

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA設-C-1 改61
提出年月日	平成29年10月2日

東海第二発電所

重大事故等対処設備について

平成29年10月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

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

- 3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備 【52 条】
- 3.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備 【53 条】
- 3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 【54 条】
- 3.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備 【55 条】
- 3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備 【56 条】
- 3.14 電源設備 【57 条】
- 3.15 計装設備 【58 条】
- 3.16 原子炉制御室 【59 条】
- 3.17 監視測定設備 【60 条】
- 3.18 緊急時対策所 【61 条】
- 3.19 通信連絡を行うために必要な設備 【62 条】

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

~~別添資料-2 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備（格納容器
圧力逃がし装置）について~~

~~別添資料-3 代替循環冷却の成立性について~~

~~別添資料-4 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備に
ついて~~

3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備【46条】

基準適合への対応状況

5. 原子炉冷却系統施設

5.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

5.8.1 概要

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する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を第5.8-1図から第5.8-3図に示す。

5.8.2 設計方針

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の自動減圧機能（以下「自動減圧系」という。）が故障により原子炉の自動での減圧ができない場合を想定した原子炉減圧の自動化のための設備として、重大事故等対処設備（原子炉減圧の自動化）及び逃がし安全弁の手動操作による原子炉減圧のための設備として重大事故等対処設備（手動による原子炉減圧）を設ける。

a. 原子炉減圧の自動化

自動減圧系が、故障により原子炉の自動での減圧ができない場合の重大事故等対処設備として、過渡時自動減圧機能及び逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）を使用する。

逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）は、過渡時自動減圧機能からの信号により作動することで、より原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 過渡時自動減圧機能（6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）
- ・ 逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）
- ・ 自動減圧機能用アキュムレータ
- ・ 逃がし安全弁（安全弁機能）

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の非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

b. 手動による原子炉減圧

自動減圧系が，故障により原子炉の自動での減圧ができない場合の重大事故等対処設備として，逃がし安全弁（自動減圧機能）を使用する。

逃がし安全弁（自動減圧機能）は，中央制御室から開操作することで，原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・ 自動減圧機能用アキュムレータ
- ・ 所内常設直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として，主蒸気配管及びクエンチャを重大事故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、逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能回復のための設備として、重大事故等対処設備（常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復，可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復）を設ける。

(a) 常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

所内常設直流電源設備が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備として，常設代替直流電源設備を使用する。

常設代替直流電源設備は，逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧機能用電磁弁に給電し，逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動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。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・自動減圧機能用アキュムレータ

本系統の流路として，主蒸気配管及びクエンチャを重大事故対処設備として使用する。

(b) 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

所内常設直流電源設備が喪失した場合を想定した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，逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧機能用電磁弁に給電し，逃がし安全弁（自動減圧機能）を作

動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。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・自動減圧機能用アキュムレータ

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

(c) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復

所内常設直流電源設備が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備として、逃がし安全弁用可搬型蓄電池を使用する。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧機能用電磁弁に給電し、逃がし安全弁（自動減圧機能）の 2 個を作動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。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・逃がし安全弁用可搬型蓄電池
- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・自動減圧機能用アキュムレータ

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

b. 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧

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、逃がし

安全弁の機能回復のための設備として、重大事故等対処設備（非常用窒素供給系による窒素確保及び非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧）を設ける。

(a) 非常用窒素供給系による窒素確保

逃がし安全弁の作動に必要なアキュムレータ（逃がし弁機能用及び自動減圧機能用）の供給圧力が喪失した場合を想定した逃がし安全弁機能回復のための重大事故等対処設備として、高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）を使用する。

高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）は、自動減圧機能用アキュムレータに窒素を供給し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動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。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）（6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）
- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・自動減圧機能用アキュムレータ

本システムの流路として、非常用窒素供給系の配管・弁、主蒸気配管及びクエンチャを重大事故対処設備として使用する。

(b) 非常用逃がし安全弁駆動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、逃がし安全弁の作動に必要なアキュムレータ（逃がし弁機能用及び自動減圧機能用）の供給圧力が喪失した場合の逃がし安全弁機能回復のための設備として、重大事故等対処設備（非常用逃がし安全弁駆動

系による原子炉減圧) を設ける。

非常用逃がし安全弁駆動系は、中央制御室からの操作により高圧窒素ポンペ (非常用逃がし安全弁駆動系) の窒素を、逃がし安全弁 (逃がし弁機能) の 4 個のアクチュエータに供給し、逃がし安全弁 (逃がし弁機能) を作動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。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 高圧窒素ポンペ (非常用逃がし安全弁駆動系) (6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備)

- ・ 常設代替直流電源設備 (10.2 代替電源設備)

- ・ 可搬型代替直流電源設備 (10.2 代替電源設備)

本系統の流路として、非常用逃がし安全弁駆動系の配管・弁、主蒸気配管及びクエンチャを重大事故対処設備として使用する。

その他、設計基準対処設備である逃がし安全弁 (逃がし弁機能) を重大事故等対処設備として使用する。

- d. 全交流動力電源喪失及び常設直流電源喪失における逃がし安全弁の復旧

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、逃がし安全弁 (自動減圧機能) の機能回復のための設備として、重大事故等対処設備 (代替直流電源設備による復旧及び代替交流電源設備による復旧) を設ける。

- (a) 代替直流電源設備による復旧

全交流動力電源及び常設直流電源が喪失した場合を想定した重大

事故等対処設備（代替直流電源設備による復旧）として、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備を使用する。

常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備は、逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧機能用電磁弁に給電し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動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。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・ 自動減圧機能用アキュムレータ

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

b) 代替交流電源設備による復旧

全交流動力電源及び常設直流電源が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（代替交流電源設備による復旧）として、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備を使用する。

常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備は、逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧機能用電磁弁に給電し、逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動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。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・ 自動減圧機能用アキュムレータ

- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）

本系統の流路として、主蒸気配管及びクエンチャを重大事故対処設備として使用する。

(3) 原子炉格納容器破損を防止するために用いる設備

- a. 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、原子炉格納容器破損を防止するための設備として重大事故等対処設備（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）を設ける。

原子炉格納容器破損を防止するための重大事故等対処設備として、逃がし安全弁（自動減圧機能）を使用する。

逃がし安全弁（自動減圧機能）は、中央制御室から開操作することで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・自動減圧機能用アキュムレータ
- ・所内常設直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）

本系統の流路として、主蒸気配管及びクエンチャを重大事故対処設備として使用する。

(4) インターフェイスシステム L O C A 発生時に用いる設備

a. インターフェイスシステム L O C A 発生時の対応

インターフェイスシステム L O C A 発生時における原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量の抑制及び漏えい個所を隔離するための設備として重大事故等対処設備（インターフェイスシステム L O C A 発生時の対応）を設ける。

インターフェイスシステム L O C A 発生時に原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するための重大事故等対処設備として、逃がし安全弁（自動減圧機能）を使用する。

また、インターフェイスシステム L O C A 発生時に原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えい個所を隔離するための重大事故等対処設備として、高圧炉心スプレー系注入弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁、低圧炉心スプレー系注入弁、残留熱除去系 A 系注入弁、残留熱除去系 B 系注入弁及び残留熱除去系 C 系注入弁を使用する。

逃がし安全弁（自動減圧機能）は、インターフェイスシステム L O C A 発生時に、原子炉冷却材の漏えい量を抑制するため、中央制御室からの操作により逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動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。

また、高圧炉心スプレー系注入弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁、低圧炉心スプレー系注入弁、残留熱除去系 A 系注入弁、残留熱除去系 B 系注入弁及び残留熱除去系 C 系注入弁は、中央制御室からの操作ができない場合であっても、現場で人力により手動操作できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・逃がし安全弁（自動減圧機能）

- ・自動減圧機能用アキュムレータ
- ・高圧炉心スプレイ系注入弁
- ・原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁
- ・低圧炉心スプレイ系注入弁
- ・残留熱除去系A系注入弁
- ・残留熱除去系B系注入弁
- ・残留熱除去系C系注入弁

本系統の流路として、主蒸気配管及びクエンチャを重大事故対処設備として使用する。

非常用ディーゼル発電機は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」に示す設計方針を適用する。

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

過渡時自動減圧機能、高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）及び高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）については、「6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」にて示す。

所内常設直流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備については、「10.2 代替電源設備」にて示す。

5.8.2.1 多様性、位置的分散

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

逃がし安全弁（自動減圧機能）及び自動減圧機能用アキュムレータは、設計基準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。

逃がし安全弁（逃がし弁機能）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、非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧として使用する 4 個を、異なる主蒸気管に分散して配置する設計とする。

逃がし安全弁機能回復において逃がし安全弁（自動減圧機能）は、可搬型代替低圧電源車又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池から供給することで、所内常設直流電源設備を用いた弁操作に対し、多様性を持つ設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう 125V 系蓄電池 A 系及び 125V 系蓄電池 B 系に対して異なる種類の蓄電池を用いることで多様性を有する設計とする。

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

5.8.2.2 悪影響防止

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

逃がし安全弁（自動減圧機能）及び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で、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧で使用する逃がし安全弁（逃がし弁機能）は、重大事故等時は重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、通常時は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、重大事故等時は重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、保管場所において治具により固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.8.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

逃がし安全弁は、設計基準事故時の原子炉冷却材圧力バウンダリ減圧機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の吹出容量が、想定される重大事故等時に原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な吹出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。

自動減圧機能用アキュムレータは、設計基準事故時の原子炉冷却材圧力バウンダリ減圧機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、想定される重大事故等時に逃がし安全弁を作動させる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。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、逃がし安全弁（自動減圧機能）1個の作動時間を考慮した蓄電池容量を有するものを1セット2個使用する。保有数は1セット2個、保守点検は電圧測定であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時の予備として1個の合計3個を保管する。

5.8.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

逃がし安全弁（自動減圧機能）は、想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、原子炉格納容器内に設置し、窒素供給系の供給能力が喪失した場合に使用する高圧窒素ポンペ（非常用窒素供給系）の容量の設定も含めて、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。逃がし安全弁の操作は、中央制御室で可能な設計とする。

非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧で使用する逃がし安全弁（逃がし弁機能）は、想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、原子炉格納容器内に設置し、窒素供給系の供給能力が喪失した場合に使用する高圧窒素ポンペ（非常用逃がし安全弁駆動系）の容量の設定も含めて、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。逃がし安全弁の操作は、中央制御室で可能な設計とする。

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。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、中央制御室に保管及び設置するため、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。逃がし安全弁用可搬型蓄電池の操作は、中央制御室で可能な設計とする。

5.8.2.5 操作性の確保

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

逃がし安全弁（自動減圧機能）及び自動減圧機能用アキュムレータは、重大事故等が発生した場合でも、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備とする。逃がし安全弁の操作は、

中央制御室の操作盤のスイッチでの操作が可能な設計とする。

非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧で使用する逃がし安全弁（逃がし弁機能）は、重大事故等時は重大事故等対処設備としての系統構成として使用する設計とする。逃がし安全弁の操作は、中央制御室の操作盤のスイッチでの操作が可能な設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、自動減圧機能用電磁弁への給電を通常時の系統から逃がし安全弁用可搬型蓄電池による電源供給へ中央制御室での電気回路の接続により速やかに切り替えできる設計とする。また、車輪の設置により運搬ができる設計とするとともに、設置場所にて固縛ができる設計とする。接続は、ボルト・ネジ接続とし、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できる設計とする。

5.8.3 主要設備及び仕様

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要設備及び仕様を第 5.8-1 表及び第 5.8-2 表に示す。

5.8.4 試験検査

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

逃がし安全弁は、原子炉の停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

自動減圧機能用アキュムレータは、原子炉の停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

逃がし安全弁は、原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、原子炉の運転中又は停止中に電磁弁へ

の電源供給により弁の開閉を行うことで、機能・性能の確認が可能な設計とする。また、逃がし安全弁用可搬型蓄電池は電圧測定が可能な設計とする。

第 5.8-1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（常設）の設備仕様

(1) 逃がし安全弁

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

(2) 自動減圧機能用アキュムレータ

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

個数	7
容量	0.25m ³ ／個

(3) 高圧炉心スプレー系注入弁

最高使用圧力	: 10.7MPa
最高使用温度	: 302℃
個数	: 1
取付箇所	: 原子炉建屋原子炉棟 3階

(4) 原子炉隔離時冷却系注入弁

最高使用圧力	: 10.7MPa
最高使用温度	: 302℃
個数	: 1
取付箇所	: 原子炉建屋原子炉棟 4階

- (5) 低圧炉心スプレイ系注入弁
最高使用圧力 : 8.62MPa
最高使用温度 : 302℃
個数 : 1
取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟 3階
- (6) 残留熱除去系A系注入弁
最高使用圧力 : 8.62MPa
最高使用温度 : 302℃
個数 : 1
取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟 3階
- (7) 残留熱除去系B系注入弁
最高使用圧力 : 8.62MPa
最高使用温度 : 302℃
個数 : 1
取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟 3階
- (8) 残留熱除去系C系注入弁
最高使用圧力 : 8.62MPa
最高使用温度 : 302℃
個数 : 1
取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟 3階

(1) 逃がし安全弁

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

型 式	バネ式 (アクチュエータ付)
個 数	18 個

(2) 自動減圧機能用アキュムレータ

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

個 数	7
容 量	0.25m ³ /個

(3) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池

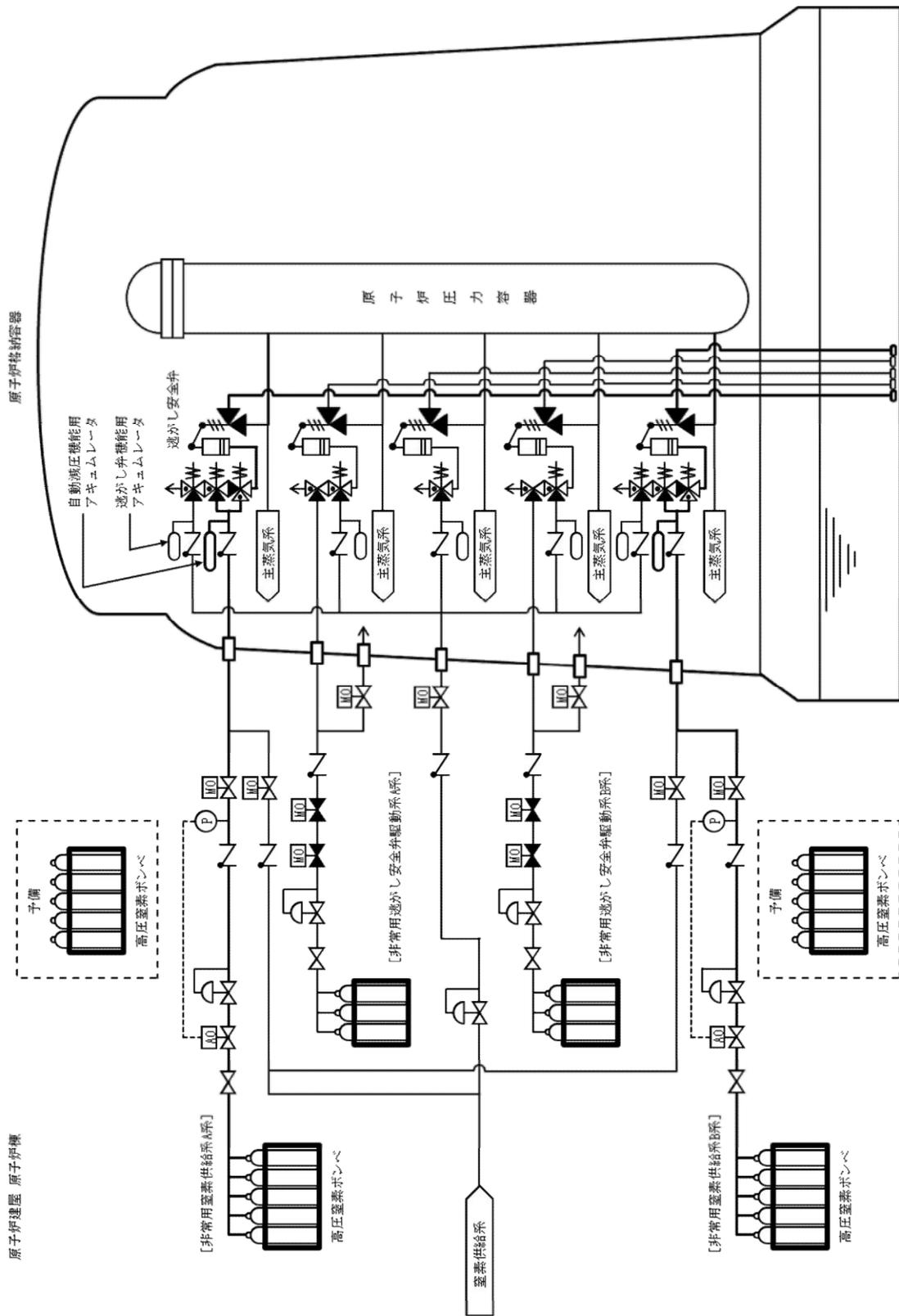
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

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

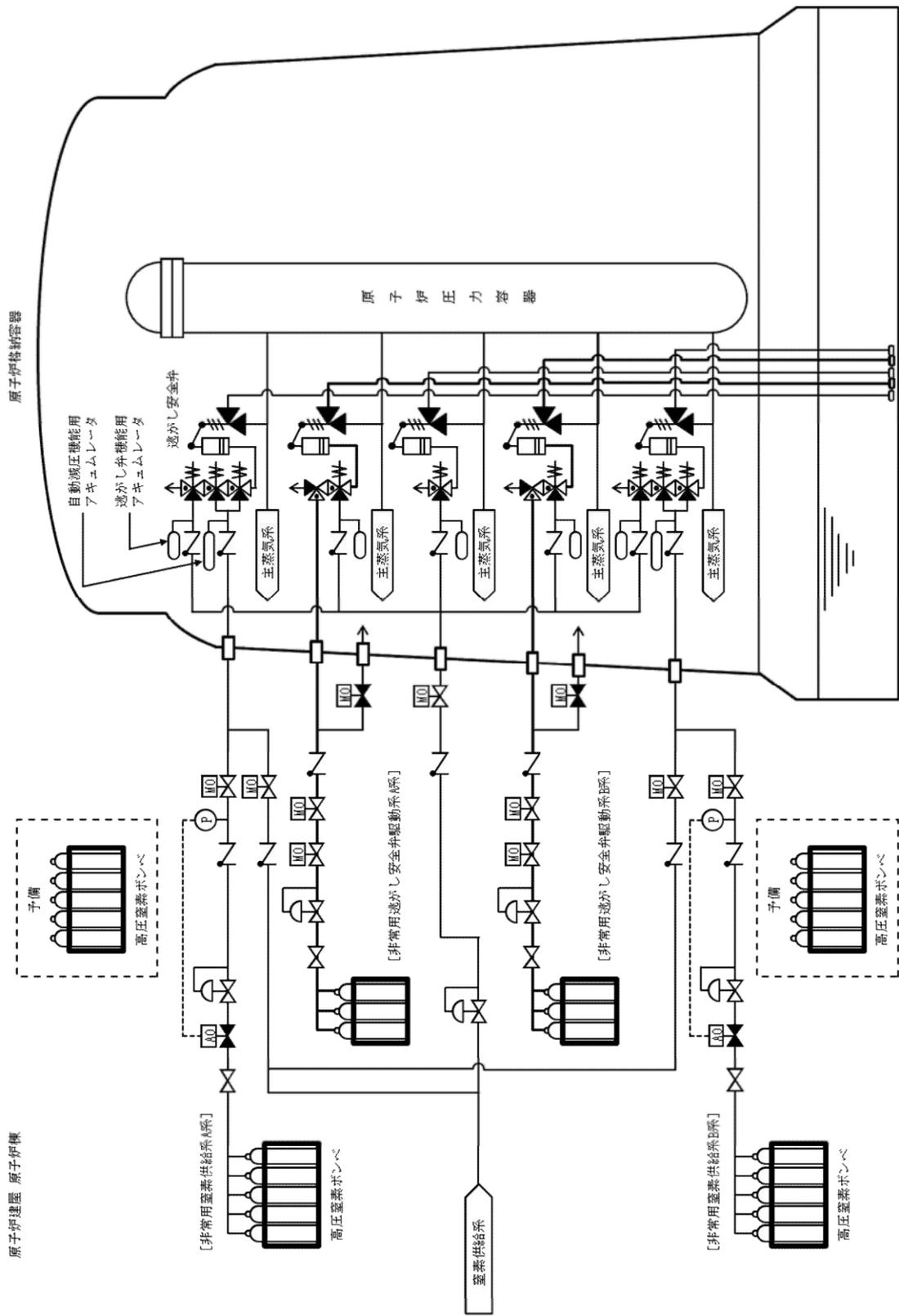
(4) 高圧窒素ポンペ

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

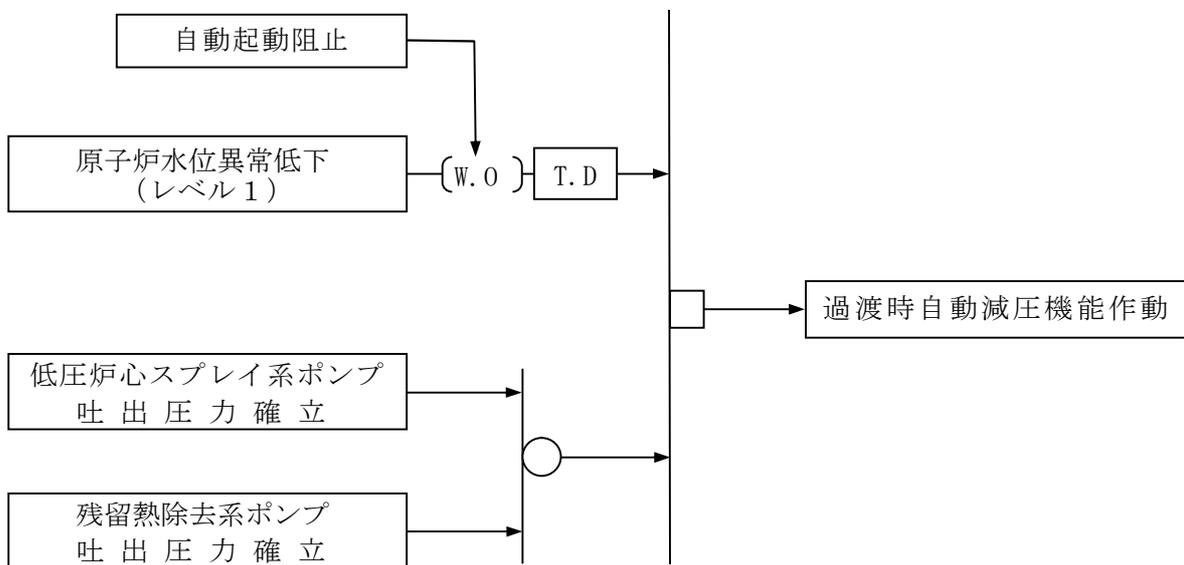
個 数	10 (予備 10)
容 量	約 47L/個
充填圧力	約 15MPa [gage]



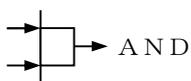
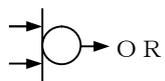
第 5.8-1 図 原子炉冷却材圧力を減圧するための設備（非常用窒素供給系）
系統概略図



第 5.8-2 図 原子炉冷却材圧力を減圧するための設備（非常用逃がし安全弁駆動系）系統概略図



凡 例



(W.O) 信号阻止

T.D 時間遅れ

第 5.8-3 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（過渡時自動減圧機能）系統概要図

6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

6.8.1 概 要

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する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を第 6.8-1 図及び第 6.8-3 図に示す。

6.7.2 設計方針

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、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重大事故等対処設備（原子炉減圧の自動化）を設ける。

尚、逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動減圧機能を以降「自動減圧系」という。

a. 原子炉減圧の自動化

逃がし安全弁（自動減圧機能）の故障等により自動減圧系が喪失した場合の重大事故等対処設備（原子炉減圧の自動化）として、過渡時自動減圧機能を使用する。

逃がし安全弁（自動減圧機能）の過渡時自動減圧機能は、原子炉水位異常低下（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転している場合に、逃がし安全弁用電磁弁を作動させることにより、逃が

し安全弁（過渡時自動減圧機能）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。18 個の逃がし安全弁のうち，2 個がこの機能を有している。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・ 過渡時自動減圧機能
- ・ 逃がし安全弁（過渡時自動減圧機能）（5.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）
- ・ 自動減圧機能用アキュムレータ（5.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）
- ・ 逃がし安全弁（安全弁機能）

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の非常用ディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

(2) サポート系故障時に用いる設備

a. 非常用窒素供給系による窒素確保

逃がし安全弁の作動に必要なアキュムレータ（逃がし弁機能用及び自動減圧機能用）の供給圧力が喪失した場合を想定した逃がし安全弁機能回復のための重大事故等対処設備として，高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）を使用する。

高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）は，自動減圧機能用アキュムレータに窒素を供給し，逃がし安全弁（自動減圧機能）を作動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。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・ 高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）（6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧す

るための設備）

- ・ 逃がし安全弁（自動減圧機能）
- ・ 自動減圧機能用アキュムレータ

本系統の流路として、非常用窒素供給系の配管・弁、主蒸気配管及びクエンチャを重大事故対処設備として使用する。

b. 非常用逃がし安全弁駆動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、逃がし安全弁の作動に必要なアキュムレータ（逃がし弁機能用及び自動減圧機能用）の供給圧力が喪失した場合の逃がし安全弁機能回復のための設備として、重大事故等対処設備（非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧）を設ける。

