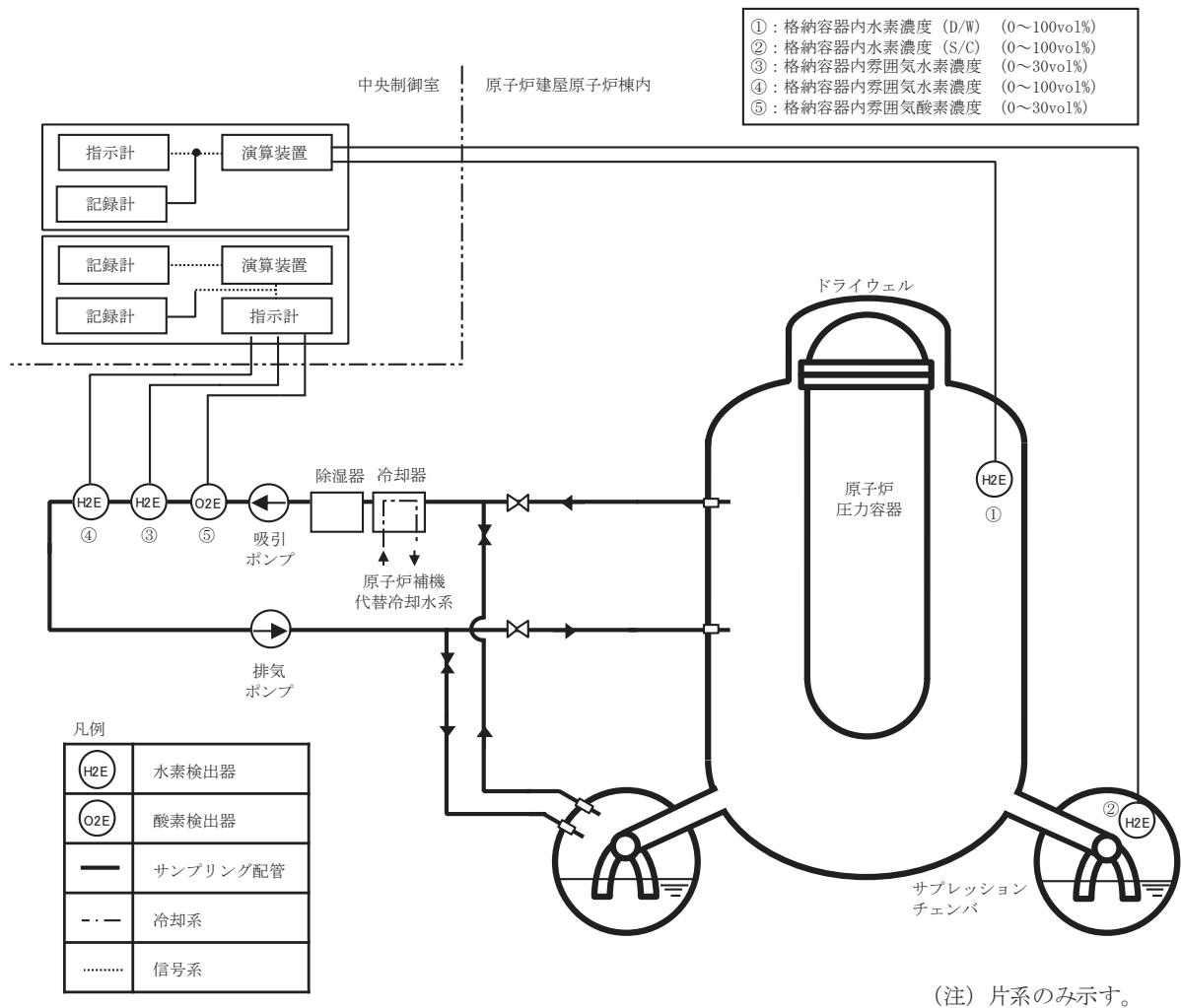


図 3.9-4 水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備に関する重大事故等対処設備の系統概要図

表 3.9-7 水素濃度監視設備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 (D/W) 【常設】 格納容器内水素濃度 (S/C) 【常設】 格納容器内雰囲気水素濃度 【常設】 格納容器内雰囲気酸素濃度 【常設】
附属設備	—
水源	—
流路	—
注水先	—
電源設備*1	<p>常設代替交流電源設備</p> <p>ガスタービン発電機 【常設】</p> <p>ガスタービン発電設備軽油タンク 【常設】</p> <p>ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ 【常設】</p> <p>可搬型代替交流電源設備</p> <p>電源車 【可搬】</p> <p>軽油タンク 【常設】</p> <p>ガスタービン発電設備軽油タンク 【常設】</p> <p>タンクローリ 【可搬】</p> <p>所内常設蓄電式直流電源設備</p> <p>125V 蓄電池 2A 【常設】</p> <p>125V 蓄電池 2B 【常設】</p> <p>125V 充電器盤 2A 【常設】</p> <p>125V 充電器盤 2B 【常設】</p> <p>上記，所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。</p> <p>常設代替交流電源設備</p> <p>可搬型代替交流電源設備</p> <p>常設代替直流電源設備</p> <p>125V 代替蓄電池 【常設】</p> <p>可搬型代替直流電源設備</p> <p>125V 代替蓄電池 【常設】</p> <p>125V 代替充電器盤 【常設】</p> <p>電源車 【可搬】</p> <p>軽油タンク 【常設】</p> <p>ガスタービン発電設備軽油タンク 【常設】</p> <p>タンクローリ 【可搬】</p>
計装設備	—