非常用逃がし安全弁駆動系は、中央制御室からの操作により高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）の窒素を、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の4個のアクチュエータに供給し、逃がし安全弁（逃がし弁機能）を作動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。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）
- ・ 常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）

本系統の流路として、非常用逃がし安全弁駆動系の配管・弁、主蒸気配

管及びクエンチャを重大事故対処設備として使用する。

その他，設計基準対処設備である逃がし安全弁（逃がし弁機能）を重大事故等対処設備として使用する。

本システムの流路として，主蒸気配管・クエンチャ及び非常用を重大事故対処設備として使用する。

非常用ディーゼル発電機は，設計基準事故対処設備であるとともに，重大事故等時においても使用するため，「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」に示す設計方針を適用する。ただし，多様性，位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから，1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち多様性，位置的分散の設計方針は適用しない。

非常用ディーゼル発電機，常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備については，「10.2 代替電源設備」に示す。

逃がし安全弁（自動減圧機能）及び自動減圧機能用アキュムレータは，「10.2 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」に示す。

6.8.2.1 多様性，位置的分散

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

過渡時自動減圧機能の論理回路を使用した自動による原子炉減圧は，手動による自動減圧系に対して多様性を有する設計とする。

過渡時自動減圧機能は、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。

過渡時自動減圧機能は、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。

逃がし安全弁（自動減圧機能）用の高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）は、予備のポンベも含めて、原子炉建屋原子炉棟内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逃がし安全弁（自動減圧機能用）のアク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。

逃がし安全弁（逃がし弁機能）用の高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）は、予備のポンベも含めて、原子炉建屋原子炉棟内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逃がし安全弁（逃がし弁機能）の逃がし弁機能用アク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。

6.8.2.2 悪影響防止

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

過渡時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。

過渡時自動減圧機能は、原子炉水位異常低下（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力高の検出器からの入力信号並びに論理回路からの逃がし安全弁（自動減圧機能）作動用電磁弁制御信号は、自動減圧機能と共有するが自動減圧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。

過渡時自動減圧機能は、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。

非常用窒素供給系は、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。

非常用逃がし安全弁駆動系は、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。

6.8.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

過渡時自動減圧機能は、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燃料有効長頂部より高い設定として、原子炉水位異常低下（レベル 1）の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。また、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ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプによる注水が必要であることから、原子炉水位異常低下（レベル 1）かつ残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転の場合に作動する設計とする。

非常用窒素供給系の高圧窒素ボンベ（非常用窒素供給系）は、想定される重大事故等時において原子炉格納容器圧力が設計圧力の 2 倍となった場合においても、弁開動作に必要な窒素供給の圧力及び容量に対して十分な圧力及び容量を有したものを 1 セット 10 個（A 系統 5 個，B 系統 5 個）使用する。保有数は、1 セット 10 個及び故障による待機除外時の予備用として 10 個の

合計 20 個を保管する。

非常用窒素供給系の高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）は、想定される重大事故等時において原子炉格納容器圧力が設計圧力の 2 倍となった場合においても、弁開動作に必要な窒素供給の圧力及び容量に対して十分な圧力及び容量を有したものを 1 セット 6 個（A 系統 3 個，B 系統 3 個）使用する。保有数は，1 セット 6 個及び故障による待機除外時の予備用として 6 個の合計 12 個を保管する。

6.8.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

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

逃がし安全弁（自動減圧機能）の非常用窒素供給系は，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逃がし安全弁（自動減圧機能）を確実に作動するために必要な圧力を供給可能な設計とする。

逃がし安全弁（逃がし弁機能）の非常用逃がし安全弁駆動系は，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逃がし安全弁（自動減圧機能）を確実に作動するために必要な圧力を供給可能な設計とする。

高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）は，原子炉建屋原子炉棟内に保管及び設置し，重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）の予備との取替及び常設設備との接続は，想定される重大事故時において設置場所で可能な設計とする。

高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）は、原子炉建屋原子炉棟内に保管及び設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）の予備との取替及び常設設備との接続は、想定される重大事故時において設置場所で可能な設計とする。

逃がし安全弁（自動減圧機能）の非常用窒素供給系は、想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、原子炉格納容器内に設置し、窒素供給系からの窒素供給圧力が低下した場合に使用する非常用窒素供給系の高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）の容量の設定も含めて、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は、中央制御室で可能な設計とする。

逃がし安全弁（逃がし弁機能）の非常用逃がし安全弁駆動系は、想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、原子炉格納容器内に設置し、窒素供給系からの窒素供給圧力が低下した場合に使用する非常用逃がし安全弁駆動系の高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）の容量の設定も含めて、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は、中央制御室で可能な設計とする。

6.8.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

過渡時自動減圧機能は、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。

過渡時自動減圧機能は、原子炉水位異常低下（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプが運転している場合に、2 個の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。

過渡時自動減圧機能は、原子炉水位異常低下（レベル 1）の検出器は多重

化し、残留熱除去系ポンプ又は低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力確立の条件成立時「2 out of 2」論理で動作させることで、信頼性向上を図った設計とする。

非常用窒素供給系の高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）は、本来の用途以外の用途として使用するための切り替えが不要な設計とし、非常用窒素供給系の使用に当たり切り替えせずに使用できる設計とする。

非常用逃がし安全弁駆動系の高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）は、本来の用途以外の用途として使用するための切り替えが不要な設計とし、非常用逃がし安全弁駆動系の使用に当たり切り替えせずに使用できる設計とする。

非常用窒素供給系の高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）は、人力又はポンベ運搬台車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、必要により設置場所である原子炉建屋原子炉棟内にて、ポンベラックによる固縛により転倒防止対策が可能な設計とする。接続は、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できる設計とする。

非常用逃がし安全弁駆動系の高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）は、人力又はポンベ運搬台車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、必要により設置場所である原子炉建屋原子炉棟内にて、ポンベラックによる固縛により転倒防止対策が可能な設計とする。接続は、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できる設計とする。

6.8.3 主要設備及び仕様

緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備の主要設備及び仕様を第 6.8-1 表に示す。

6.8.4 試験検査

6.8.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉の自動減圧に使用する過渡時自動減圧機能は、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。

非常用窒素供給系は、原子炉の停止中に機能・性能の確認として、系統の供給圧力の確認及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

また、非常用窒素供給系の高圧窒素ポンベ（非常用窒素供給系）は、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。

非常用逃がし安全弁駆動系は、原子炉の停止中に機能・性能の確認として、系統の供給圧力の確認及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

また、非常用逃がし安全弁駆動系の高圧窒素ポンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）は、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 6.8-1 表 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための設備主要仕様

(1) 過渡時自動減圧機能

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

個	数	1
---	---	---

(2) 高圧窒素ボンベ（非常用窒素供給系）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

個	数	10（予備 10）
---	---	-----------

容	量	約 47L／個
---	---	---------

充	填	圧	力	約 15MPa [gage]
---	---	---	---	----------------

(3) 高圧窒素ボンベ（非常用逃がし安全弁駆動系）

兼用する設備は以下のとおり。

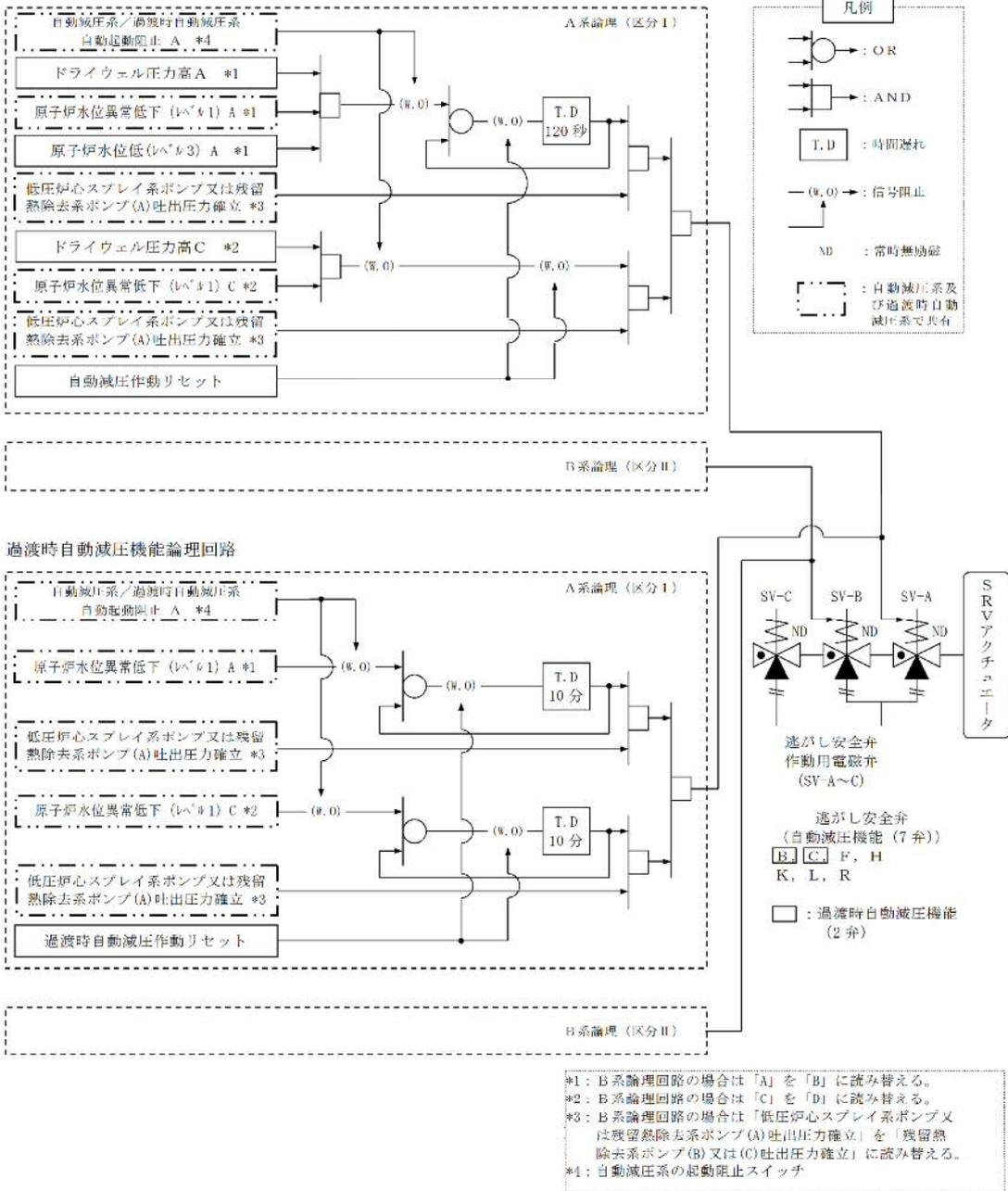
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

個	数	6（予備 6）
---	---	---------

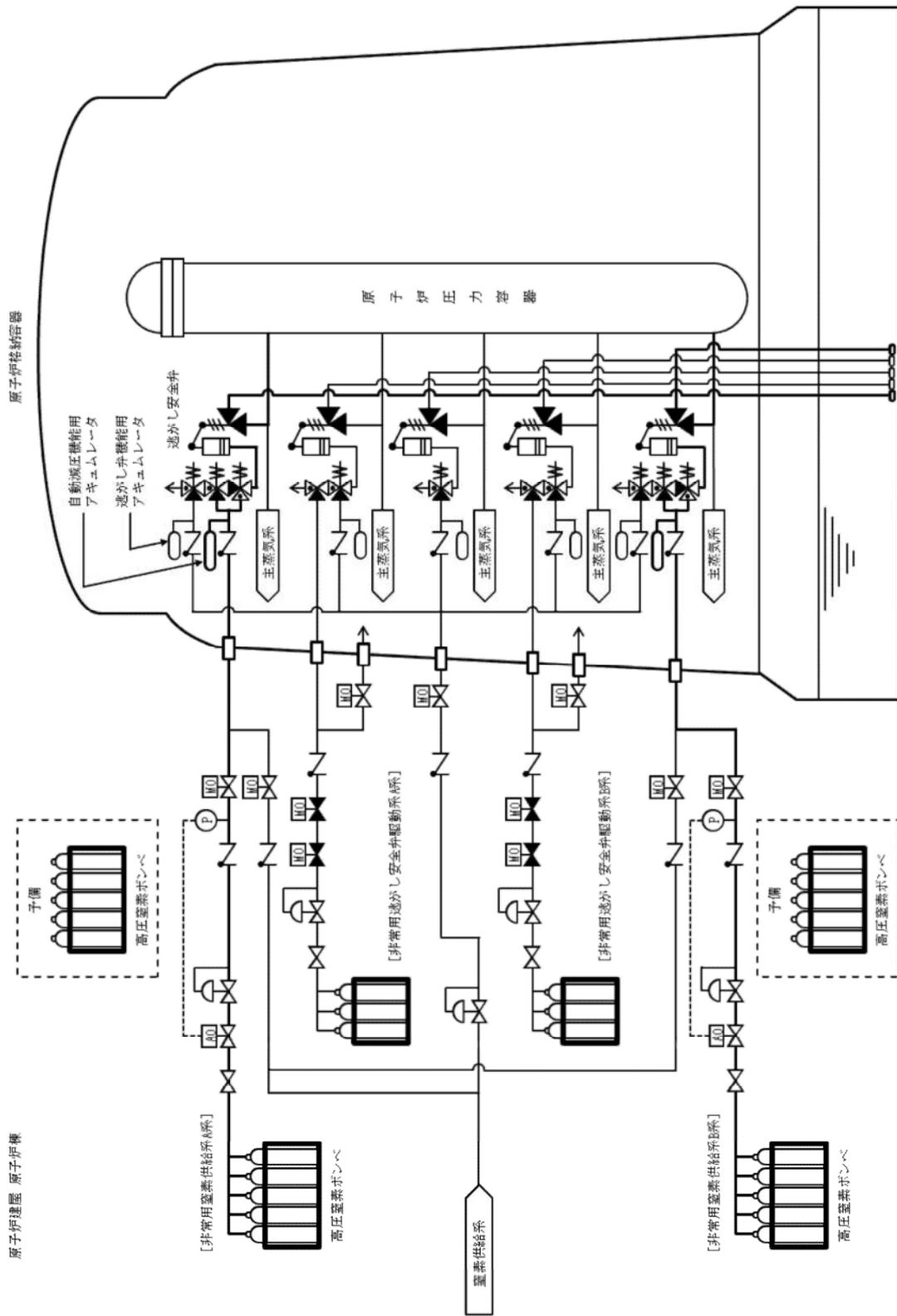
容	量	約 47L／個
---	---	---------

充	填	圧	力	約 15MPa [gage]
---	---	---	---	----------------

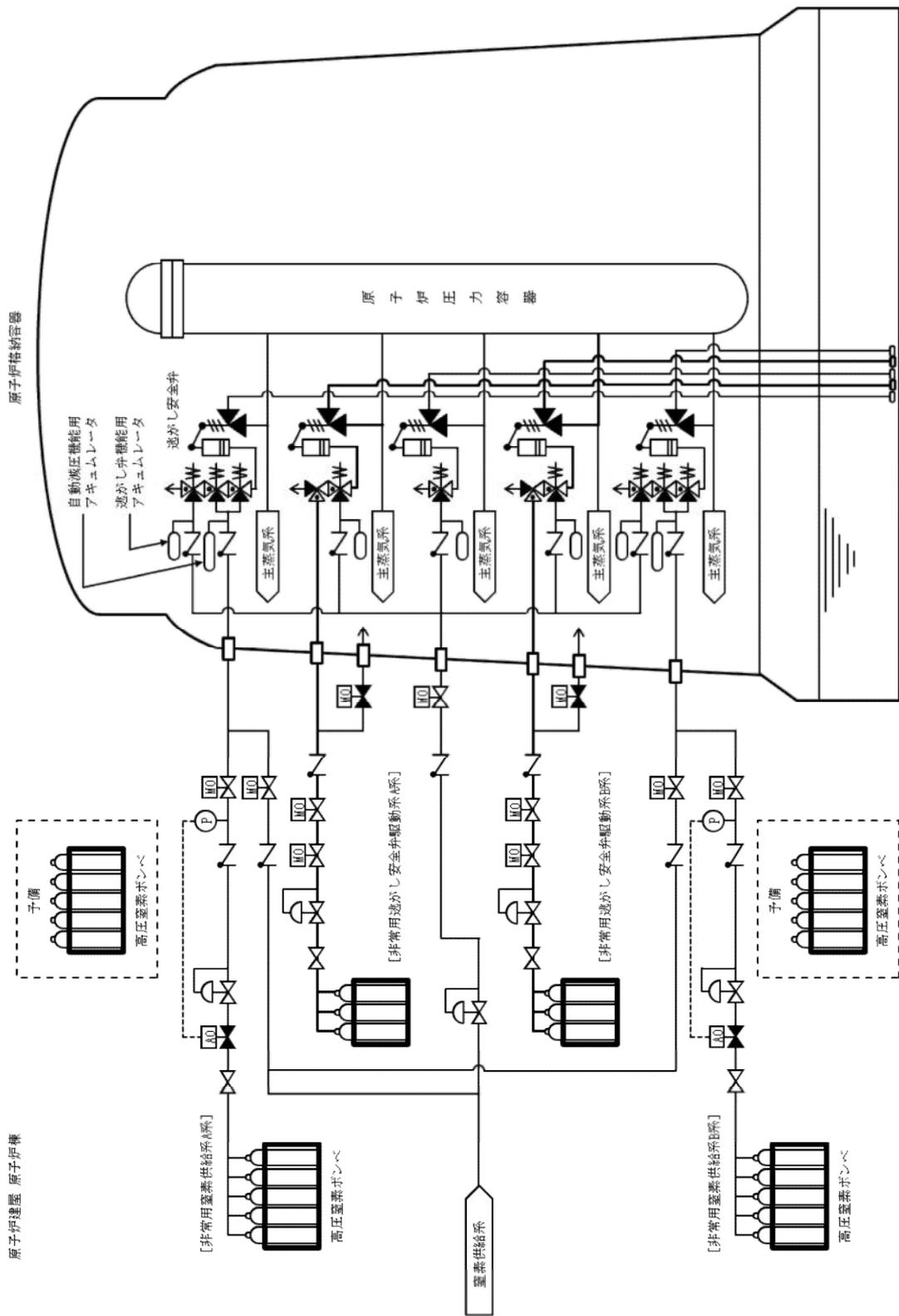
自動減圧機能論理回路



第 6.8-1 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)

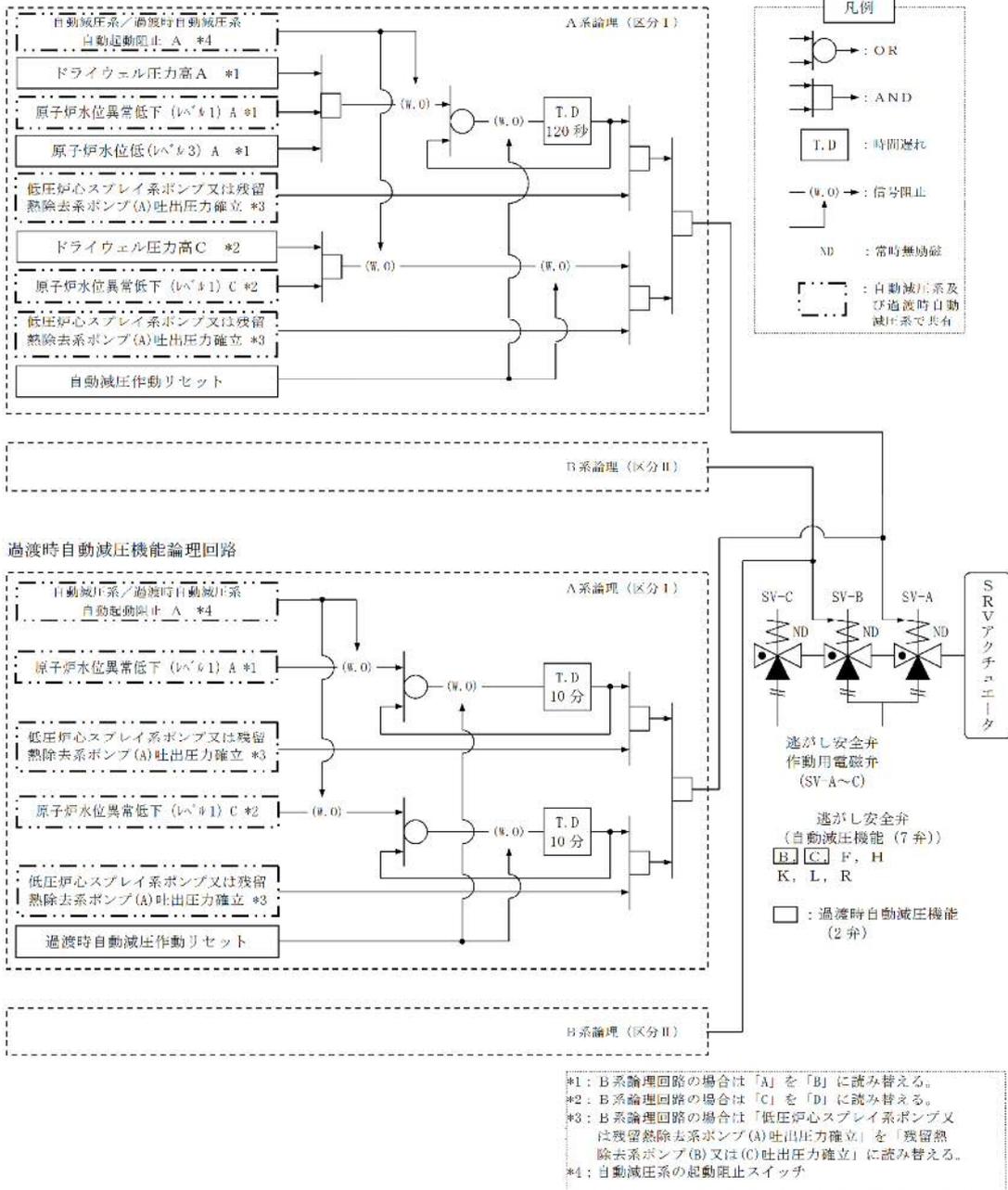


第6.8-2図 原子炉冷却材圧力を減圧するための設備 系統概略図
(非常用窒素供給系)



第6.8-3図 原子炉冷却材圧力を減圧するための設備 系統概略図
(非常用逃がし安全弁駆動系)

自動減圧機能論理回路



第 6.8-1 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)

3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備【46条】

< 添付資料 目次 >

3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

3.3.1 設置許可基準規則第46条への適合方針

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

3.3.2 重大事故等対処設備

3.3.2.1 逃がし安全弁

3.3.2.1.1 設備概要

- (1) 逃がし弁機能
- (2) 安全弁機能

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

3.3.2.1.2 主要設備の仕様

- (1) 逃がし安全弁
- (2) 自動減圧機能用アキュムレータ

3.3.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.3.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

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

3.3.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

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

3.3.2.2 過渡時自動減圧機能

3.3.2.2.1 設備概要

3.3.2.2.2 主要設備の仕様

3.3.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.3.2.2.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

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

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

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

3.3.2.3.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

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

3.3.2.4 逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）

3.3.2.4.1 設備概要

3.3.2.4.2 主要設備の仕様

- (1) 高圧窒素ガスボンベ

3.3.2.4.3 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

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

3.3.2.4.3.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

- (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

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

3.3.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.3.3.1 インターフェイスシステムLOCA隔離弁

3.3.3.1.1 設備概要

3.3.3.1.2 主要設備の仕様

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

3.3.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備【46条】

【設置許可基準規則】

(原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備)

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

(解釈)

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

(1) ロジックの追加

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

(2) 可搬型重大事故防止設備

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

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

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

3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

3.3.1 設置許可基準規則第46条への適合方針

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

- (4) 逃がし安全弁の背圧対策（設置許可基準規則解釈の第1項（2）c））

自動減圧機能用アキュムレータ及び高圧窒素ガス供給系（非常用）は、想定される重大事故等時の環境条件を考慮して、格納容器圧力が仮に設計圧力の2倍の状態（2Pd）となった場合でも、逃がし安全弁（自動減圧機能）を確実に作動させることができるように、高圧窒素ガスポンベの供給圧力を設定する。

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

(5) インターフェイスシステムLOCA隔離弁

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

また、技術的能力審査基準への適合のため、復旧手段として、以下を整備する。

(6) 復旧手段の整備

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

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

(7) 逃がし安全弁（逃がし弁機能）の手動操作による減圧

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

(8) タービン・バイパス弁の手動操作による原子炉の減圧

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

(9) 原子炉隔離時冷却系の手動操作による原子炉の減圧

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

(10) 逃がし安全弁機能回復（可搬型窒素供給装置（小型））

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

(11) 代替逃がし安全弁駆動装置による減圧

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

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

3.3.2 重大事故等対処設備

3.3.2.1 逃がし安全弁

3.3.2.1.1 設備概要

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

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

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

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

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

(1) 逃がし弁機能

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

18個の逃がし安全弁は、全てこの機能を有している。

(2) 安全弁機能

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

18個の逃がし安全弁は、**全て**この機能を有している。

(3) 自動減圧機能

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

18個の逃がし安全弁のうち、7個がこの機能を有している。

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

(4) 逃がし弁機能用アキュムレータ

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

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

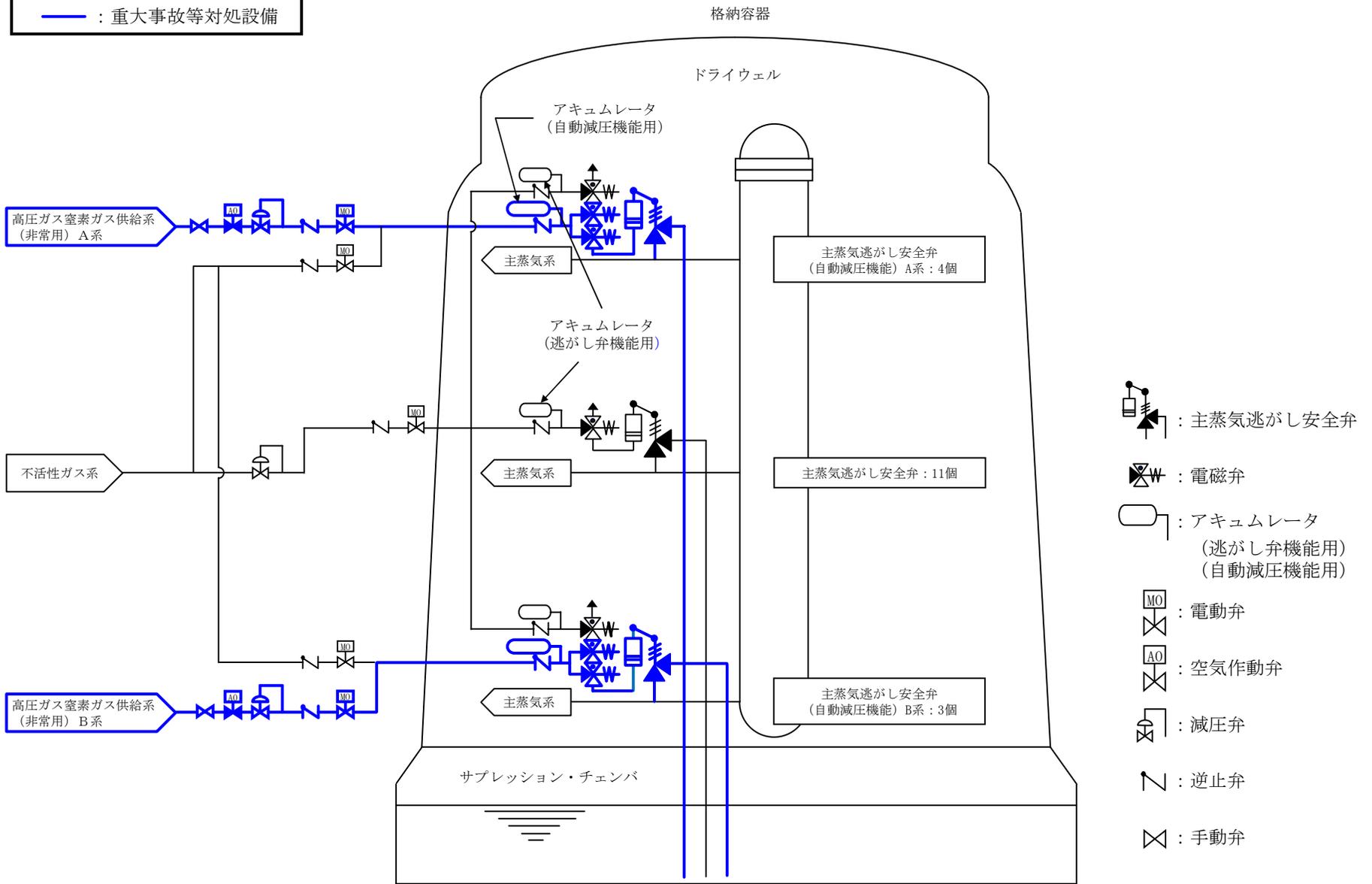
(5) 自動減圧機能用アキュムレータ

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

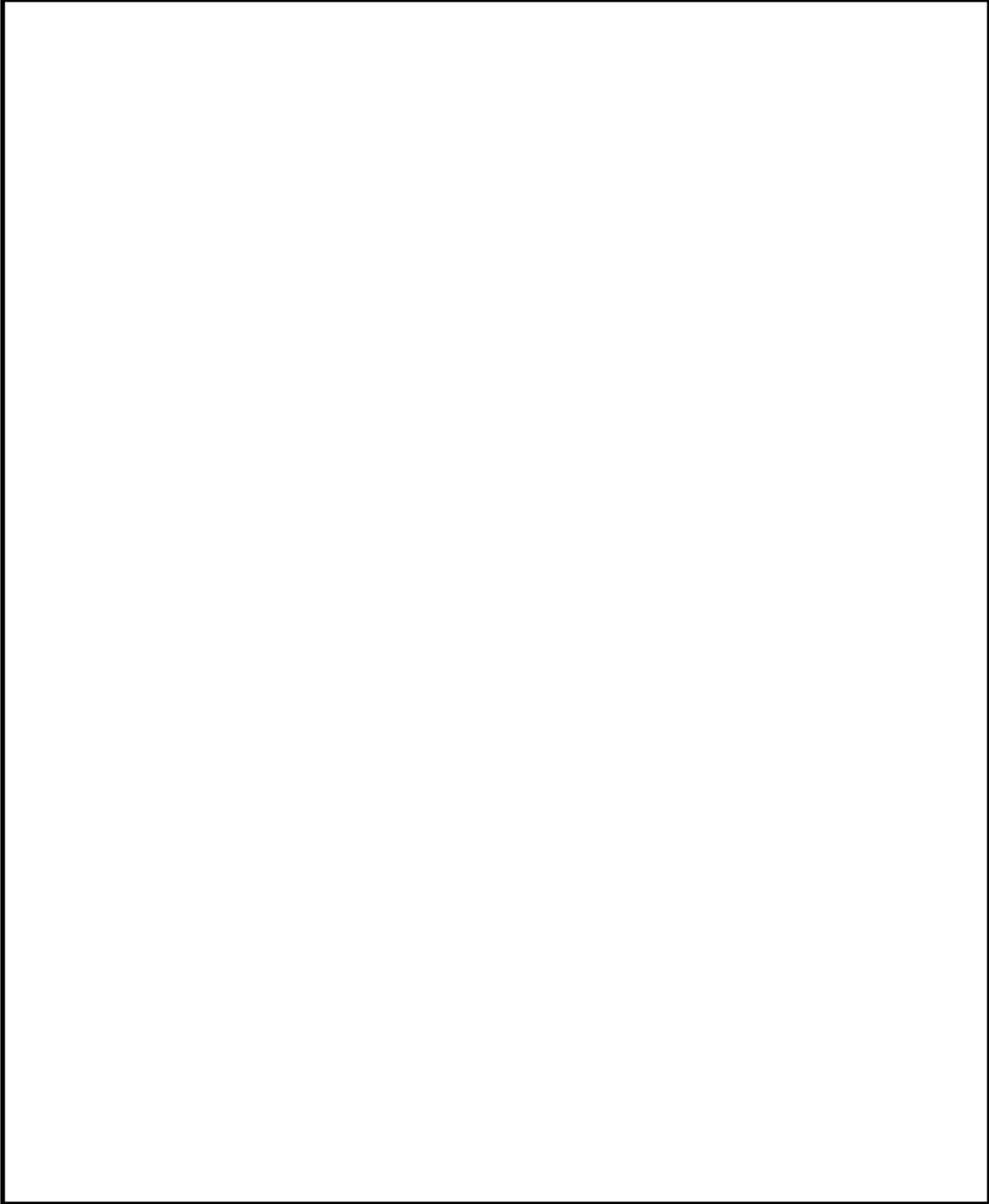
動に必要となる圧力を上回る窒素圧力を蓄えることができる設計とする。

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

— : 重大事故等対処設備



第 3.3-1 図 逃がし安全弁に関する系統概要図



第 3.3-2 図 逃がし安全弁設備概要図

第3.3-1表 逃がし安全弁に関する重大事故等対処設備一覧

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

設備区分	設備名
	高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力【常設】 常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】 残留熱除去系ポンプ吐出圧力【常設】 低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力【常設】 常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力【常設】 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力【常設】

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

B22-F013B, C, F, H, K, L, R 計7個

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

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

3.3.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 逃がし安全弁

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

(安全弁機能)

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

(逃がし弁機能) *1

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

*1 : 設計基準対象施設としての機能

(2) 自動減圧機能用アキュムレータ

種 類 : 円筒型
個 数 : 7
容 量 : 0.25m³
最高使用圧力 : 2.28MPa[gage]
最高使用温度 : 171℃
取 付 箇 所 : 格納容器内

3.3.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.3.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

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

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

(46-3-3, 6)

第3.3-2表 想定する環境条件

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

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

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

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

また、自動減圧機能用アキュムレータは操作不要な設計とする。

以下の第3.3-3表に操作対象機器を示す。

(46-3-3)

第3.3-3表 操作対象機器リスト

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

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

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

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

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

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

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

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

(46-5-2～6)

第3.3-4表 逃がし安全弁の試験及び検査

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

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

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

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

第3.3-5表 自動減圧機能用アキュムレータの試験及び検査

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

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

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

(46-4-3)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

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

(46-4-3)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

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

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

(46-3-3, 6)

第3.3-6表 操作対象機器設置場所

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

3.3.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

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

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

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

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

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

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

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

逃がし安全弁の多様性又は多重性、位置的分散について、第3.3-7表に示す。

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

第3.3-7表 多様性又は多重性、位置的分散

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

*：逃がし安全弁（自動減圧機能）は、以下のとおり。

B22-F013B, C, F, H, K, L, R 計7個

3.3.2.2 過渡時自動減圧機能

3.3.2.2.1 設備概要

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

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

過渡時自動減圧機能に関する重大事故等対処設備一覧を第3.3-8表に示す。

第3.3-8表 過渡時自動減圧機能に関する重大事故等対処設備一覧

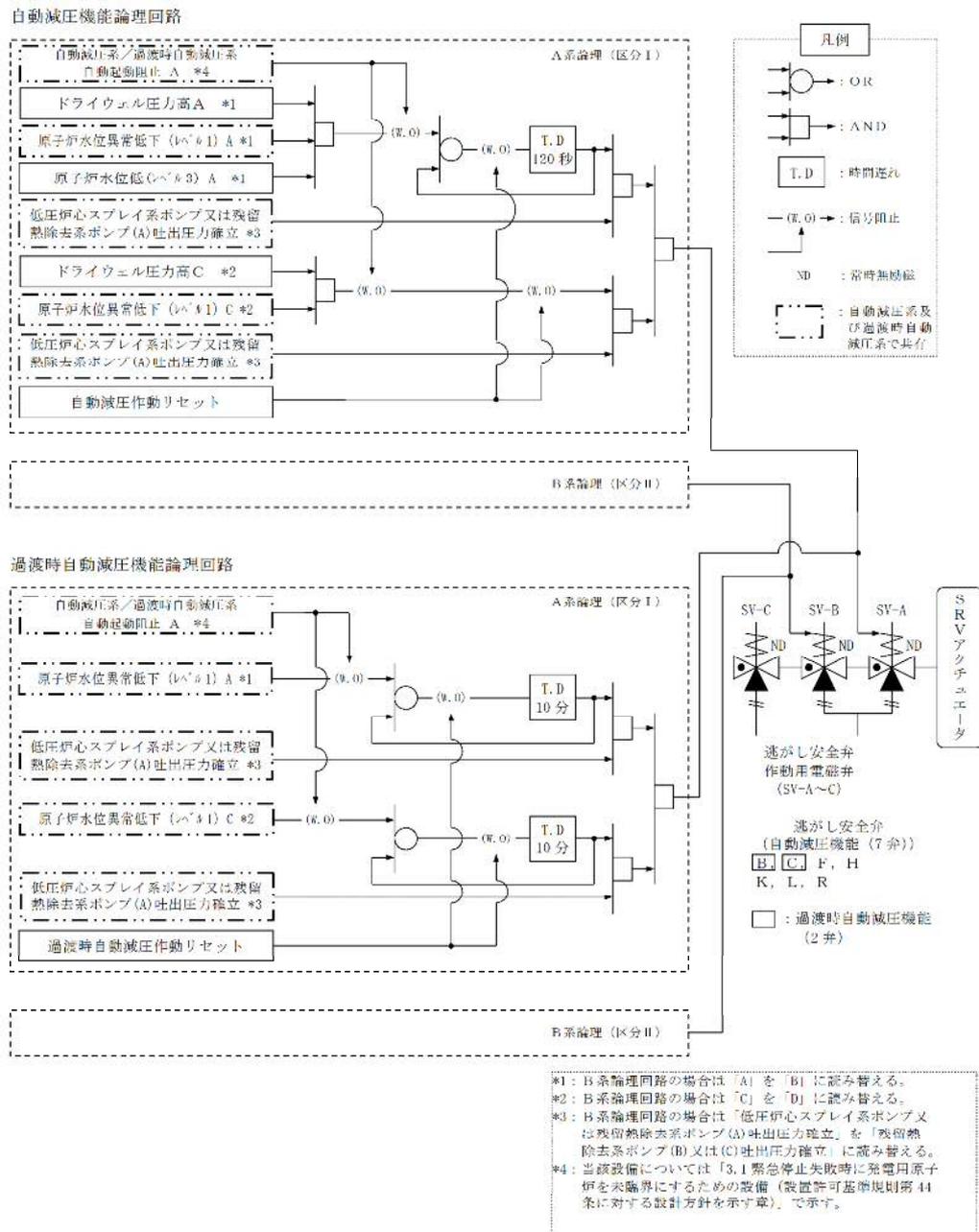
設備区分		設備名
主要設備		過渡時自動減圧機能【常設】
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	—
	注水先	—
	電源設備*1 (燃料補給設備含む)	非常用交流電源設備 非常用ディーゼル発電機【常設】 燃料移送ポンプ【常設】 軽油貯蔵タンク【常設】 燃料デイトank【常設】 非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ【常設】
	計装設備*2	原子炉圧力【常設】 原子炉圧力(SA)【常設】 原子炉水位(広帯域)【常設】 原子炉水位(SA広帯域)【常設】 原子炉水位(燃料域)【常設】 原子炉水位(SA燃料域)【常設】 サブレーション・プール水位【常設】 サブレーション・プール水温度【常設】 格納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

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

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

3.3.2.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を、第3.3-3図に示す。



第 3.3-3 図 過渡時自動減圧機能説明図

3.3.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.3.2.2.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

設計方針については，「2.3.3 環境条件等」で示す。

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

(46-3-2, 3)

第3.3-9表 想定する環境条件

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

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

(3) 試験・検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

(46-5-6～9)

第3.3-10表 過渡時自動減圧機能の試験・検査

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

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

過渡時自動減圧機能は、本来の用途以外には使用しない設計とする。

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

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

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

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

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

(46-11-2～7)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

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

3.3.2.2.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

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

(46-6-2, 3)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

敷地内に二以上の原子炉施設はないことから、過渡時自動減圧機能は共用しない。

(3) 設計基準対象設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

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

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

(46-11-2～8)

3.3.2.3 逃がし安全弁機能回復（可搬型代替直流電源供給）

3.3.2.3.1 設備概要

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

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

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

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

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

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

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

3.3.2.3.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池

型式 : リチウムイオン電池
個数 : 2 (予備1)
容量 : 2,400Wh
電圧 : 125V
取付箇所 : 中央制御室
保管場所 : 中央制御室

(2) 可搬型代替低圧電源車

エンジン

個数 : 4 (予備1)
使用燃料 : 軽油

発電機

個数 : 4 (予備1)
種類 : 三相交流発電機
容量 : 500kVA/個
力率 : 0.8
電圧 : 440V
周波数 : 50Hz

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

保管場所 : 西側保管場所及び南側保管場所

(3) 可搬型整流器

個数 : 8 (予備1)
出力 : 15kW/個

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

保管場所 : 西側保管場所及び南側保管場所

(4) 可搬型設備用軽油タンク

容 量 : 30kL/個

個 数 : 7 (予備1)

設置場所 : 西側保管場所 (地下) 及び南側保管場所 (地下)

(5) タンクローリ

容 量 : 4.0kL/個

個 数 : 2 (予備3)

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

保管場所 : 西側保管場所及び南側保管場所

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

3.3.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.3.2.3.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

設計方針については，「2.3.3 環境条件等」で示す。

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

第3.3-12表 想定する環境条件

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

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

(46-3-4)

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

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

第 3.3-13 表 操作対象機器

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

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

(3) 試験・検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

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

第3.3-14表 逃がし安全弁用可搬型蓄電池の試験・検査

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

(46-5-11)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

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

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

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

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

手順の項目		実施箇所・必要要員数		経過時間(分)												備考
				10	20	30	40	50	60	70	80	90				
				逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復 56分												
逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1	可搬型計測器校新													
			可搬型蓄電池、ケーブル接続													
			減圧開始操作													
			減圧確認													

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

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

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

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

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

(46-4-5)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

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

(46-3-4)

第3.3-15表 操作対象機器設置場所

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

3.3.2.3.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

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

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

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

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

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

(46-4-4)

3.3.2.3.3.3 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.2 容量等」に示す。

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

(46-6-4)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

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

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

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

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

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

(46-3-4)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項五）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、地震、津波、その他の外部事象による損傷の防止が図られた中央制御室に保管する。また、常設S A設備の125V A系蓄電池、125V B系蓄電池と位置的分散を図り保管及び設置する設計とする。

(46-3-4)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第43条第3項六）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

(46-9-2～7)

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

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

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

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

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

第3.3-16表 多様性又は多重性，位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
		125V A系蓄電池【常設】 125V B系蓄電池【常設】
減圧用の弁	逃がし安全弁 (自動減圧機能)	逃がし安全弁 (自動減圧機能)
	7個	2個
	格納容器内	
駆動用電源	125V A系蓄電池【常設】 125V B系蓄電池【常設】	逃がし安全弁用可搬型蓄電池【可搬】
	2個	2個 (予備1個)
	125V A系蓄電池【常設】 原子炉建屋付属棟中1階 125V B系蓄電池【常設】 原子炉建屋付属棟1階	原子炉建屋付属棟3階

3.3.2.4 逃がし安全弁機能回復（代替窒素供給）

3.3.2.4.1 設備概要

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

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

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

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

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

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

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

3.3.2.4.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 高圧窒素ガスポンベ

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

3.3.2.4.3 設置許可基準規則第43条第への適合方針

3.3.2.4.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

設計方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

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

(46-3-5)

第3.3-18表 想定する環境条件

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

(46-3-5)

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

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

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

高圧窒素ガスポンベの交換を行う作業場所は、十分な作業空間を確保する。

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

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

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

第3.3-19表に操作対象機器を示す。

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

第3.3-19表 操作対象機器

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

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

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

第3.3-20表 高圧窒素ガス供給系（非常用）の試験・検査

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

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

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

(46-5-10)

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

(i) 要求事項

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

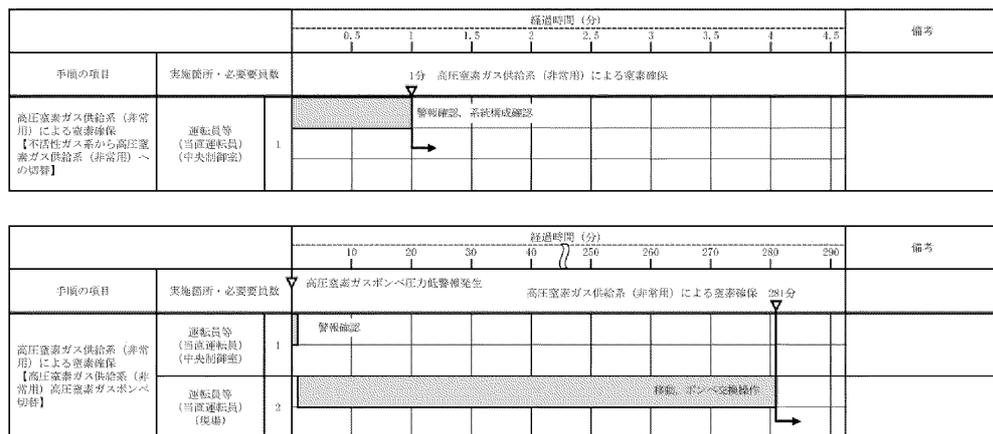
(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

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

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



第 3.3-6 図 高圧窒素ガス供給系（非常用）による駆動源確保
タイムチャート*

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

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

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

(46-4-3)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

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

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

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

(46-3-5)

3.3.2.4.3.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

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

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

(46-6-5～7)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(i) 要求事項

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

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

(46-4-3)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

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

(46-3-5)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

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

(46-3-5)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項五）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

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

(46-8-2)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第43条第3項六）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

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

(46-9-2～7)

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

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

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

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

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

第3.3-21表 多様性又は多重性，位置的分散

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

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

3.3.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.3.3.1 インターフェイスシステムLOCA隔離弁

3.3.3.1.1 設備概要

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

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

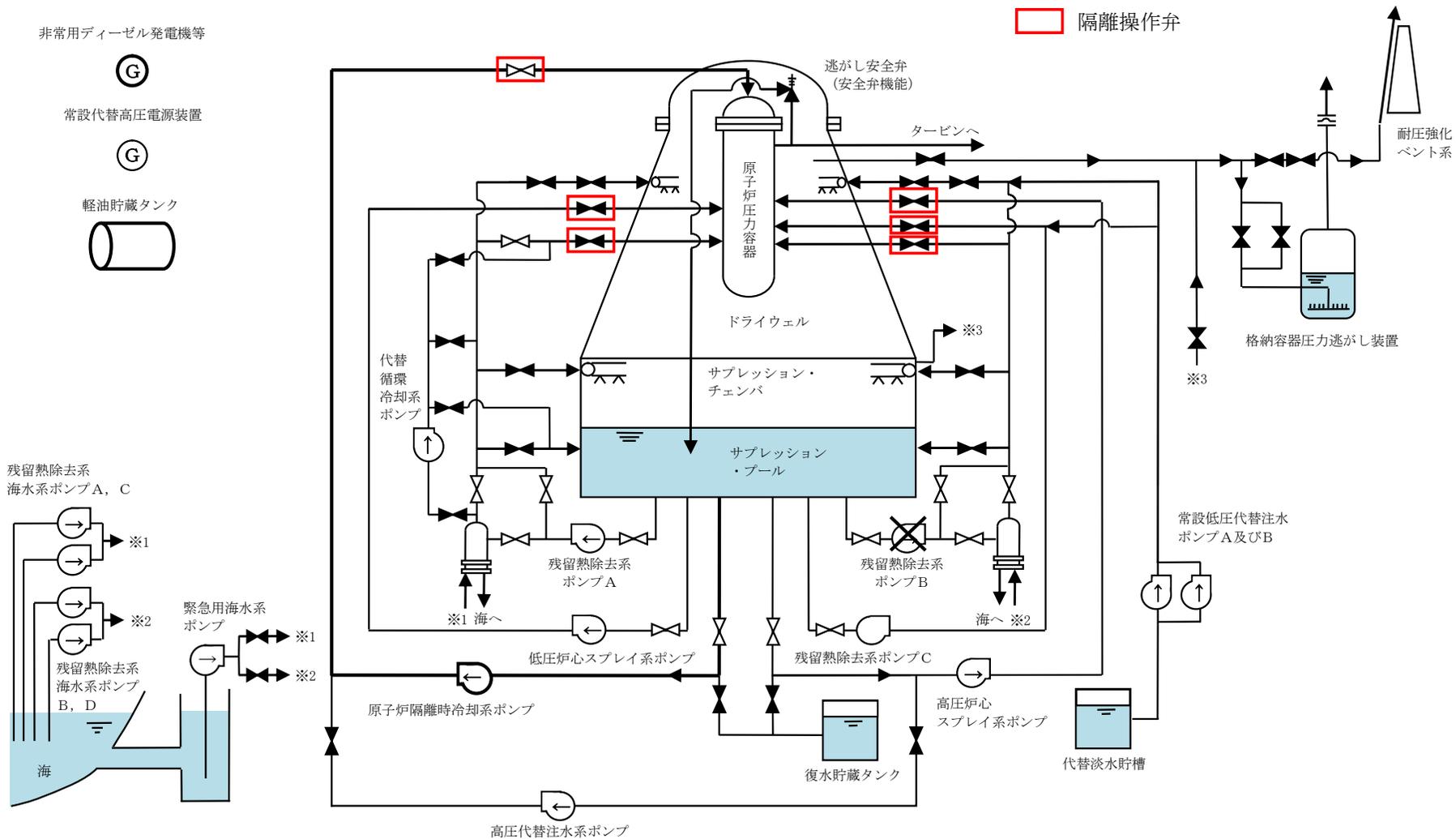
インターフェイスシステムLOCAは，隔離弁の隔離失敗により低圧設計部分が異常に加圧されることで発生するが，逃がし安全弁による原子炉減圧により原子炉冷却材漏えいの抑制を継続し，現場操作による隔離弁の全閉操作を実施することで，破断が発生した系統を隔離する設計とする。

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

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

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

第3.3-7 図 インターフェイスシステムLOCA隔離弁 系統概要図



3.3-77

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

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

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

3.3.3.1.2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

(1) 高圧炉心スプレイ系注入弁

最高使用圧力 : 10.7MPa

最高使用温度 : 302℃

個数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟 3階

(2) 原子炉隔離時冷却系注入弁

最高使用圧力 : 10.7MPa

最高使用温度 : 302℃

個数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟 4階

(3) 低圧炉心スプレイ系注入弁

最高使用圧力 : 8.62MPa

最高使用温度 : 302℃

個数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟 3階

(4) 残留熱除去系A系注入弁

最高使用圧力 : 8.62MPa

最高使用温度 : 302℃

個数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟 3階

(5) 残留熱除去系B系注入弁

最高使用压力 : 8.62MPa

最高使用温度 : 302°C

個数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟 3階

(6) 残留熱除去系C系注入弁

最高使用压力 : 8.62MPa

最高使用温度 : 302°C

個数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋原子炉棟 3階

3.3.3.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

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

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

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

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

第3.3-23表 想定する環境条件

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

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

基本方針については「2.3.3 環境条件等」に示す。

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

基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備【56条】

基準適合への対応状況

9. 原子炉格納施設

9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

9.12.1 概要

設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を補給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。