*1：単線結線図を補足説明資料 52-2 に示す。

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

3.9.2.3.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を表 3.9-8 に示す。

表 3.9-8 水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備の主要機器仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器内水素濃度 (D/W)	水素吸蔵材料式 水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内
格納容器内水素濃度 (S/C)	水素吸蔵材料式 水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内
格納容器内雰囲気 水素濃度	熱伝導率式 水素検出器	0~30vol%	2	原子炉建屋地上 2 階 (原子炉建屋原子炉棟内)
		0~100vol%	2	原子炉建屋地上 2 階 (原子炉建屋原子炉棟内)
格納容器内雰囲気 酸素濃度	熱磁気風式 酸素検出器	0~30vol%	2	原子炉建屋地上 2 階 (原子炉建屋原子炉棟内)

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) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項第一号）

(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は，原子炉格納容器内に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.9-9に示す設計とする。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は原子炉建屋地上2階（原子炉建屋原子炉棟内）に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.9-9に示す設計とする。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度のサンプリング装置の操作は，中央制御室で可能な設計とする。

表 3.9-9 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉格納容器内又は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	原子炉格納容器内又は原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，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）・積雪	原子炉格納容器内又は原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(52-3)

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第二号）

(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」に示す。

格納容器内水素濃度は、想定される重大事故等時において中央制御室にて監視可能な設計であり、現場又は中央制御室における操作は発生しない。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度の監視操作に必要な機器を表 3.9-10 に示す。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、通常時からサンプリング方式による計測を実施し、中央制御室にて監視を行う。サンプリング装置は、中央制御室の操作スイッチにて遠隔操作が可能な設計とする。

中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

(52-3)

表 3.9-10 操作対象機器

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
格納容器内雰囲気水素濃度 (サンプリング装置)	停止→起動 測定点選択 (D/W⇔S/C)	原子炉建屋 地上 2 階 (原子炉建屋原子 炉棟内)	中央制御室	スイッチ 操作	
格納容器内雰囲気酸素濃度 (サンプリング装置)	停止→起動 測定点選択 (D/W⇔S/C)	原子炉建屋 地上 2 階 (原子炉建屋原子 炉棟内)	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 項第三号）

(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」に示す。

格納容器内水素濃度、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素

濃度は、表 3.9-11 へ示すように発電用原子炉の停止中に模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度のサンプリング装置は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

表 3.9-11 水素濃度監視設備及び酸素濃度監視設備の試験及び検査

機器名称	発電用原子炉の状態	項目	内容
格納容器内水素濃度	停止中	特性試験	基準ガス校正 計器校正
格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内雰囲気酸素濃度 (サンプリング装置)	停止中	特性試験	基準ガス校正 計器校正
		機能・性能試験	運転性能の確認 漏えいの有無の確認

(52-5)

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

格納容器内水素濃度、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用可能な設計とする。

(52-4)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第五号）

(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」に示す。

格納容器内水素濃度、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、他の設備とヒューズによる電氣的な分離を行うことで、他の設備へ電

気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 項第六号）

(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は、重大事故等時において中央制御室にて監視可能な設計とし、現場における操作は発生しない。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度の監視操作に必要な機器を表 3.9-10 に示す。格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、通常時からサンプリング方式による計測を実施しており、中央制御室にて監視を行っている。サンプリング装置は、中央制御室にて操作を行うため、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。

(52-3)

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項第一号）

(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は、炉心の著しい損傷時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲を監視できるように、0～100vol%を計測可能な設計とする。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、想定される重大事故等時に原子炉格納容器内の水素爆発を防止するため、その可燃限界濃度（水素濃度4vol%、酸素濃度：5vol%）を測定できる設計とする。

(52-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項第二号）

(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」に示す。

格納容器内水素濃度、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、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項第三号）

(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」に示す。

格納容器内水素濃度は、格納容器内雰囲気水素濃度（サンプリングによる計測方式）と異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とし、検出器も位置的分散を図る設計とすることで、地震、火災、溢水等の主要な共通要因故障によって同時に機能を損なわれない設計とする。また、格納容器内水素濃度は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、設計基準事故対処設備を使用するものであり、電源については非常用交流電源設備に対して多様性を有する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が可能な設計とする。また、サンプリングガスの冷却については原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）に対して多様性を有する原子炉補機代替冷却水系から冷却水の供給が可能な設計とする。

(52-2, 52-3)