重大事故等の収束に必要な水の供給設備の系統概要図を第 9.12—1 図から第 9.12—20 図に示す。

9.12.2 設計方針

重大事故等の収束に必要な水の供給設備として重大事故等対処設備（代替淡水貯槽を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水、代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却、代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水、代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水、代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給、サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の原子炉圧力容器への注水、サプレッション・プールを水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水、サプレッション・プールを水源とした原子炉格納容器内の除熱、サプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内の除熱、高所淡水池を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水、高所淡水池を水源とした原子炉格納容器内の冷却、高所淡水池を水源としたフィルタ装置スクラビング水補給、高所淡水池を水源とし

た原子炉格納容器下部への注水，高所淡水池を水源とした使用済燃料プールへの注水，海を水源とした原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の原子炉圧力容器への注水，海を水源とした原子炉格納容器内の冷却，海を水源とした原子炉格納容器下部への注水，海を水源とした使用済燃料プールへの注水，海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への熱輸送，海を水源とした最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送，海を水源とした非常用ディーゼル発電機海水系又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水，海を水源とした代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却，ほう酸水貯蔵タンクを水源とした原子炉圧力容器へのほう酸水注入，可搬型代替注水大型ポンプによる代替淡水貯槽への補給（淡水／海水）及び可搬型代替注水大型ポンプによる高所淡水池への補給（淡水／海水））を設ける。

また，使用済燃料プールからの大量の水の漏えいが発生し，常設及び可搬型代替注水設備による注水操作を実施しても使用済燃料プール水位が使用済燃料プール水戻り配管上部の水平管下端未満かつ水位低下が継続する場合には十分な量の水を供給するための設備としてスプレイ設備（代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ，高所淡水池を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ及び海を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ）及び放水設備（海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制）を設ける。

さらに，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合における発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため，十分な量の水を供給するための設備として放水設備（海を水源とした大気への放射性物質の拡散抑制）を設ける。

発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備のうち、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するための設備として重大事故等対処設備（海を水源とした航空機燃料火災への泡消火）を設ける。

重大事故等時の代替淡水源としては、代替淡水貯槽に対しては北側淡水池及び高所淡水池を確保し、高所淡水池に対しては代替淡水貯槽及び北側淡水池を確保する。また、海を水源として使用できる設計とする。

代替水源からの移送ルートを確保し、ホース及びポンプについては、複数箇所分散して保管する。

(1) 淡水又は海水の補給に用いる設備

a. 代替淡水貯槽への補給

重大事故等により、原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器内の冷却、原子炉格納容器下部への注水、使用済燃料プールへの注水及び格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置用スクラビング水の補給手段の水源となる代替淡水貯槽の枯渇が想定される場合の重大事故等対処設備（代替淡水貯槽への補給）として可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ及び代替淡水源である高所淡水池又は北側淡水池を使用する。また、海水を代替淡水貯槽へ補給する場合は、S A用海水ピット取水塔、海水引込み管及びS A用海水ピットを使用する。

高所淡水池、北側淡水池又はS A用海水ピットを水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、ホースを介して代替淡水貯槽へ淡水を補給できる設計とする。

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

できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

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

その他、設計基準事故対処設備である非常用取水設備のS A用海水ピット取水塔、海水引込み管及びS A用海水ピットを重大事故等対処設備として使用する。

b. 高所淡水池又は北側淡水池への補給

代替淡水源である高所淡水池又は北側淡水池への海水の補給のための重大事故等対処設備（高所淡水池又は北側淡水池への補給）として可搬型代替注水大型ポンプ、ホース、可搬型設備用軽油タンク、タンクローリ、S A用海水ピット取水塔、海水引込み管及びS A用海水ピットを使用する。

S A用海水ピットを水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、ホースを介して高所淡水池又は北側淡水池へ海水を補給できる設計とする。

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

具体的な設備は、以下のとおりとする。

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

その他、設計基準事故対処設備である非常用取水設備のS A用海水ピット取水塔、海水引込み管及びS A用海水ピットを重大事故等対処設備として使用する。

(2) 原子炉圧力容器への注水に用いる設備

a. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉圧力容器への注水

(a) 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び残存溶融炉心の冷却

重大事故等により、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において、原子炉圧力容器へ注水する場合の重大事故等対処設備（低圧代替注水系（常設）による原子炉注水及び残存溶融炉心の冷却）として常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を使用する。

代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプは、残留熱除去系（C）を介して原子炉圧力容器へ注水できる設計とする。常設低圧代替注水系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電できる設計とする。

各系統の詳細については、「5.9 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に示す。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水及び残存溶融炉心の冷却

重大事故等により、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において、原子炉圧力容器へ注水する場合の重大事故等対処設備（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水及び残存溶融炉心の冷却）として可搬型代替注水大型ポンプ、代替淡水貯槽、可搬型設備用軽油タンク及び

タンクローリを使用する。

代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、東側接続口又は西側接続口にホースを接続し、低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（C）を介して原子炉圧力容器へ注水できる設計とする。

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

各系統の詳細については、「5.9 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に示す。

b. サプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水

(a) 高圧代替注水系による原子炉の冷却

重大事故等により、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において、原子炉圧力容器へ注水する場合の重大事故等対処設備（高圧代替注水系による原子炉の冷却）として常設高圧代替注水系ポンプ及びサプレッション・プールを使用する。

サプレッション・プールを水源とする常設高圧代替注水ポンプは、原子炉隔離時冷却系を介して、原子炉圧力容器へ注水できる設計とする。常設高圧代替注水ポンプは、蒸気タービン駆動ポンプとし、原子炉圧力容器内で発生する蒸気にて駆動できる設計とする。

各系統の詳細については、「5.7 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に示す。

(b) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却

重大事故等により，原子炉圧力容器内の溶融炉心を冷却するため原子炉圧力容器へ注水する場合の重大事故等対処設備（代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却）として代替循環冷却系ポンプ，サプレッション・プール，残留熱除去系熱交換器（A）及び残留熱除去系海水ポンプ又は緊急用海水ポンプを使用する。

サプレッション・プールを水源とする代替循環冷却系ポンプは，残留熱除去系（A）を介してサプレッション・プール水を原子炉圧力容器へ注水することにより，残存溶融炉心を冷却できる設計とする。また，残留熱除去系熱交換器（A）の冷却水は，残留熱除去系海水ポンプ又は緊急用海水系の緊急用海水ポンプにより海水を供給できる設計とする。

代替循環冷却系ポンプ，残留熱除去系海水ポンプ及び緊急用海水ポンプは，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電できる設計とする。

各系統の詳細については，「9.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」に示す。

(c) 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水

重大事故等により，原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において，原子炉圧力容器へ注水する場合の重大事故等対処設備（原子炉隔離時冷却系による原子炉注水）として原子炉隔離時冷却系ポンプ及びサプレッション・プールを使用する。

サプレッション・プールを水源とする原子炉隔離時冷却系ポンプは，原子炉隔離時冷却系を介して，原子炉圧力容器へ注水できる設計とする。原子炉隔離時冷却系ポンプは，蒸気タービン駆

動ポンプとし、原子炉圧力容器内で発生する蒸気にて駆動できる設計とする。

各系統の詳細については、「5.7 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に示す。

(d) 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水

重大事故等により、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において、原子炉圧力容器へ注水する場合の重大事故等対処設備（高圧炉心スプレイ系による原子炉注水）として高圧炉心スプレイ系ポンプ及びサブプレッション・プール並びに高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機用海水ポンプを使用する。

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

各系統の詳細については、「5.7 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に示す。

(e) 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水

重大事故等により、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において、原子炉圧力容器へ注水する場合の重大事故等対処設備（残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水）として残留熱除去系ポンプ、残留熱除去系熱交換器、サブプレッション・プール及び残留熱除去系海水ポンプ又は緊急用海水系の緊急用海水ポンプを使用する。

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

残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系海水ポンプ及び緊急用海水ポンプは，常設代替高圧電源装置から給電できる設計とする。

各系統の詳細については，「5.9 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に示す。

(f) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水

重大事故等により，原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において，原子炉圧力容器へ注水する場合の重大事故等対処設備（常設代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧及び低圧炉心スプレイ系による原子炉注水）として低圧炉心スプレイ系ポンプ，サブプレッション・プール及び残留熱除去系海水ポンプを使用する。

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

低圧炉心スプレイ系ポンプ及び残留熱除去系海水ポンプは，常設代替高圧電源装置から給電できる設計とする。

各系統の詳細については，「5.9 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に示す。

c. 高所淡水池又は北側淡水池を水源とした原子炉圧力容器への注水

(a) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水及び残存溶融炉心の冷却

重大事故等により，原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において，原子炉圧力容器へ注水する場合の重大事故等対処設備（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水及び残存溶融炉心の冷却）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの水源として代替淡水貯槽を使用でき

ない場合は、代替淡水源である高所淡水池又は北側淡水池を水源として使用する。

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

各系統の詳細については、「5.9 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に示す。

d. SA用海水ピットを水源とした原子炉圧力容器への注水

(a) 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水及び残存溶融炉心の冷却

重大事故等により、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において、原子炉圧力容器へ注水する場合の重大事故等対処設備（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの水源として代替淡水貯槽、高所淡水池及び北側淡水池を使用できない場合は、SA用海水ピットを水源として使用する。

各系統の詳細については、「5.9 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に示す。

e. ほう酸水注入系による原子炉注水

重大事故等により、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において、原子炉圧力容器への注水機能が喪失し、原子炉水位が維持できない場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入系による原子炉注水）としてほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクを使用する。

ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入ポンプは、ほう酸水注入系統を介して原子炉圧力容器へ注入することで重大事故

等の進展を抑制できる設計とする。

ほう酸水注入ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替
高圧電源車又は可搬型代替交流電源設備である可搬型代替低圧電
源車から給電できる設計とする。

可搬型代替低圧電源車は、可搬型設備用軽油タンク及びタンク
ローリから可搬型代替低圧電源車へ燃料を補給することにより、
運転継続できる設計とする。

各系統の詳細については、「5.7 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧
時に発電用原子炉を冷却するための設備」に示す。

(3) 原子炉格納容器内の冷却に用いる設備

a. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器内の冷却

(a) 代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ

重大事故等により、原子炉格納容器内の冷却等のため格納容器ス
プレイする場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ冷却系
（常設）による格納容器スプレイ）として常設低圧代替注水系ポンプ
及び代替淡水貯槽を使用する。

代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプは、残留熱除
去系（B）を介して、原子炉格納容器内にあるスプレイヘッドからド
ライウエル内にスプレイできる設計とする。常設低圧代替注水系ポン
プは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電で
きる設計とする。

各系統の詳細については、「9.6 原子炉格納容器内の冷却等のた
めの設備」に示す。

- (b) 代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ
重大事故等により，原子炉格納容器内の冷却等のため格納容器スプレイする場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ）として可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽並びに可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。

代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは，東側接続口又は西側接続口にホースを接続し，残留熱除去系（A）又は（B）を介して，原子炉格納容器内にあるスプレイヘッドからドライウエル内にスプレイできる設計とする。

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

各系統の詳細については，「9.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」に示す。

b. サプレッション・プールを水源とした原子炉格納容器内の除熱

- (a) 代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱

重大事故等により，原子炉格納容器内の冷却等のため格納容器スプレイする場合の重大事故等対処設備（代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱）として代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプ，サプレッション・プール，残留熱除去系熱交換器（A）及び残留熱除去系海水ポンプ又は緊急用海水ポンプを使用する。また，非常用取水設備の緊急用海水取水管，緊急用海水ポンピット，SA用海水ピット取水塔，海水引込み管及びSA用海水ピット並びに貯留堰及び取水路を使

用する。

サブプレッション・プールを水源とする代替循環冷却系ポンプは、残留熱除去系熱交換器（A）によりサブプレッション・プール水を冷却し、残留熱除去系（A）を介して、原子炉格納容器内にあるスプレイヘッドからドライウェル内にスプレイできる設計とする。また、残留熱除去系熱交換器（A）の冷却水は、残留熱除去系海水ポンプ又は緊急用海水系の緊急用海水ポンプにより海水を供給できる設計とする。

代替循環冷却系ポンプ、残留熱除去系海水ポンプ及び緊急用海水ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電できる設計とする。

各系統の詳細については、「9.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」に示す。

(b) 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）による格納容器スプレイ及び除熱

重大事故等により、原子炉格納容器内の冷却等のため格納容器スプレイ又はサブプレッション・プール水を冷却する場合の重大事故等対処設備（残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系）による格納容器スプレイ及び除熱）として残留熱除去系ポンプ、サブプレッション・プール、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水ポンプ又は緊急用海水ポンプを使用する。

サブプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプは、残留熱除去系熱交換器を介してサブプレッション・プール水の冷却並びに原子炉格納容器内にあるスプレイヘッドからドライウェル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイできる設計とする。

残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系海水ポンプ及び緊急用海水ポンプは，常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電できる設計とする。

各系統の詳細については，「9.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」に示す。

- c. 高所淡水池又は北側淡水池を水源とした代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却

重大事故等により，原子炉格納容器内の冷却等のため格納容器スプレイする場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの水源として代替淡水貯槽を使用できない場合は，代替淡水源である高所淡水池又は北側淡水池を水源として使用する。

各系統の詳細については，「9.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」に示す。

- d. SA用海水ピットを水源とした代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却

重大事故等により，原子炉格納容器内の冷却等のため格納容器スプレイする場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの水源として代替淡水貯槽，高所淡水池及び北側淡水池を使用できない場合は，SA用海水ピットを水源として使用する。

各系統の詳細については，「9.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」に示す。

(4) 原子炉格納容器下部の注水に用いる設備

a. 代替淡水貯槽を水源とした原子炉格納容器下部への注水

(a) 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

重大事故等により、原子炉格納容器下部へ注水する場合の重大事故等対処設備（格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水）として常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽を使用する。

代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプは、低圧代替注水系（格納容器下部注水系）を介して、原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）に注水することにより、原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）に落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電できる設計とする。

各系統の詳細については、「9.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」に示す。

(b) 格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

重大事故等により、原子炉格納容器下部へ注水する場合の重大事故等対処設備（格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水）として可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽並びに可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。

代替淡水貯槽を水源とした可搬型代替注水大型ポンプは、東側接続口又は西側接続口にホースを接続し、低圧代替注水系（格納容器下部注水系）を介して、原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）に注水することにより、原子炉格納容器下部のペDESTAL（ドライウエル部）に落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

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

各系統の詳細については、「9.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」に示す。

- b. 高所淡水池又は北側淡水池を水源とした格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

重大事故等により、原子炉格納容器下部へ注水する場合の重大事故等対処設備（格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水）として使用する可搬型代替注水大型ポンプの水源として代替淡水貯槽を使用できない場合は、代替淡水源である高所淡水池又は北側淡水池を水源として使用する。

各系統の詳細については、「9.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」に示す。

- c. SA用海水ピットを水源とした格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水

重大事故等により、原子炉格納容器下部へ注水する場合の重大事故等対処設備（格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウ

エル部) への注水) として使用する可搬型代替注水大型ポンプの水源として代替淡水貯槽, 高所淡水池及び北側淡水池を使用できない場合は, SA用海水ピットを水源として使用する。

各系統の詳細については, 「9.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」に示す。

(5) 使用済燃料プールへの注水及び冷却に用いる設備

a. 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへの注水

(a) 代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却等のための設備のうち, 使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し, 放射線を遮蔽し, 及び臨界を防止できるように使用済燃料プールの水位を維持するための重大事故等対処設備 (代替燃料プール注水系 (注水ライン) を使用した使用済燃料プール注水) として常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽並びに可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。

代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより, 使用済燃料プールへ注水することで, 使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプは, 常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電できる設計とする。

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

各系統の詳細については、「4.3 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」に示す。

(b) 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却等のための設備のうち、使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止できるように使用済燃料プールの水位を維持するための重大事故等対処設備（代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プール注水）として常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプ、代替淡水貯槽及び常設スプレイヘッド並びに可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。

代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプは、代替燃料プール注水系の常設スプレイヘッドから使用済燃料プールへ注水する。また、代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、東側接続口又は西側接続口にホースを接続し、代替燃料プール注水系の常設スプレイヘッドから使用済燃料プールへ注水することで使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプは、常設代替交流電源設備である常設代替高圧電源装置から給電できる設計とする。

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

各系統の詳細については、「4.3 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」に示す。

(c) 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用
済燃料プール注水

使用済燃料プールの冷却等のための設備のうち，使用済燃料プール内の燃料体等を冷却し，放射線を遮蔽し，及び臨界を防止できるよう使用済燃料プールの水位を維持するための重大事故等対処設備（代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水）として可搬型代替注水大型ポンプ，可搬型スプレイノズル及び代替淡水貯槽並びに可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。

代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは，ホースにより可搬型スプレイノズルに接続し，使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイすることで，使用済燃料プールの水位を維持できる設計とする。

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

各系統の詳細については，「4.3 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」に示す。

b. 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却

重大事故等により，使用済燃料プールの冷却のための重大事故等対処設備（代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却）として代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器並びに緊急用海水系の緊急用海水系ポンプを使用する。

代替燃料プール冷却系は、使用済燃料プールの水を代替燃料プール冷却系ポンプにより循環し、代替燃料プール冷却系熱交換器により冷却することで、使用済燃料プールを冷却できる設計とする。また、緊急用海水系の緊急用海水ポンプにより、代替燃料プール冷却系熱交換器に冷却水を供給することにより、使用済燃料プール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。

各系統の詳細については、「4.3 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」に示す。

- c. 高所淡水池又は北側淡水池を水源とした代替燃料プール注水系（注水ライン及び常設スプレイヘッド並びに可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水

重大事故等により、使用済燃料プールへの注水に使用する可搬型代替注水大型ポンプの水源として代替淡水貯蔵槽を使用できない場合は、代替淡水源である高所淡水池又は北側淡水池を水源として使用する。

各系統の詳細については、「4.3 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」に示す。

- d. SA用海水ピットを水源とした代替燃料プール注水系（注水ライン及び常設スプレイヘッド並びに可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プール注水

重大事故等により、使用済燃料プールへの注水に使用する可搬型代替注水大型ポンプの水源として代替淡水貯蔵槽、高所淡水池及び北側淡水池を使用できない場合は、SA用海水ピットを水源として使用する。

各系統の詳細については、「4.3 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のため

の設備」に示す。

(6) 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時に用いる設備

a. 代替淡水貯槽を水源とした使用済燃料プールへのスプレイ

(a) 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷を緩和するとともに、燃料損傷時にはできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設備（代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プールスプレイ）は、「9.12.2(5) a. (b) 代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド）を使用した使用済燃料プール注水」と同じである。

(b) 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ

使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合に、燃料損傷を緩和するとともに、燃料損傷時にできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための重大事故等対処設（代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイ）は、「9.12.2(5) a. (c) 代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）による使用済燃料プール注水」と同じである。

b. 高所淡水池又は北側淡水池を水源とした代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッド及び可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プー

ルへのスプレイ

重大事故等により，使用済燃料プールのスプレイに使用する可搬型代替注水大型ポンプの水源として代替淡水貯槽を使用できない場合は，代替淡水源である高所淡水池又は北側淡水池を水源として使用する。

各系統の詳細については，「4.3 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」に示す。

- c. SA用海水ピットを水源とした代替燃料プール注水系（常設スプレイヘッダ及び可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールへのスプレイ

重大事故等により，使用済燃料プールのスプレイに使用する可搬型代替注水大型ポンプの水源として代替淡水貯槽，高所淡水池及び北側淡水池を使用できない場合は，SA用海水ピットを水源として使用する。

各系統の詳細については，「4.3 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」に示す。

- d. 放水設備

重大事故等により，使用済燃料プールの水位が異常に低下し，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷に至った場合の放水設備については，「9.11.2(1) a. (a) 可搬型代替注水大型ポンプ及び放水砲による大気への放射性物質の拡散抑制」と同じである。

- (7) 格納容器圧力逃がし装置への補給

重大事故等により，原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるために使用する格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置用スクラビング水の枯渇

が想定される場合の重大事故等対処設備として以下の設備を使用する。

a. 代替淡水貯槽を水源としたフィルタ装置用スクラビング水の補給

フィルタ装置用スクラビング水の補給するための設備として代替淡水貯槽，可搬型代替注水大型ポンプ，可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。

代替淡水貯槽を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは，ホースをフィルタ装置用スクラビング水の補給ラインに接続することにより，淡水を補給できる設計とする。

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

具体的な設備は，以下のとおりとする。

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

b. 高所淡水池又は北側淡水池を水源としたフィルタ装置用スクラビング水の補給

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置用スクラビング水の補給するための水源である代替淡水貯槽が使用できない場合の水源として代替淡水源である高所淡水池又は北側淡水池を使用する。

高所淡水池又は北側淡水池を水源とする可搬型代替注水大型ポンプは，ホースをフィルタ装置用スクラビング水の補給ラインに接続することにより，淡水を補給できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは，ディーゼルエンジンにて駆動できる設

計とし、燃料は可搬型設備用軽油タンクからタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

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

(8) 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷時に用いる設備

a. 原子炉建屋原子炉棟への放水（放水設備）

原子炉格納容器内の除熱機能及び減圧機能並びに使用済燃料プールの燃料損傷緩和機能が喪失し、原子炉建屋から直接放射性物質が拡散する場合を想定した重大事故等対処設備（原子炉建屋原子炉棟への放水（放水設備））として代替注水大型ポンプ、放水砲、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリを使用する。また、非常用取水設備のSA用海水ピット取水塔、海水引込み管及びSA用海水ピットを使用する。

SA用海水ピットを水源とする可搬型代替注水大型ポンプは、ホースを介して原子炉建屋周辺に設置した放水砲から放水できる設計とする。

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

各系統の詳細については、「9.11 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」に示す。

(9) 原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災時に用いる

設備

- a. 可搬型代替注水大型ポンプ，放水砲及び泡消火薬剤容器による航空機燃料火災への泡消火

原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応する設備として代替注水大型ポンプ，放水砲，可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリ並びに泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）を使用する。また，非常用取水設備であるSA用海水ピット取水塔，海水引込み管及びSA用海水ピットを使用する。

SA用海水ピットを水源とする可搬型代替注水大型ポンプは，ホースを介して原子炉建屋周辺に設置した放水砲から放水できる設計とする。また，可搬型代替注水大型ポンプにより泡消火薬剤を混合し，放水砲から泡消火薬剤を放水できる設計とする。

泡消火薬剤は，可搬型代替注水大型ポンプに設けられた泡消火薬剤用の補給口から供給することにより，海水と泡消火薬剤を一定の割合で混合し放水できる設計とする。

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

各系統の詳細については，「9.11 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」に示す。

- (10) 最終ヒートシンク（海洋）への代替熱輸送に用いる設備

重大事故等により，海洋への代替熱輸送する場合の重大事故等対処設備として以下の設備を使用する。

- a. 緊急用海水系による除熱

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

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

また，非常用取水設備の緊急用海水ポンプピット，緊急用海水取水管，S A用海水ピット，海水引込み管及びS A用海水ピット取水塔を使用する。

各系統の詳細については，「5.11 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」に示す。

可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリについては，「10.2 代替電源設備」に示す。

9.12.2.1 多様性，位置的分散

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

原子炉圧力容器への注水，格納容器スプレイ，原子炉格納容器下部への注水，使用済燃料プールへの注水及びスプレイに使用する可搬型代替注水大型ポンプ及びフィルタ装置用スクラビング水の補給に使用する可搬型代替注水

大型ポンプの水源である代替淡水貯槽は、設計基準事故対処設備の水源であるサブレーション・プール及びほう酸水貯蔵タンクに対して異なる系統の水源として設計する。代替淡水貯槽は、原子炉建屋原子炉棟外の常設低圧代替注水系格納槽内に設置することにより、原子炉格納容器内のサブレーション・プール及び原子炉建屋原子炉棟内のほう酸水貯蔵タンクと位置的分散を図る設計とする。

代替淡水源である高所淡水池及び北側淡水池は、同じ目的で使用する代替淡水貯槽に対して異なる系統の水源として設計する。高所淡水池及び北側淡水池は代替淡水貯槽に対して、屋外の離れた位置に複数設置する設計とする。

原子炉圧力容器への注水、格納容器スプレイ、原子炉格納容器下部への注水、使用済燃料プールへの注水及びスプレイに使用する可搬型代替注水大型ポンプ、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリは、屋外に分散して保管することで、原子炉建屋原子炉棟内に設置する設計基準事故対処設備のポンプ及び常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替注水系ポンプと、位置的分散を図る設計とする。

原子炉建屋原子炉棟への放水に使用する可搬型代替注水大型ポンプ、放水砲、泡消火薬剤容器（大型ポンプ用）、可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリは、屋外の異なる位置に分散して保管及び設置することで、共通要因によって同時に機能が損なわれないよう位置的分散を図る設計とする。

9.12.2.2 悪影響防止

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

原子炉圧力容器への注水、格納容器スプレイ、原子炉格納容器下部への注水、使用済燃料プールへの注水及びスプレイに使用する代替淡水貯槽は、通

常待機時は弁により他の系統・機器と隔離する設計とし、重大事故等時は弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉圧力容器への注水、格納容器スプレイ、原子炉格納容器下部への注水、使用済燃料プールへの注水及びスプレイ並びにフィルタ装置用スクラビング水の補給に使用する可搬型代替注水大型ポンプは、通常待機時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプは、設置場所において車両転倒防止装置又は輪止めにより固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。さらに、保管場所において転倒しないことを確認することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

9.12.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

代替淡水貯槽は、重大事故等時において、原子炉圧力容器への注水、格納容器スプレイ、原子炉格納容器下部への注水、使用済燃料プールへの注水及びスプレイによる注水量並びにフィルタ装置用スクラビング水の補給量に対して、淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とする。

代替淡水源である高所淡水池及び北側淡水池は、重大事故等時において、原子炉圧力容器への注水、格納容器スプレイ、原子炉格納容器下部への注水、使用済燃料プールへの注水及びスプレイによる注水量並びにフィルタ装置用スクラビング水の補給量に対して、海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、重大事故等時において、原子炉压力容器への注水、格納容器スプレイ、原子炉格納容器下部への注水、使用済燃料プールへの注水及びスプレイ並びにフィルタ装置用スクラビング水の補給に必要な水の供給が可能な容量を有するものを1セット1台使用する。また、代替水源である高所淡水池、北側淡水池又はS A用海水ピットから代替淡水貯槽への補給用として1台1セットを使用する。保有数は、2セット4台に加え、故障時及び保守点検による待機除外時の予備として2台の合計6台を分散して保管する。可搬型代替注水大型ポンプは、各系統の同時注水に使用する場合でも、各々の必要流量が1セット1台で確保可能な設計とする。

ホースは、重大事故等時において、代替淡水貯槽、高所淡水池、北側淡水池及びS A用海水ピットからの複数ルートを考慮して、それぞれのルートに必要なホースの長さを満足する数量の合計に加え、屋外での分散保管用並びに故障時及び保守点検による待機除外時の予備を考慮した数量を分散して保管する。

9.12.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

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

原子炉压力容器への注水、格納容器スプレイ、原子炉格納容器下部への注水、使用済燃料プールへの注水及びスプレイ並びにフィルタ装置用スクラビング水の補給に使用する可搬型代替注水大型ポンプは、屋外に設置し、重大事故等時の環境条件を考慮した設計とする。操作は、設置場所で可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプ及び代替淡水貯槽は、淡水だけでなく海水も使用することから、海水の影響を考慮した設計とする。また、可搬型代替注水大型ポンプは、異物の流入防止を考慮した設計とする。

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

9.12.2.5 操作性の確保

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

代替淡水貯槽を使用した原子炉圧力容器への注水、格納容器スプレイ、原子炉格納容器下部への注水、使用済燃料プールへの注水及びスプレイを行う系統は、重大事故等が発生した場合でも通常待機時の系統から弁操作等にて速やかに切替できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプを使用した原子炉圧力容器への注水、格納容器スプレイ、原子炉格納容器下部への注水、使用済燃料プールへの注水及びスプレイ並びにフィルタ装置用スクラビング水の補給を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常待機時の系統から速やかに切替える設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは車両として移動可能な設計とするとともに、車両転倒防止装置又は車載の輪留めにより、設置場所にて固定できる設計とする。可搬型代替注水大型ポンプは、付属のスイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプと原子炉建屋東側（屋外）及び西側（屋外）との接続口は、一般的に使用される工具を用いて接続可能なフランジ接続とする。また、ホースの接続方式及びホース口径の統一により容易かつ確実に接

続できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプとフィルタ装置用スクラビング水補給ラインとの接続口は、ホースの接続方式及びホース口径の統一並びに接続金物を配備することにより容易かつ確実に接続できる設計とする。

9.12.3 主要設備及び仕様

重大事故等の収束に必要な水の供給設備の主要設備及び仕様を第9.12-1表に示す。

9.12.4 試験検査

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

代替淡水貯槽は、原子炉の停止中に内部の確認が可能なようにハッチ等を設ける設計とする。

代替淡水貯槽は、原子炉の運転中に有効水量が確認できる設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉の運転中又は停止中にポンプの分解又は取替が可能な設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉の運転中又は停止中に車両として走行確認及び外観の確認が可能な設計とする。

第 9.12—1 表 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備（常設）主要仕様

(1) 代替淡水貯槽

兼用する設備は以下のとおり。

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

個 数	1
容 量	約 5,000m ³
最高使用圧力	静水頭
最高使用温度	66℃
種 類	ライニング槽

(2) サプレッション・プール

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉格納施設
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

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

個	数	1
容	量	約 3,400m ³
最高使用圧力		0.62MPa [gage]
最高使用温度		200℃
材	質	炭素鋼

(3) ほう酸水貯蔵タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ほう酸水注入系
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

種	類	円筒縦型
個	数	1
容	量	19.5m ³
最高使用圧力		静水頭

最高使用温度 66℃

材 料 ステンレス鋼

(4) 常設低圧代替注水系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式 うず巻形

個 数 2

容 量 約 200m³/h/個

全 揚 程 約 200m

最高使用圧力 3.14MPa [gage]

最高使用温度 66℃

(5) 常設高圧代替注水系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式 ターボ形

個 数	1
容 量	約 136m ³ /h
全 揚 程	約 882m
最高使用圧力	10.35MPa [gage]
最高使用温度	120°C

(6) 代替循環冷却系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

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

型 式	うず巻形
個 数	1
容 量	約 250m ³ /h
全 揚 程	約 120m
最高使用圧力	3.45MPa [gage]
最高使用温度	77°C

(7) 高圧炉心スプレイ系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却系
- ・ 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

型 式 多段たて形式

個 数 1

容 量 約 1440T/h

全 揚 程 約 257m

最高使用圧力 10.69MPa[gage]

最高使用温度 100℃

材 質 鋳鋼

(8) 原子炉隔離時冷却系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉隔離時冷却系

- ・原子炉圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

型 式 横置多段うず巻き形

個 数 1

容 量 約 142m³/h

全 揚 程 約 869m～約 186m

最高使用圧力 10.35MPa[gage]

最高使用温度 77℃

材 質 炭素鋼

(9) ほう酸水注入ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・ほう酸水注入系

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

種 類	水平3連プランジャポンプ
個 数	1 (予備1)
容 量	9.78m ³ /h/個
全 揚 程	870m
最高使用圧力	9.66MPa [gage]
最高使用温度	66°C
材 料	ステンレス鋼

(10) 残留熱除去系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・残留熱除去系

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

型 式	たて形電動うず巻式
個 数	3
容 量	約 1,690m ³ /h/個
全 揚 程	約 85m
最高使用圧力	3.50MPa [gage]
最高使用温度	182°C

本体材料 鋳鋼

(11) 低圧炉心スプレイ系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用炉心冷却系

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

主要仕様については、「5.2 非常用炉心冷却系」に示す。

(12) 緊急用海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

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

型 式	ターボ形
個 数	1 (予備 1)
容 量	約 844m ³ /h
全 揚 程	約 130m

最高使用圧力	2.45MPa [gage]
--------	----------------

最高使用温度	38℃
--------	-----

材 質	ステンレス鋼
-----	--------

(13) 残留熱除去系海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・ 残留熱除去系

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

型 式	たて形うず巻式
個 数	4
容 量	約 886m ³ /h /個
揚 程	約 184m
最高使用圧力	3.45MPa [gage]
最高使用温度	38°C

第 9.12-2 表 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備（可搬型）主要仕様

(1) 可搬型代替注水大型ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

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

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

型 式	うず巻形
個 数	4 (予備 2*1)
容 量	約 1,320m ³ /h/個
全 揚 程	約 140m
最高使用圧力	1.4MPa [gage]
最高使用温度	60℃

* 1 「可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）」と兼用

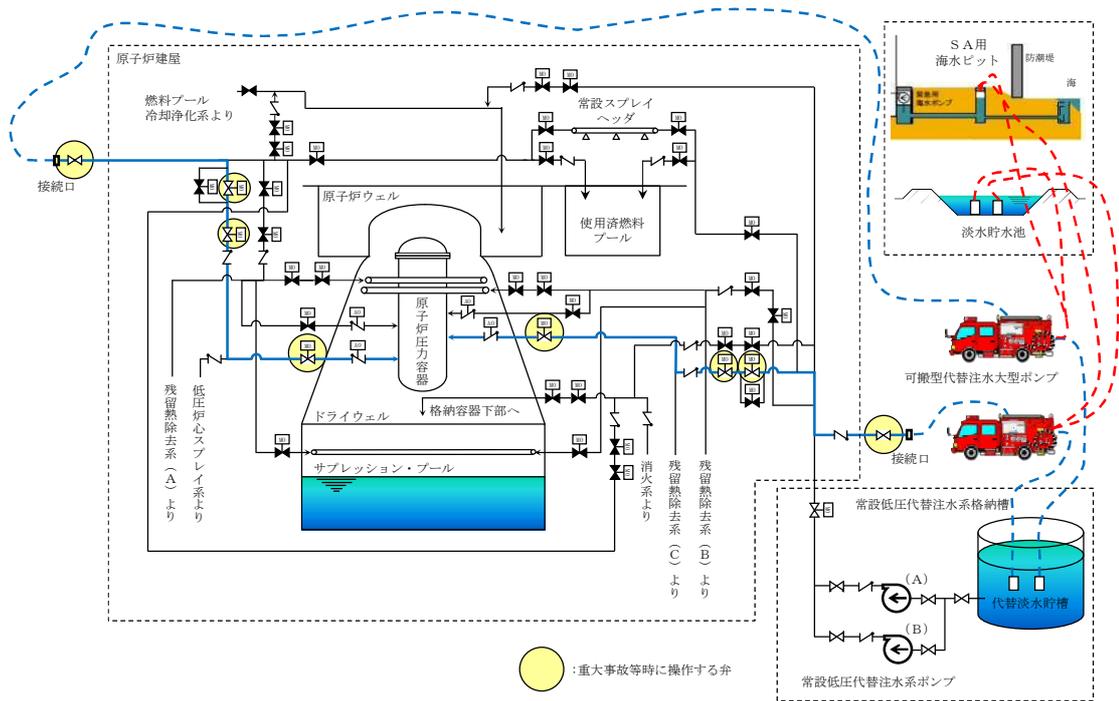
(2) 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

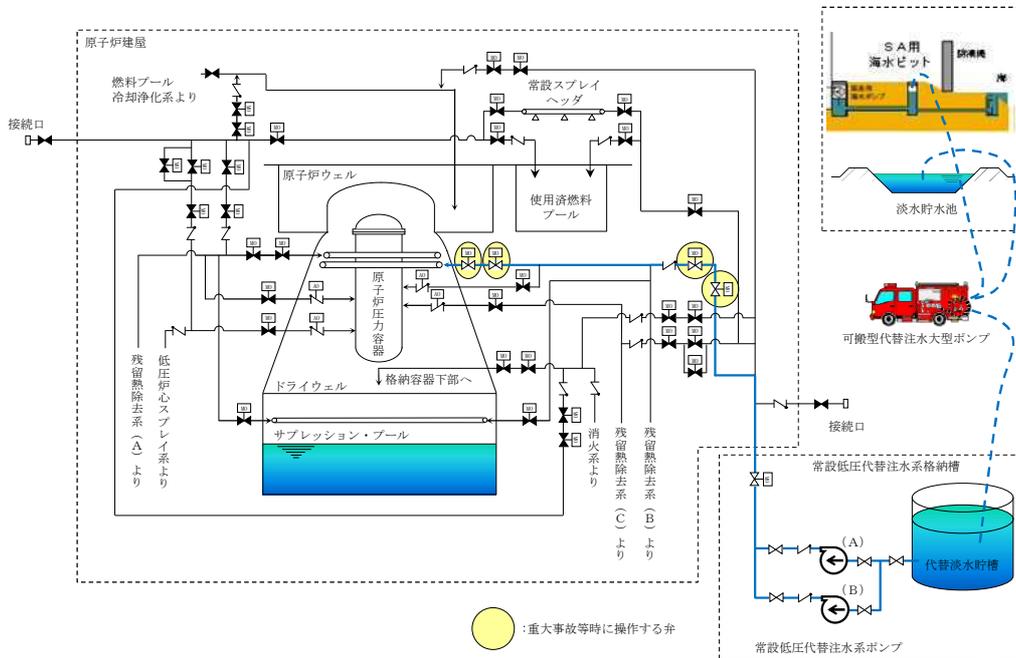
型 式	うず巻形
個 数	1 (予備 2)
容 量	約 1,380m ³ /h
全 揚 程	約135m
最高使用圧力	1.4MPa [gage]
最高使用温度	60℃

(3) 放水砲



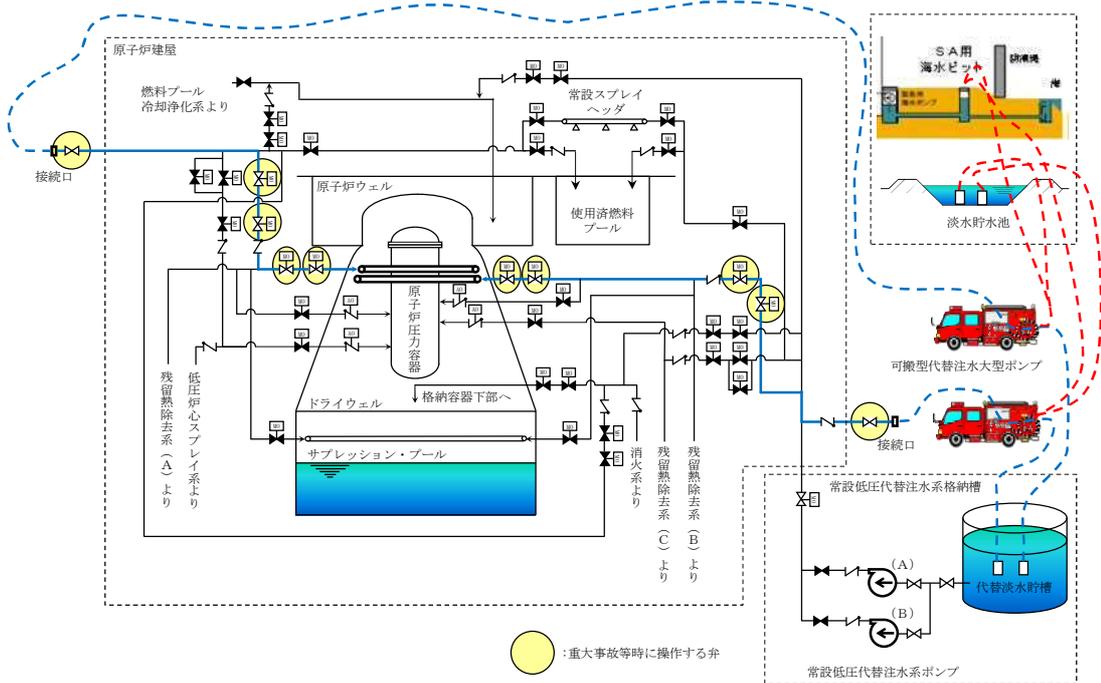
第 9.12-2 図 系統概要図

(代替淡水貯槽を水源とした低圧代替注水系 (可搬型))



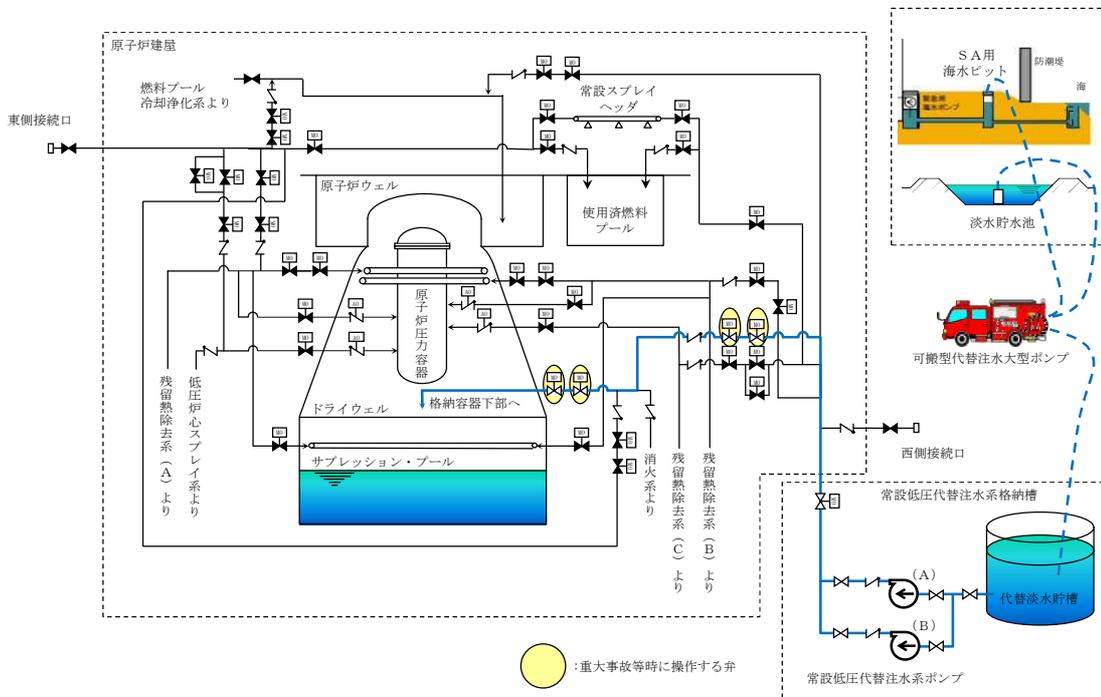
第 9.12-3 図 系統概要図

(代替淡水貯槽を水源とした代替格納容器スプレー冷却系 (常設))



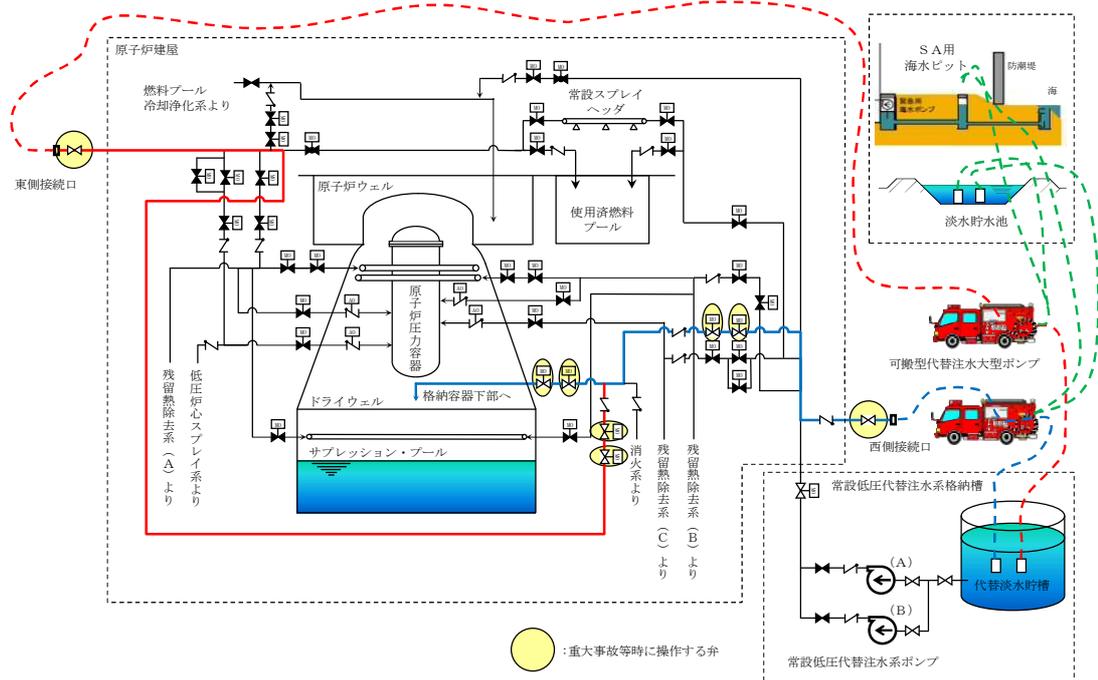
第 9.12-4 図 系統概要図

(代替淡水貯槽を水源とした代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型))



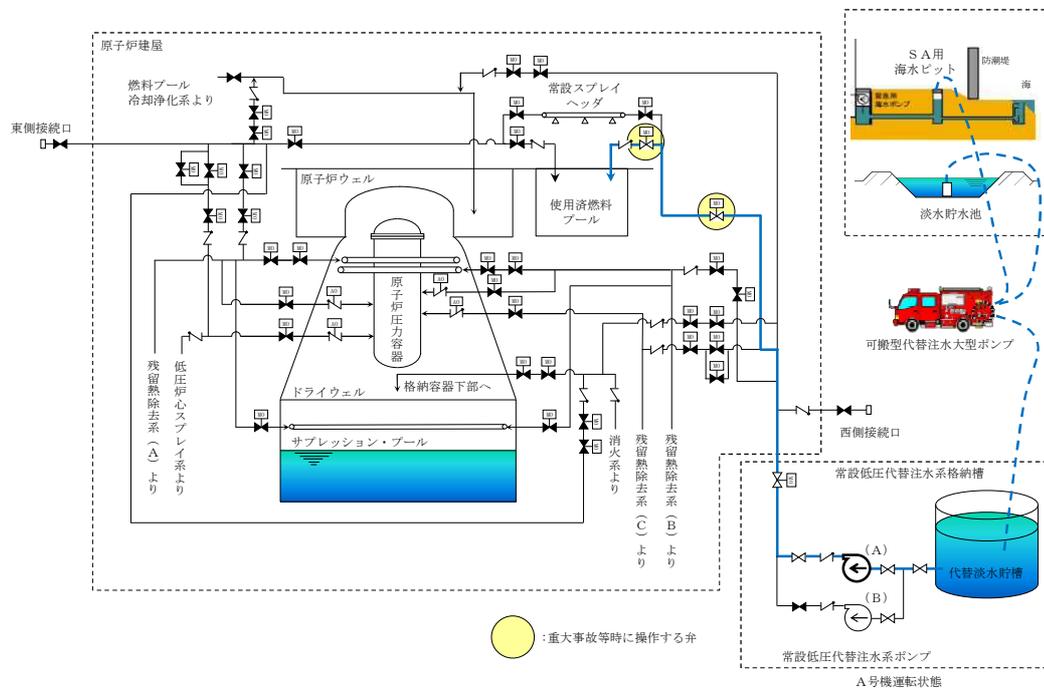
第 9.12-5 図 系統概要図

(代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部注水系 (常設))



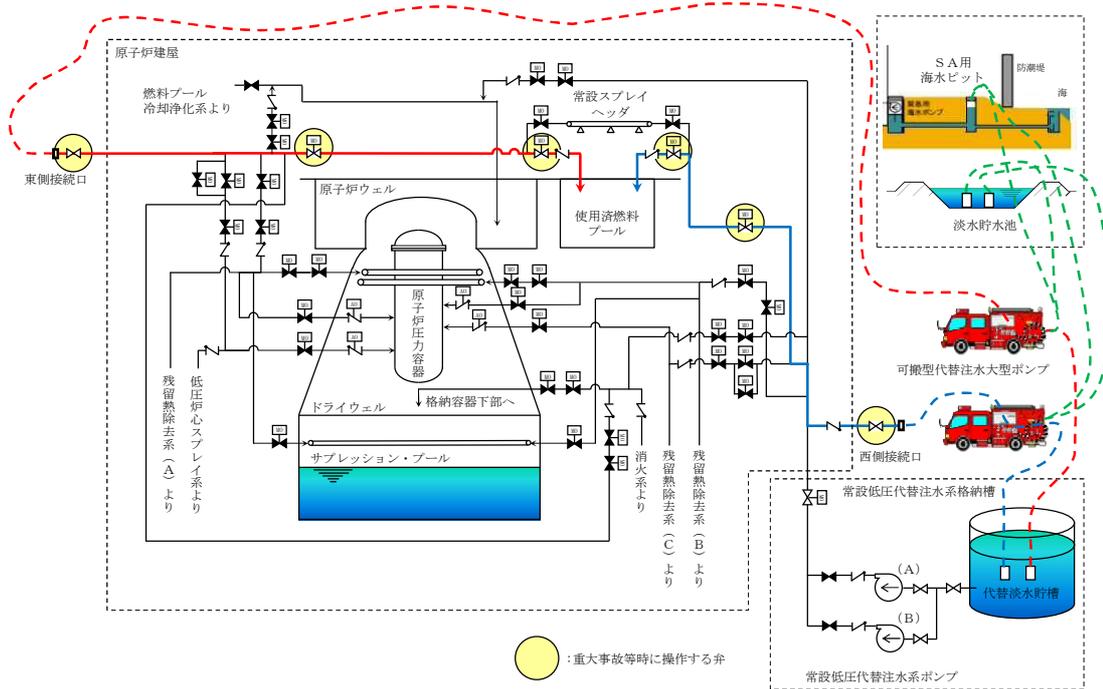
第 9.12-6 図 系統概要図

(代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部注水系 (可搬型))



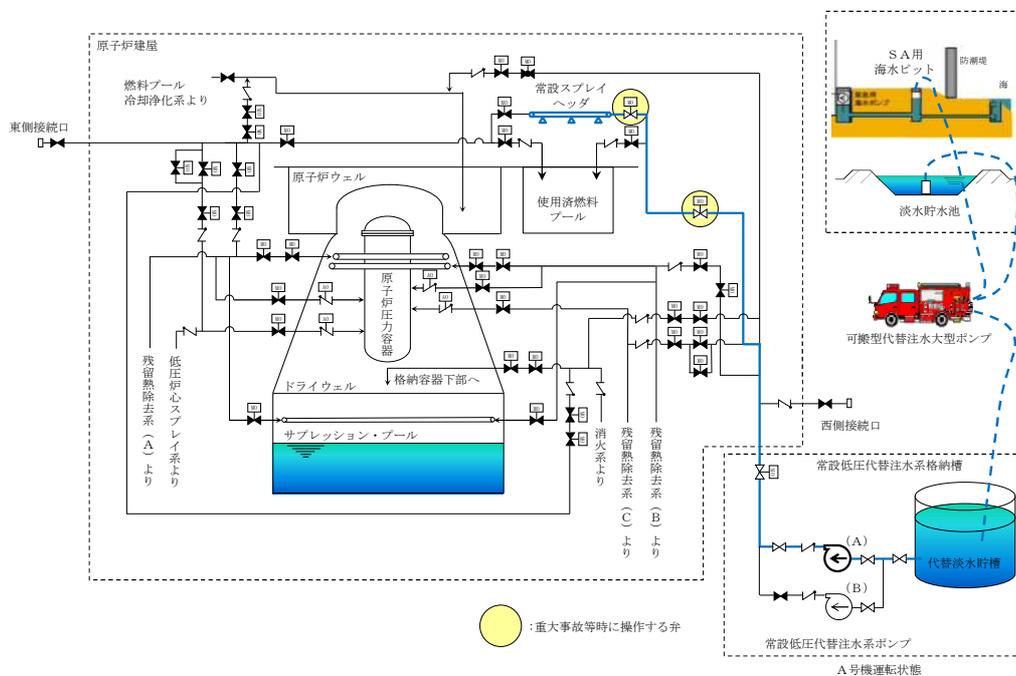
第 9.12-7 図 系統概要図

(代替淡水貯槽を水源とした代替燃料プール注水系 (注水ライン) (常設))



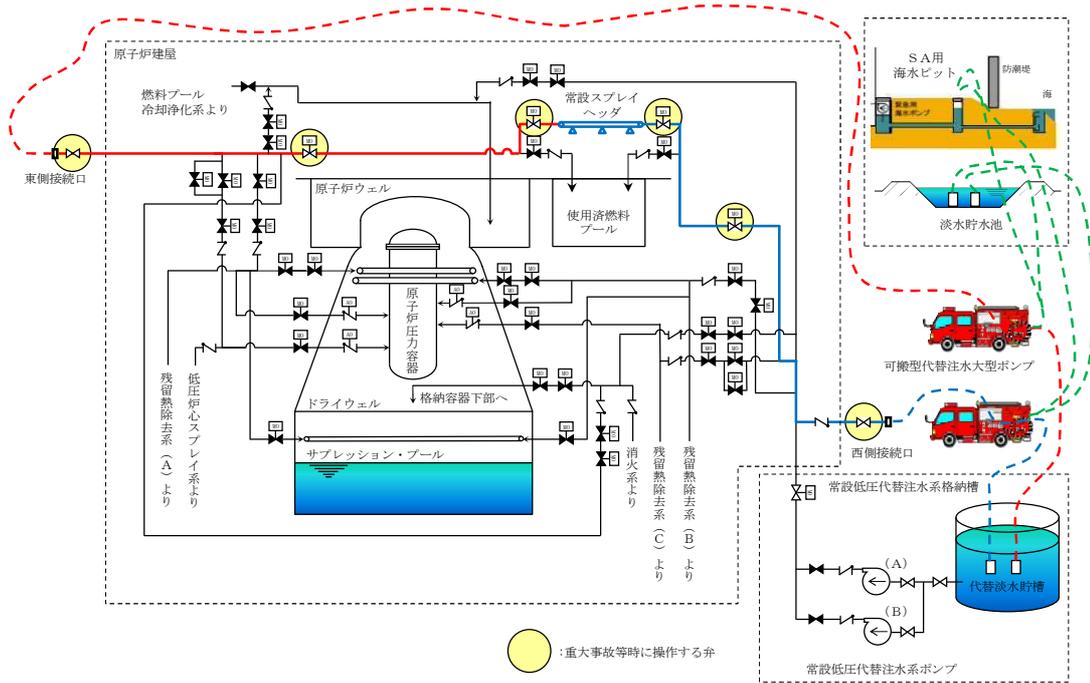
第 3.13-8 図 系統概要図

(代替淡水貯槽を水源とした代替燃料プール注水系 (注水ライン) (可搬型))



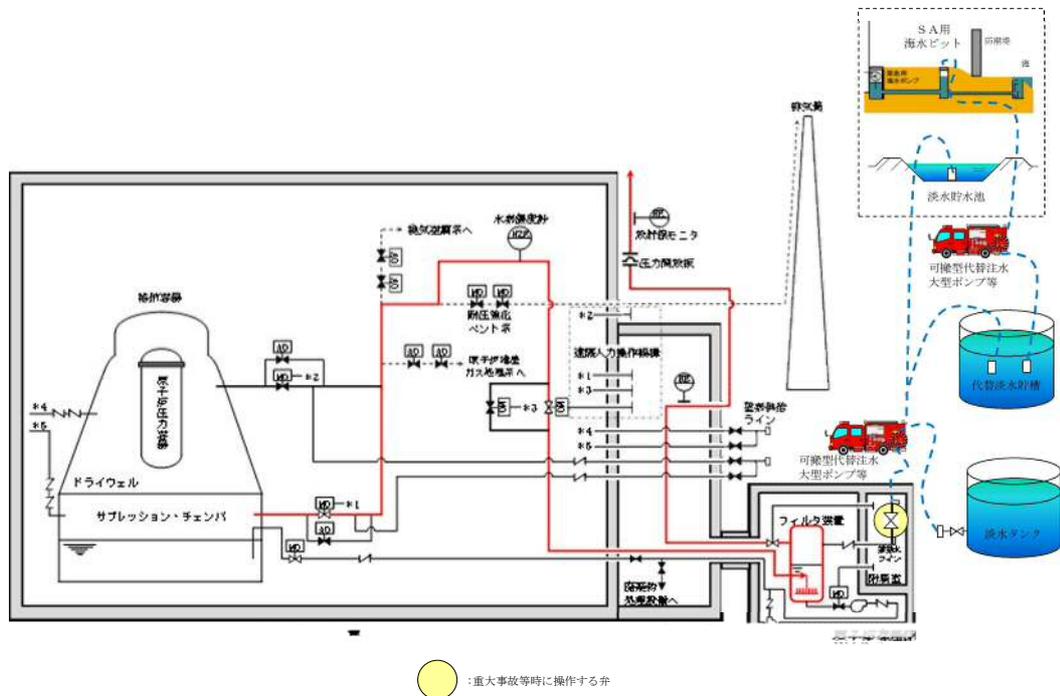
第 9.12-9 図 系統概要図

(代替淡水貯槽を水源とした代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッダ))



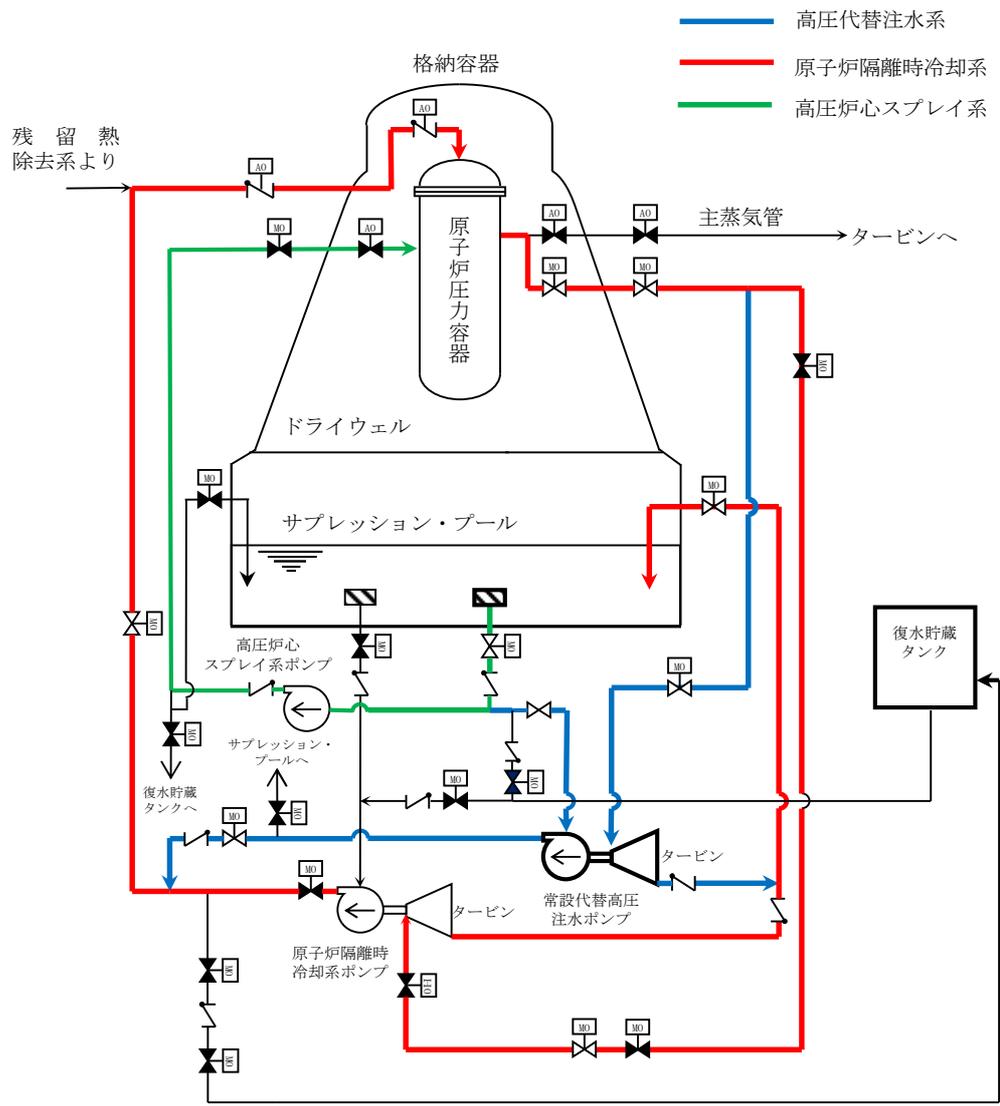
第 9.12-10 図 系統概要図

(代替淡水貯槽を水源とした代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッダ)(可搬型))



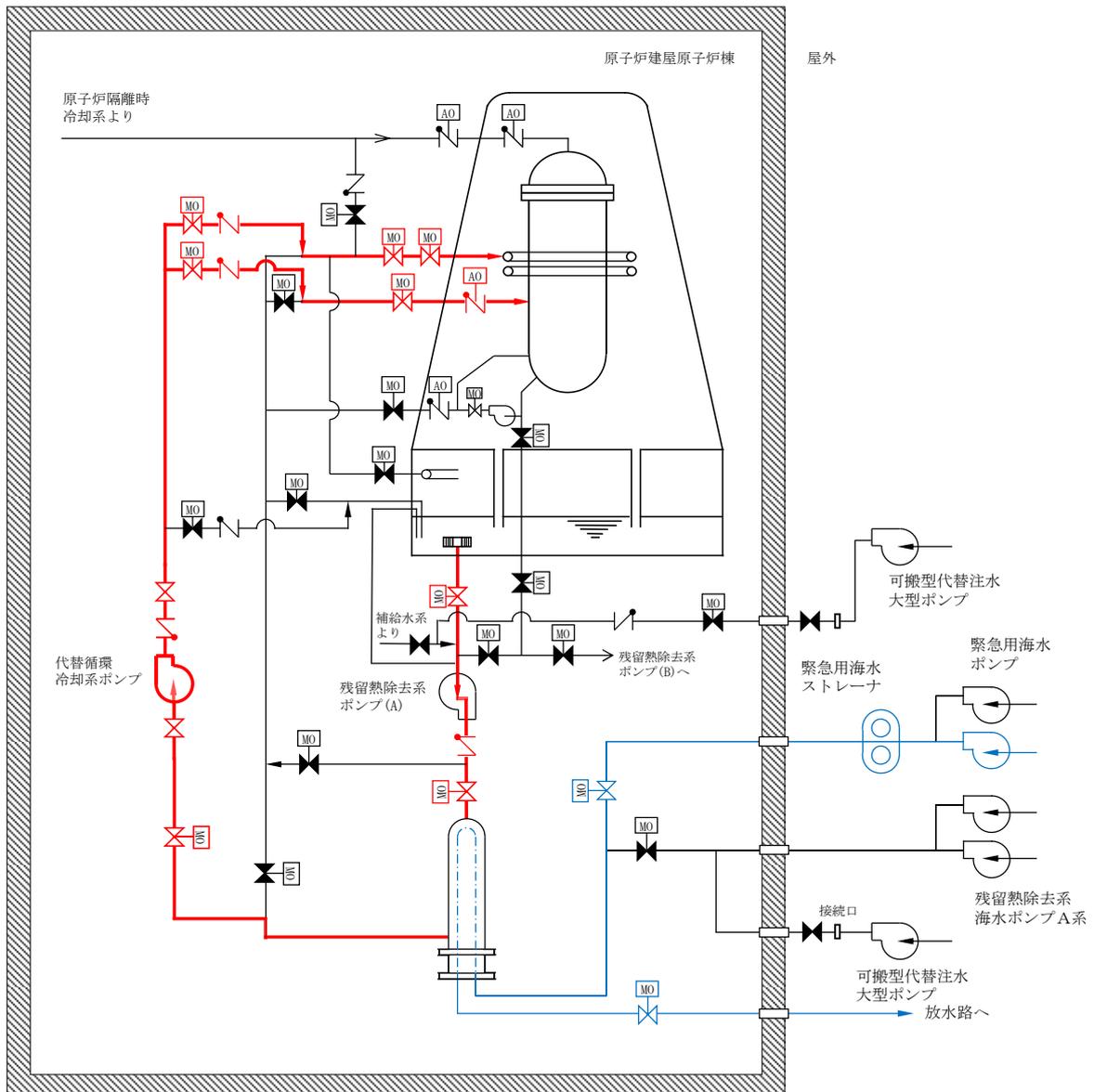
第 9.12-11 図 系統概要図

(格納容器圧力逃がし装置 (フィルタ装置用スクラビング水の補給))



第9.12-12図 系統概要図

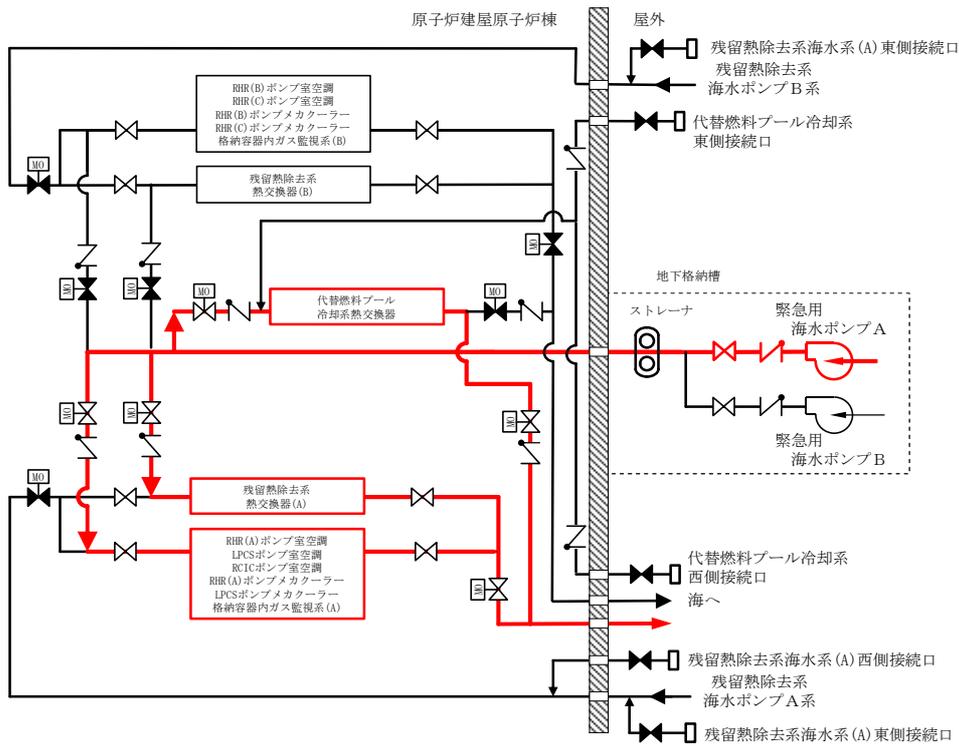
(サブプレッション・プールを水源とした高压炉心スプレイ系，原子炉隔離時冷却系及び高压代替注水系)



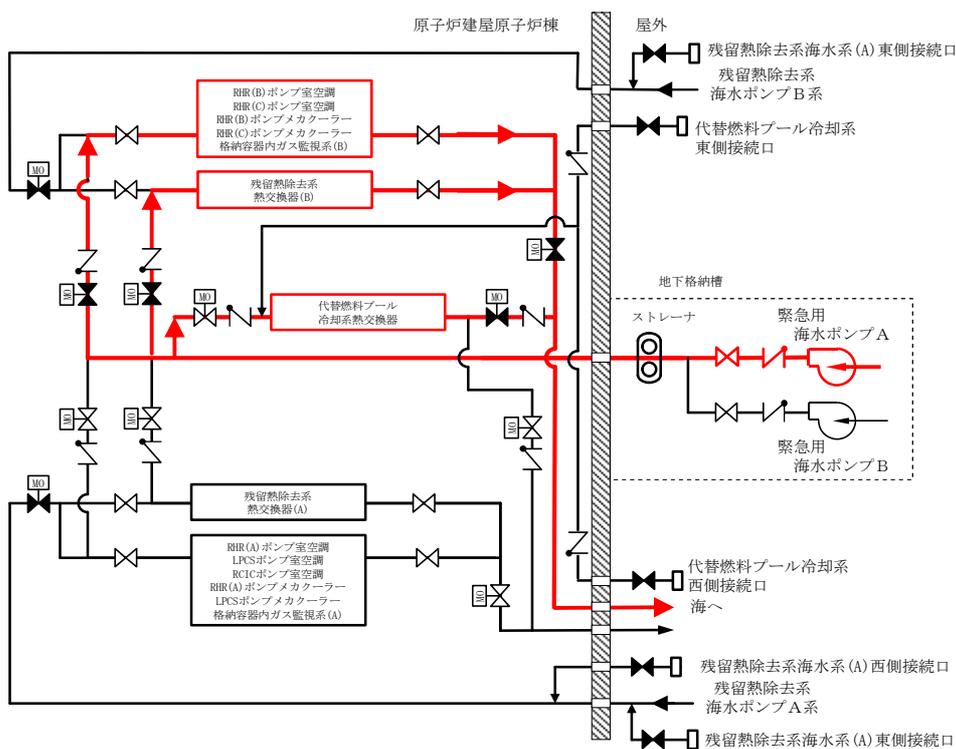
緊急用海水系使用時の図を示す。

第 9.12-13 図 系統概要図

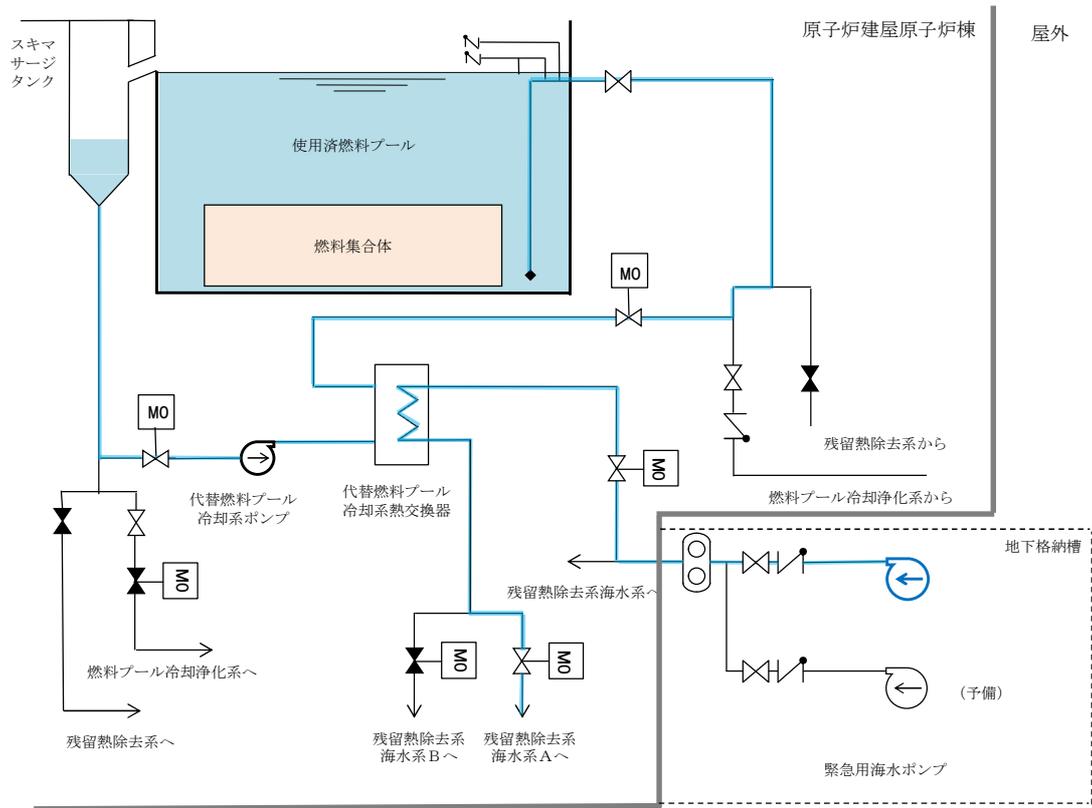
(サプレッション・プールを水源とした代替循環冷却系)



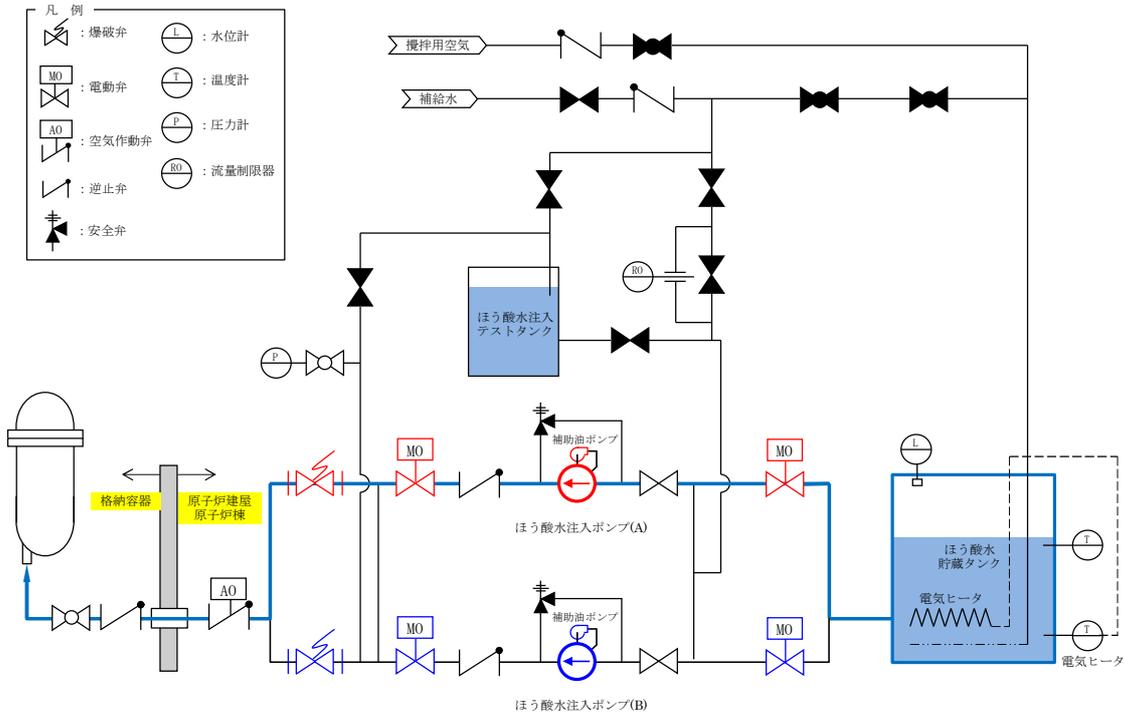
第 9.12-14 図 系統概要図（海水を水源とした緊急用海水系（A系供給））



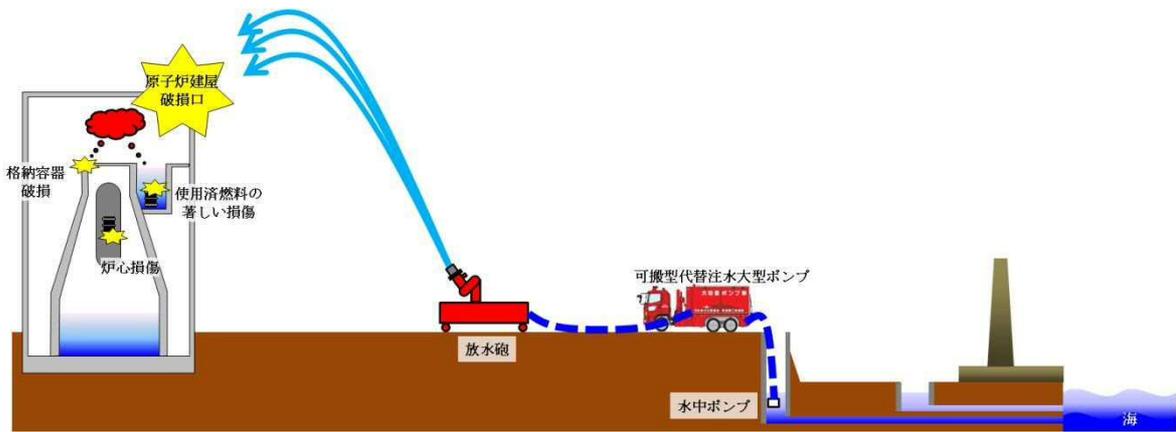
第 9.12-15 図 系統概要図（海水を水源とした緊急用海水系（B系供給））



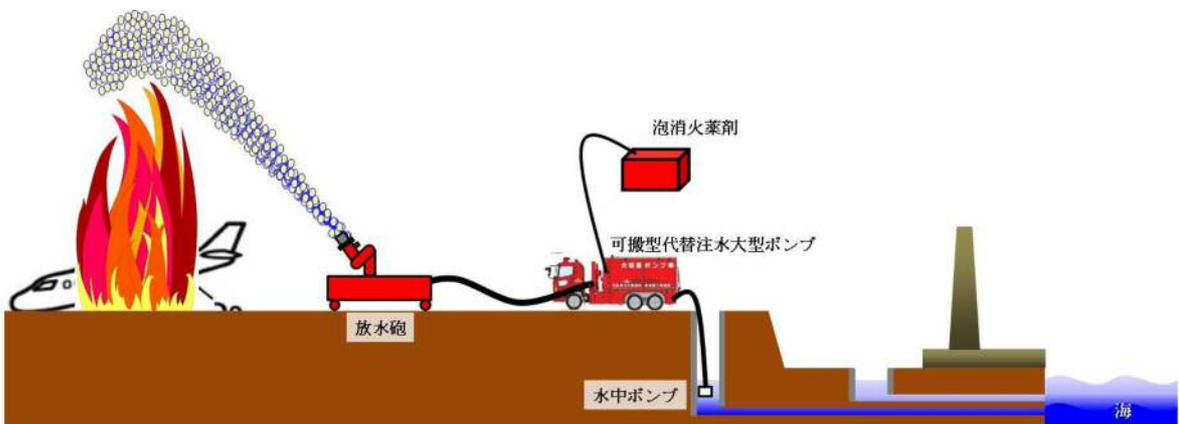
第 9.12-16 図 系統概要図（使用済燃料プールを水源とした代替燃料プール冷却系）



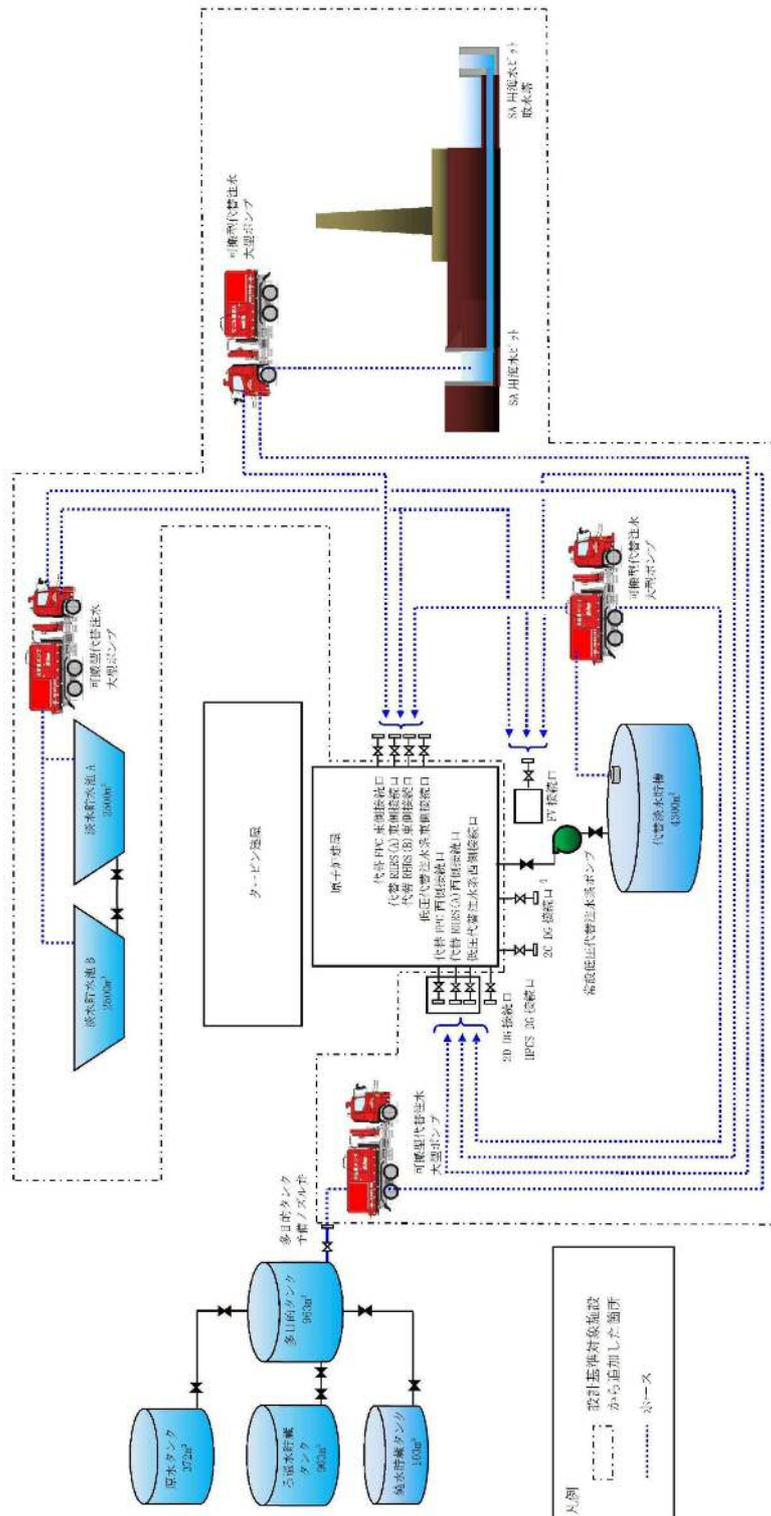
第 9.12-17 図 系統概要図（ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系）



第 9.12-18 図 系統概要図（海水を水源とした大気への拡散抑制）



第9.12-19図 系統概要図（海水を水源とした航空機燃料火災への泡消火）



第 9.12-20 図 系統概要図（水源への水の移送設備）

3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備【56条】

< 添付資料 目次 >

3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

3.13.1 設置許可基準規則第56条への適合方針

- (1) 重大事故等の収束に必要なとなる水源の確保（設置許可基準規則の解釈の a）, b）, c））
- (2) 水の移送設備の整備（設置許可基準規則の解釈の a）, d）, e））
- (3) 淡水タンク（多目的タンク, ろ過水貯蔵タンク, 純水貯蔵タンク及び原水タンク）を利用した水の供給設備の整備
- (4) 複数の海水取水手段の整備

3.13.2 重大事故等対処設備

3.13.2.1 重大事故等の収束に必要なとなる水源

3.13.2.1.1 設備概要

3.13.2.1.2 主要設備の仕様

- (1) 代替淡水貯槽
- (2) サプレッション・プール
- (3) ほう酸水貯蔵タンク
- (4) 使用済燃料プール

3.13.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.13.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

- (1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）
- (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）
- (3) 試験・検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

- (4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）
 - (5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）
 - (6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）
- 3.13.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針
- (1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）
 - (2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項二）
 - (3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）
- 3.13.2.2 水の移送設備
- 3.13.2.2.1 設備概要
- 3.13.2.2.2 主要設備の仕様
- (1) 可搬型代替注水大型ポンプ
 - (2) ホース（可搬型代替注水大型ポンプによる注水及び補給用）
 - (3) 可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）
 - (4) ホース（可搬型代替注水大型ポンプ（放水用）による放水用）
- 3.13.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針
- 3.13.2.2.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針
- (1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）
 - (2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）
 - (3) 試験・検査（設置許可基準規則第43条第1項三）
 - (4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）
 - (5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）
 - (6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）
- 3.13.2.2.3.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針
- (1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）
 - (2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

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

3.13.3 その他設備

3.13.3.1 淡水タンク（多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，純水貯蔵タンク，原水タンク）を利用した水の供給設備

3.13.3.1.1 設備概要

3.13.4 水源を利用する重大事故等対処設備について

3.13.4.1 主要水源を利用する重大事故等対処設備

3.13.4.2 代替淡水源を利用する重大事故等対処設備

3.13.4.3 海を利用する重大事故等対処設備

3.13.4.4 水の循環又は除熱を目的とする重大事故等対処設備

3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備【56条】

【設置許可基準規則】

(重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備)

第五十六条 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に，重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて，発電用原子炉施設には，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を供給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56条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に，重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を有する水源を確保することに加えて，発電用原子炉施設には，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水を供給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) 想定される重大事故等の収束までの間，十分な量の水を供給できること。
- b) 複数の代替淡水源（貯水槽，ダム又は貯水池等）が確保されていること。
- c) 海を水源として利用できること。
- d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。
- e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。
- f) 原子炉格納容器を水源とする再循環設備は，代替再循環設備等により，多重性又は多様性を確保すること。（PWR）

3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

3.13.1 設置許可基準規則第56条への適合方針

設計基準事故の収束に必要な水源とは別に，重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて，発電用原子炉施設には，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給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。

- (1) 重大事故等の収束に必要な水源の確保（設置許可基準規則の解釈の a）， b）， c））

代替淡水貯槽，サプレッション・プール及びほう酸水貯蔵タンクを設置することで，重大事故等の収束に必要な水を供給できる設計とする。また，これらの水源とは別に，複数の代替淡水源として高所淡水池及び北側淡水池を設置する。

また，重大事故等対処設備（設計基準拡張）である高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系，低圧注水系，格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系の水源としてサプレッション・プールを使用する。

さらに，可搬型代替注水大型ポンプを使用して，海水取水箇所（SA用海水ピット）から取水することで海水を水源として利用できる設計とする。

なお，ほう酸水貯蔵タンクについては「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。

- (2) 水の供給設備の整備（設置許可基準規則の解釈の a）， d）， e））

重大事故等の収束に必要な水源である代替淡水貯槽，複数の代替淡水源である高所淡水池及び北側淡水池並びに海水について，可搬型代替注

水大型ポンプやホース等を用いることにより移送手段及び移送ルートを確保し、いずれの水源からでも水を供給することが出来る設計とする。代替淡水貯槽への移送については代替淡水貯槽に設置した補給口から移送が可能な設計とする。

なお、重大事故等の収束に必要となる水を供給するための自主対策設備として、以下を整備する。

(3) 淡水タンク（多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，純水貯蔵タンク及び原水タンク）を利用した水の供給設備の整備

代替淡水貯槽を水源とした原子炉注水，格納容器スプレイ，格納容器頂部注水，格納容器下部注水及び使用済燃料プール注水時において，淡水タンク（多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，純水貯蔵タンク及び原水タンク）が健全である場合には，可搬型代替注水大型ポンプを使用して淡水タンクから代替淡水貯槽，高所淡水池及び北側淡水池へ水を補給できる設計とする。

(4) 複数の海水取水手段の整備

海水の取水場所について，異なる場所から取水を可能とする設計とする。

3.13.2 重大事故等対処設備

3.13.2.1 重大事故等の収束に必要な水源

3.13.2.1.1 設備概要

重大事故等の収束に必要な水源は、重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中の原子炉内に装荷された燃料体の著しい損傷を防止することを目的として設置するものである。

重大事故等の収束に必要な水源として、代替淡水貯槽、サブレーション・プール及びほう酸水貯蔵タンクを設置する。

代替淡水貯槽は、低圧代替注水系（常設）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、格納容器下部注水系（常設）及び代替燃料プール注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプの水源として使用する。また、低圧代替注水系（可搬型）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、格納容器下部注水系（可搬型）、代替燃料プール注水系（可搬型）及び格納容器圧力逃がし装置（スクラビング水の補給）の可搬型代替注水大型ポンプの水源として使用する。

代替淡水貯槽は、高所淡水池及び北側淡水池へ淡水を移送する水源として使用する。

サブレーション・プールは、高圧代替注水系の常設高圧代替注水系ポンプ及び代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプの水源として使用する。

また、重大事故等対処設備（設計基準拡張）である、原子炉隔離時冷却系の原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系の高圧炉心スプレイポンプ、低圧炉心スプレイ系の低圧炉心スプレイポンプ、低圧注水系、格納容器スプレイ冷却系及びサブレーション・プール冷却系の残留熱除去系ポンプの水源として使用する。

ほう酸水貯蔵タンクは、ほう酸水注入系のほう酸水注入ポンプの水源として

使用する。

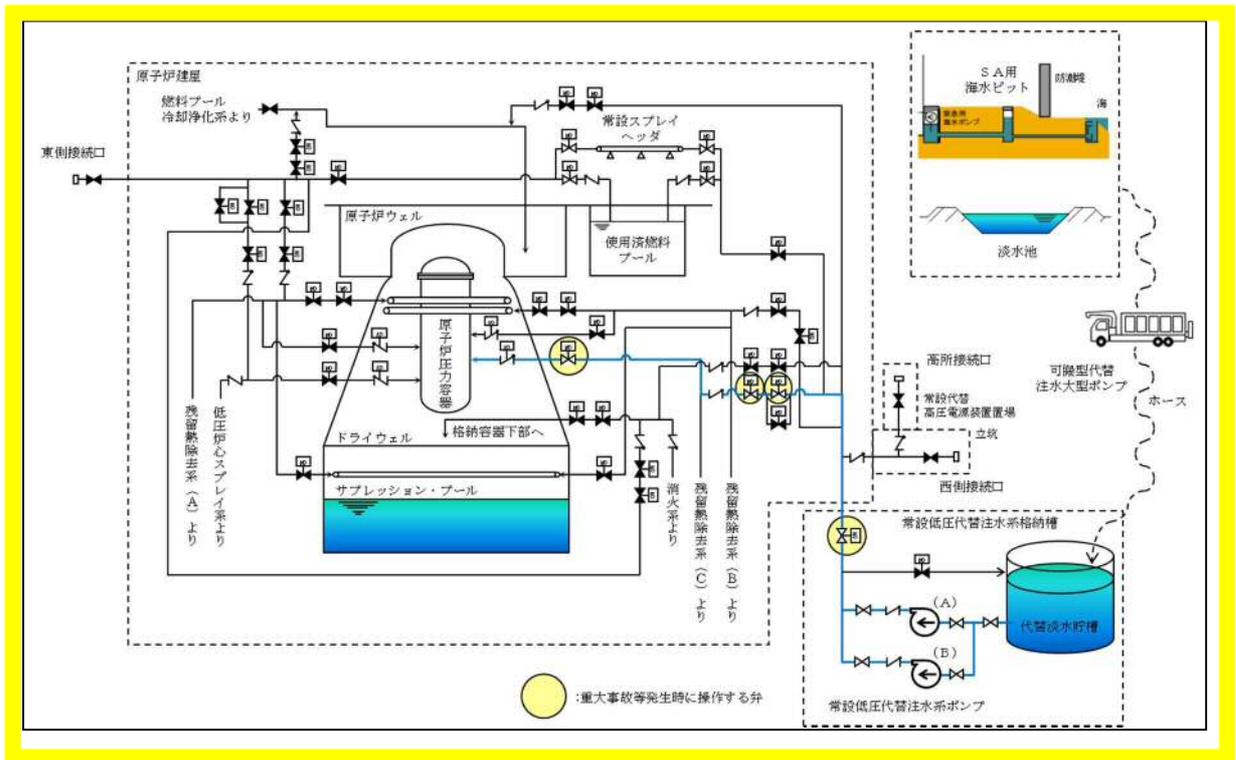
高所淡水池及び北側淡水池は、低圧代替注水系（可搬型）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、格納容器下部注水系（可搬型）、代替燃料プール注水系（可搬型）及び格納容器圧力逃がし装置（スクラビング水の補給）の可搬型代替注水大型ポンプの水源として使用する。

高所淡水池は、代替淡水貯槽及び北側淡水池へ淡水を移送する水源として使用する。

北側淡水池は、代替淡水貯槽及び高所淡水池へ淡水を移送する水源として使用する。

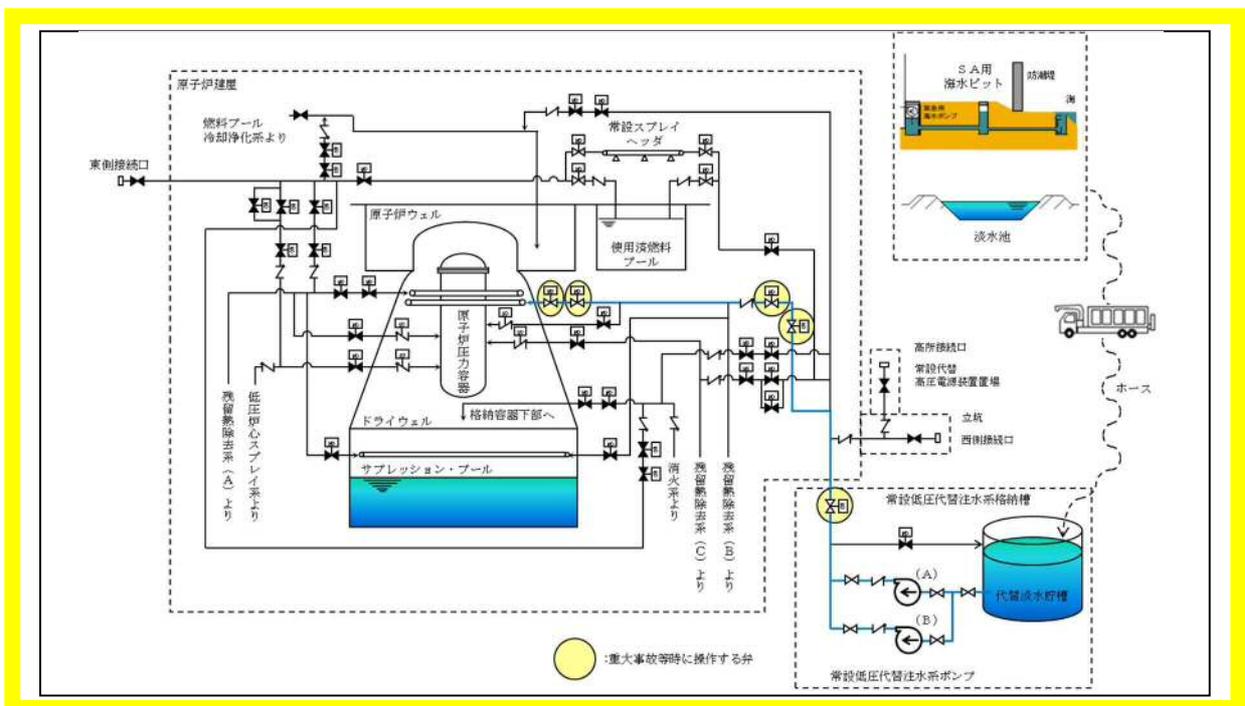
上記淡水源以外に海水を水源として使用する。

海水は、緊急用海水系の緊急用海水ポンプ、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災への泡消火設備及び工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備である可搬型代替注水大型ポンプの水源として使用する。これら重大事故等の収束に必要な水源に関する重大事故等対処設備等を第3.13-1表に示す。また、本系統に係る系統概要図を第3.13-1～22図に示す。



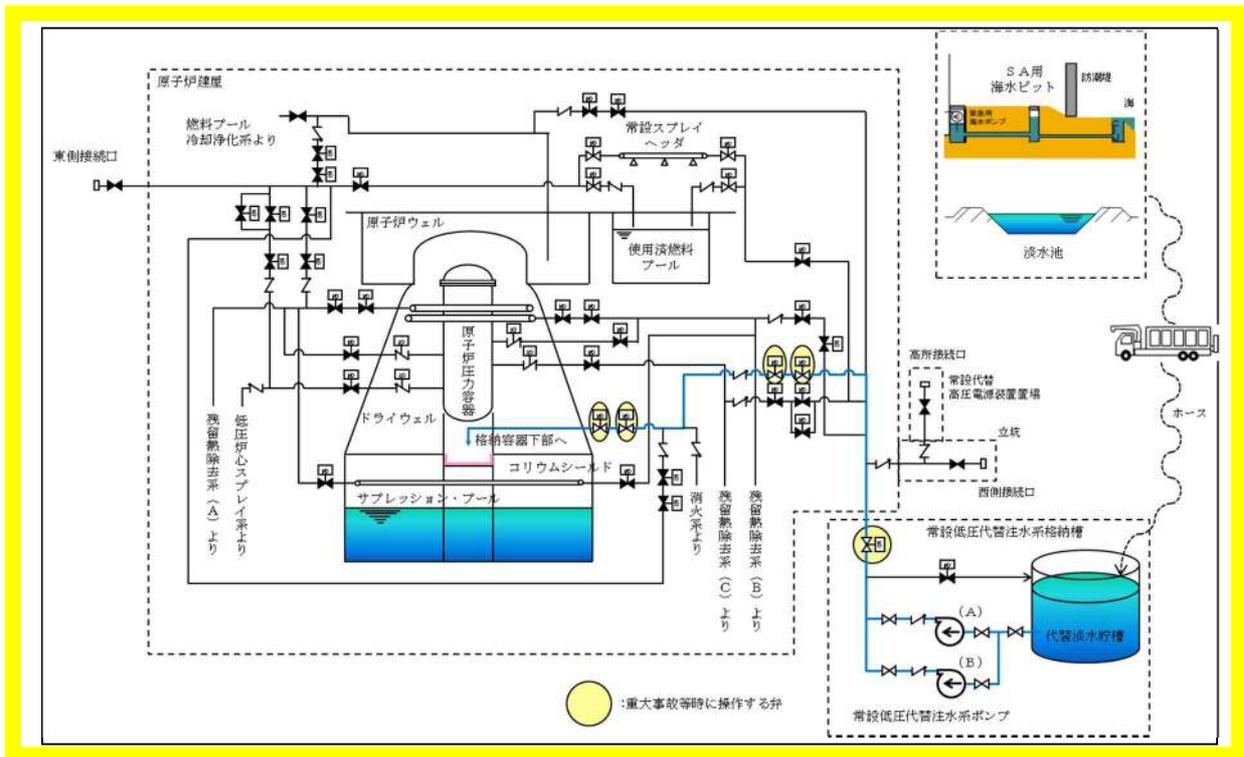
第 3.13-1 図 系統概要図

(代替淡水貯槽を水源とした低圧代替注水系 (常設))



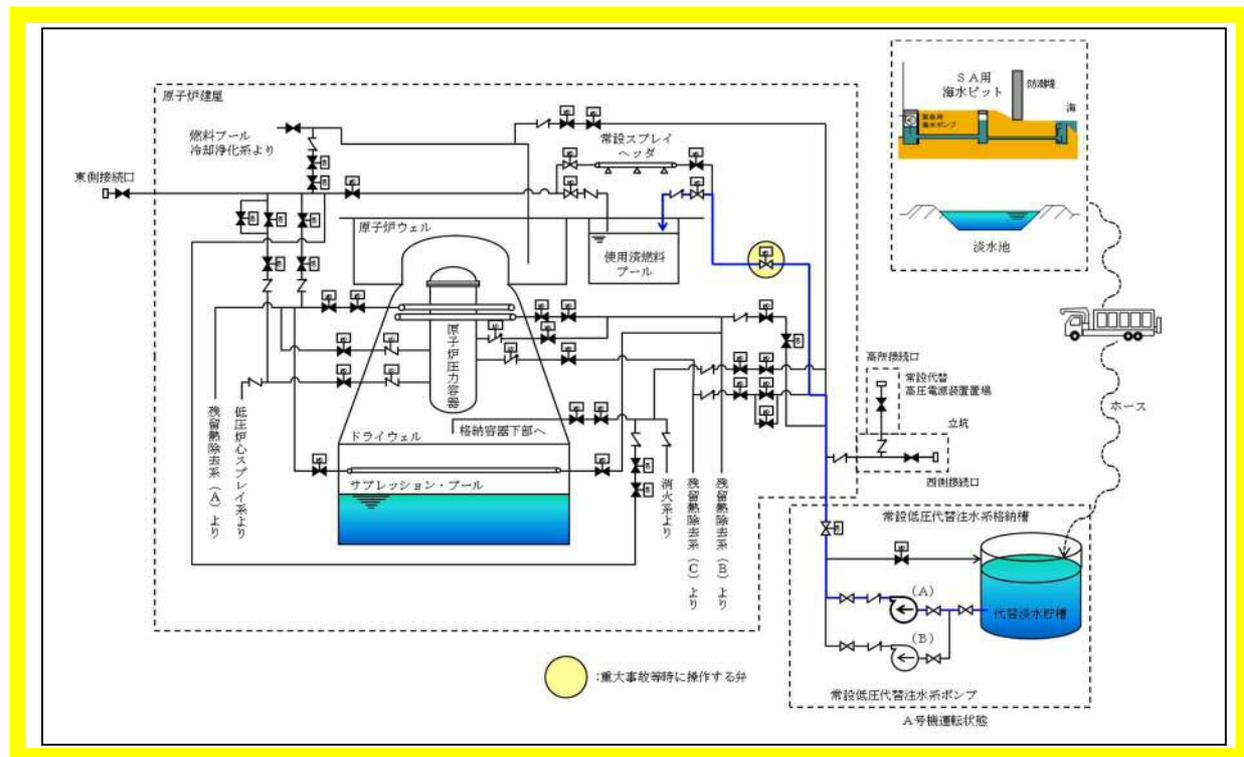
第 3.13-2 図 系統概要図

(代替淡水貯槽を水源とした代替格納容器スプレー冷却系 (常設))



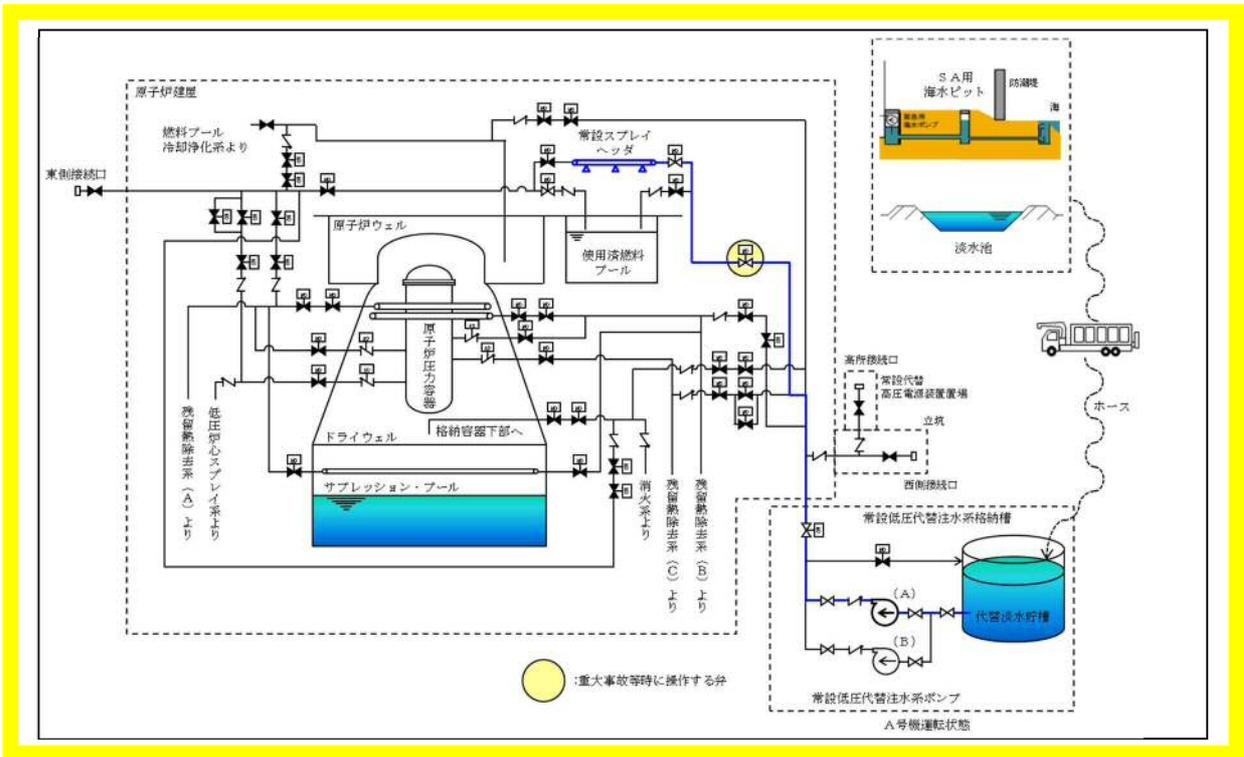
第 3.13-3 図 系統概要図

(代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部注水系 (常設))



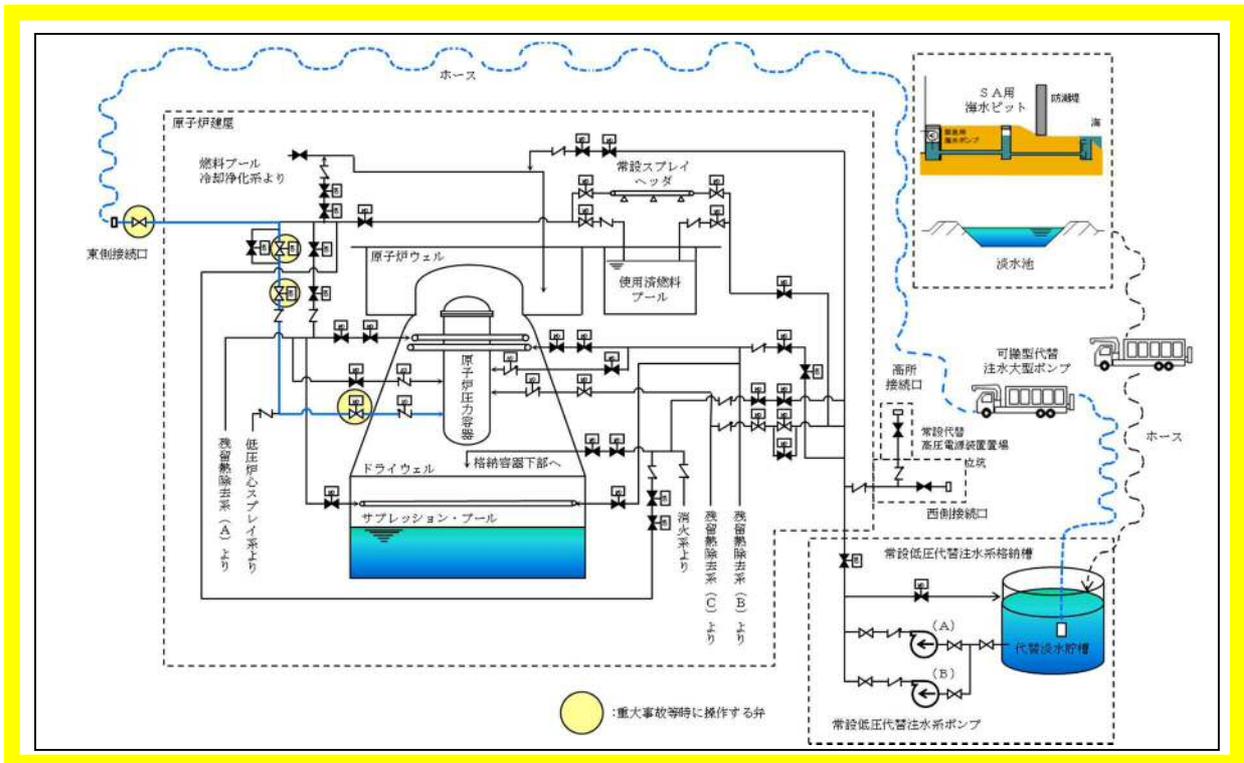
第 3.13-4 図 系統概要図

(代替淡水貯槽を水源とした代替燃料プール注水系 (注水ライン) (常設))



第 3.13-5 図 系統概要図

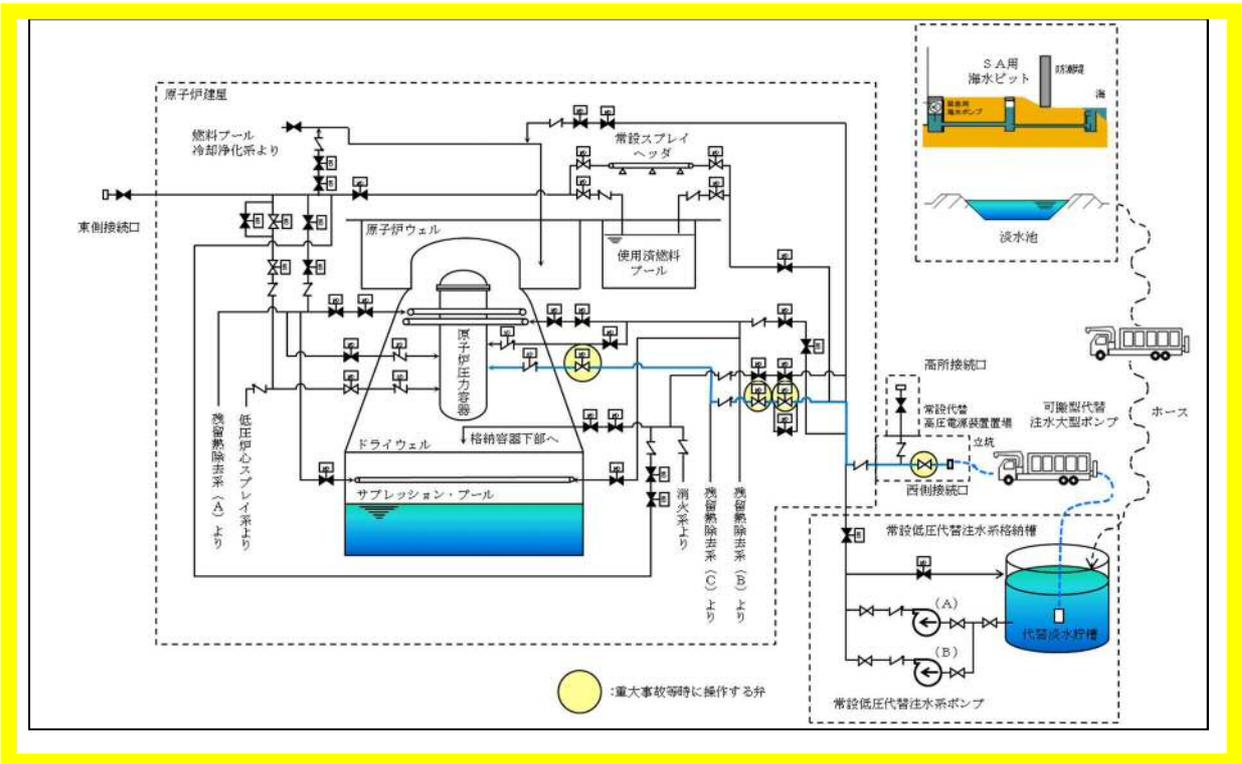
(代替淡水貯槽を水源とした代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッダ))



第 3.13-6 図 系統概要図

(代替淡水貯槽を水源とした低圧代替注水系 (可搬型))

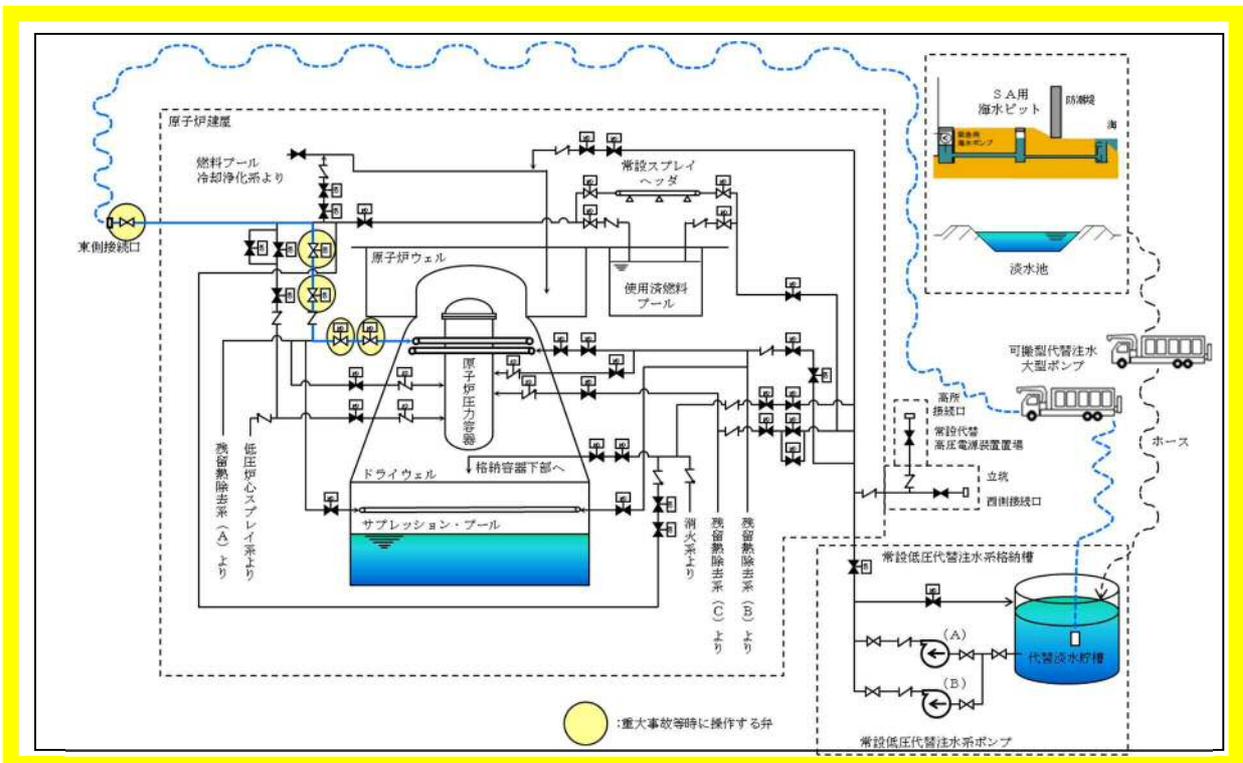
東側接続口使用時



第 3.13-7 図 系統概要図

(代替淡水貯槽を水源とした低圧代替注水系 (可搬型))

西側接続口使用時

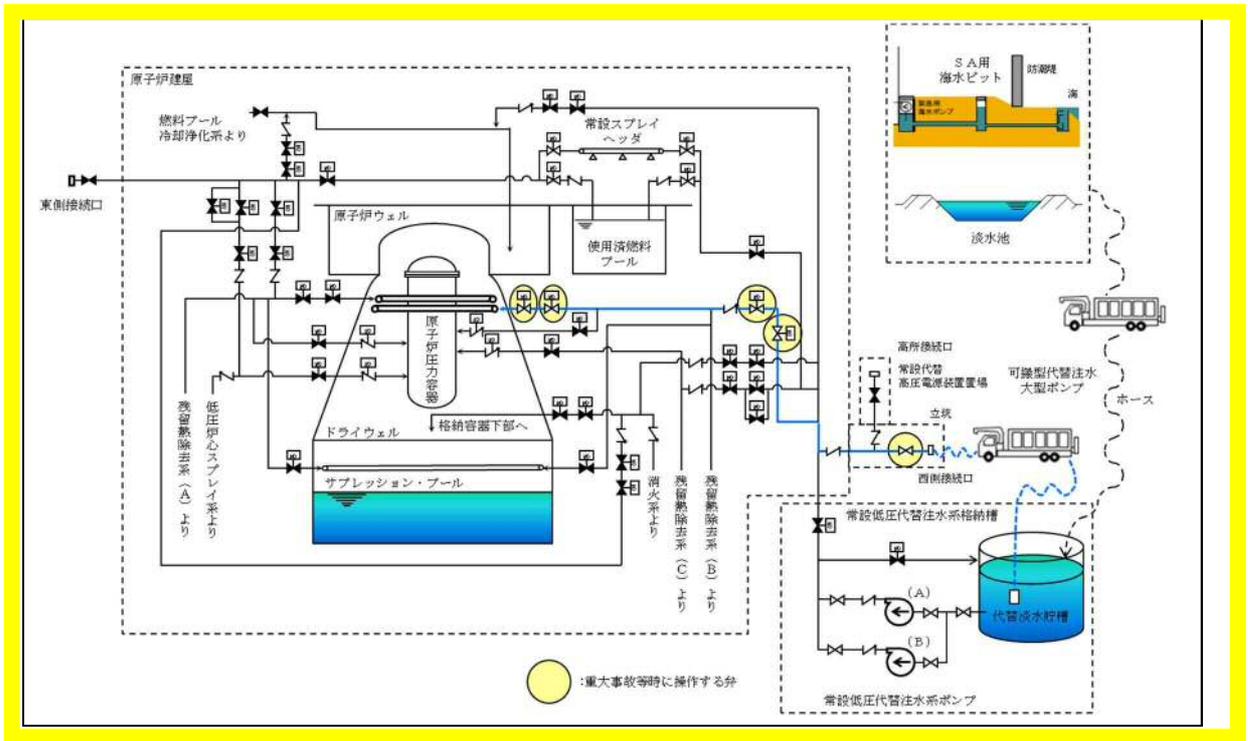


第 3.13-8 図 系統概要図

(代替淡水貯槽を水源とした代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型))

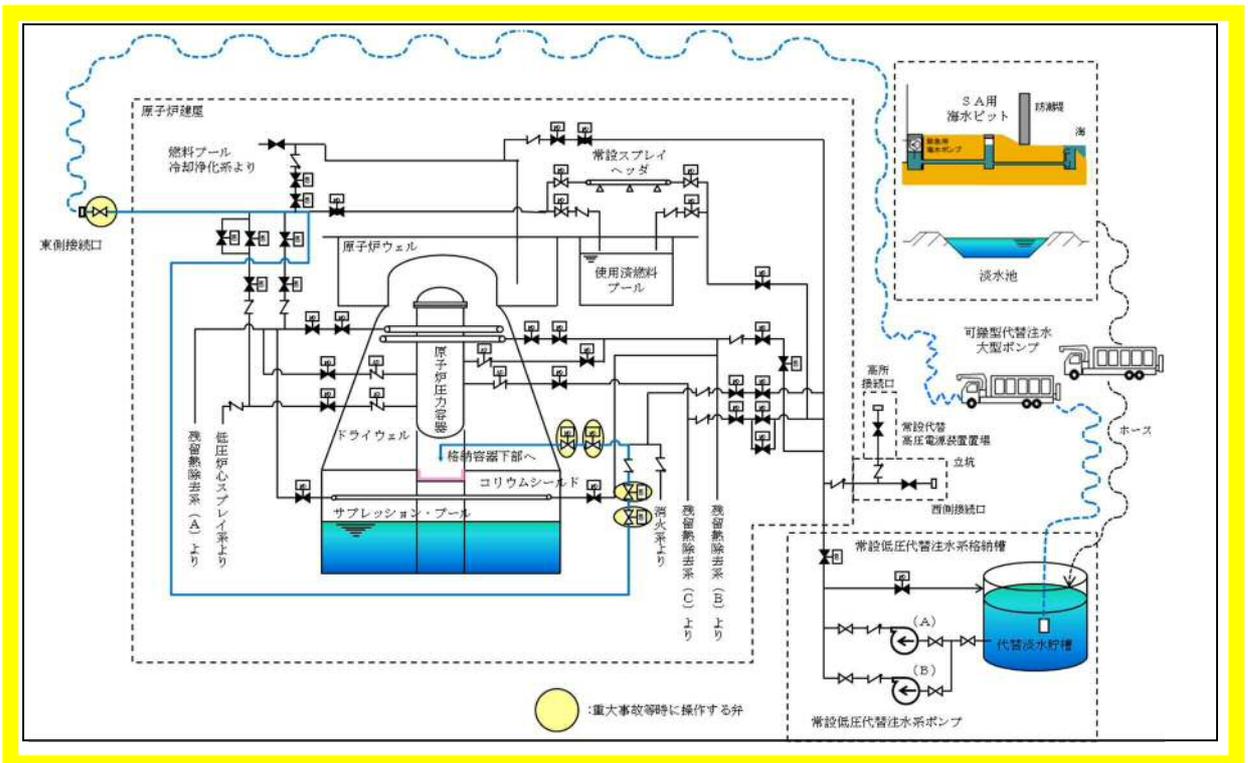
東側接続口使用時

3.13-9



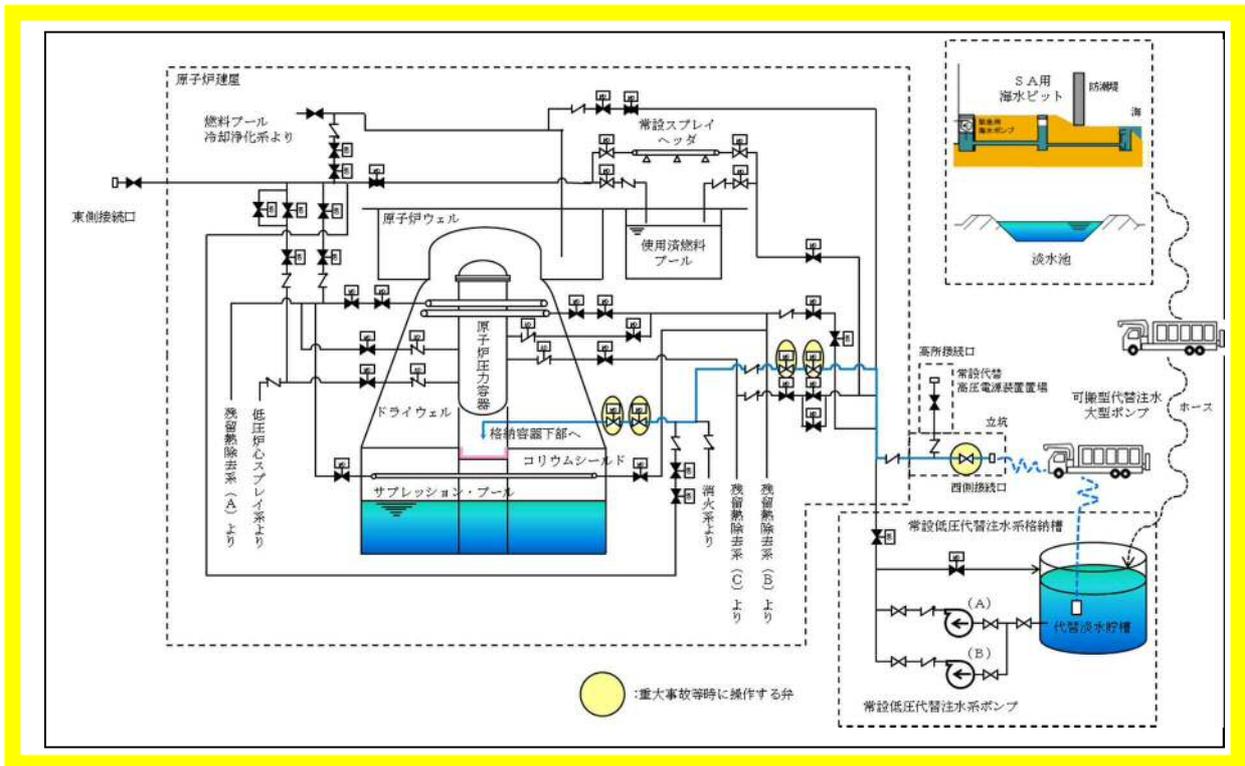
第 3.13-9 図 系統概要図

(代替淡水貯槽を水源とした代替格納容器スプレー冷却系 (可搬型))
西側接続口使用時



第 3.13-10 図 系統概要図

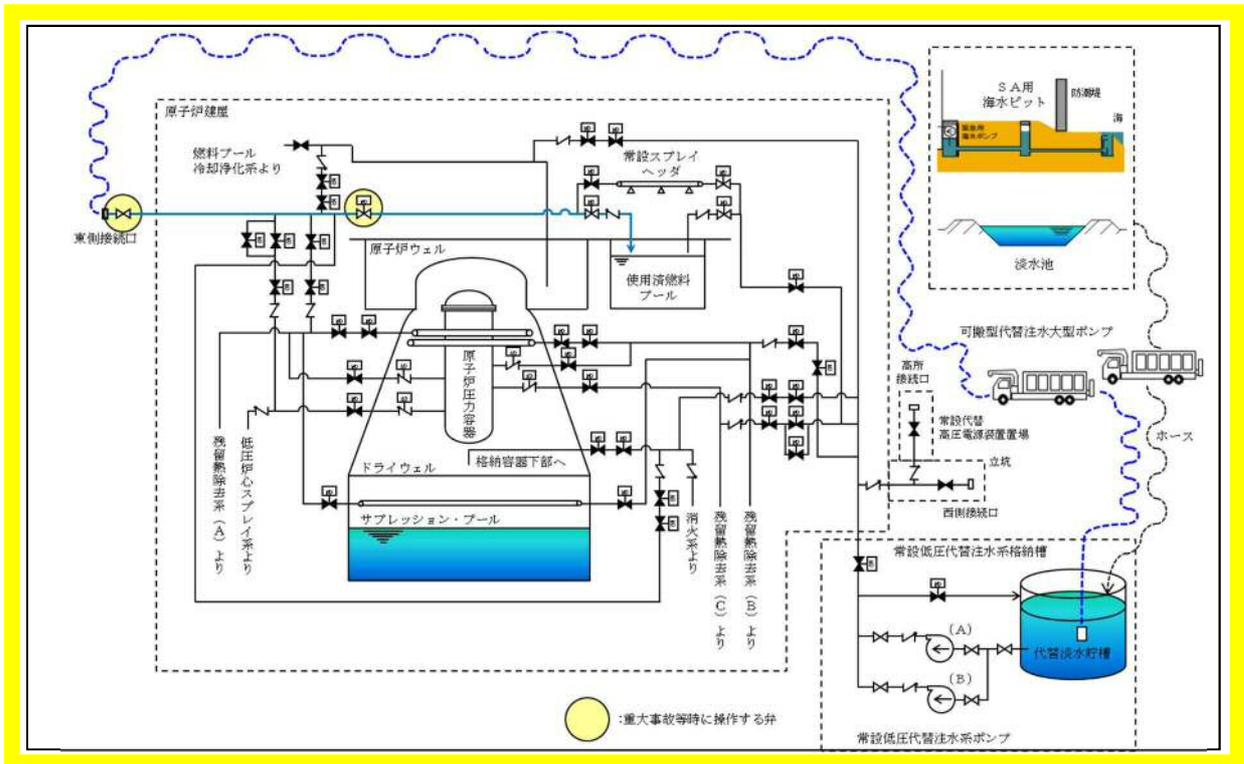
(代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部注水系 (可搬型))
東側接続口使用時



第 3.13-10 図 系統概要図

(代替淡水貯槽を水源とした格納容器下部注水系 (可搬型))

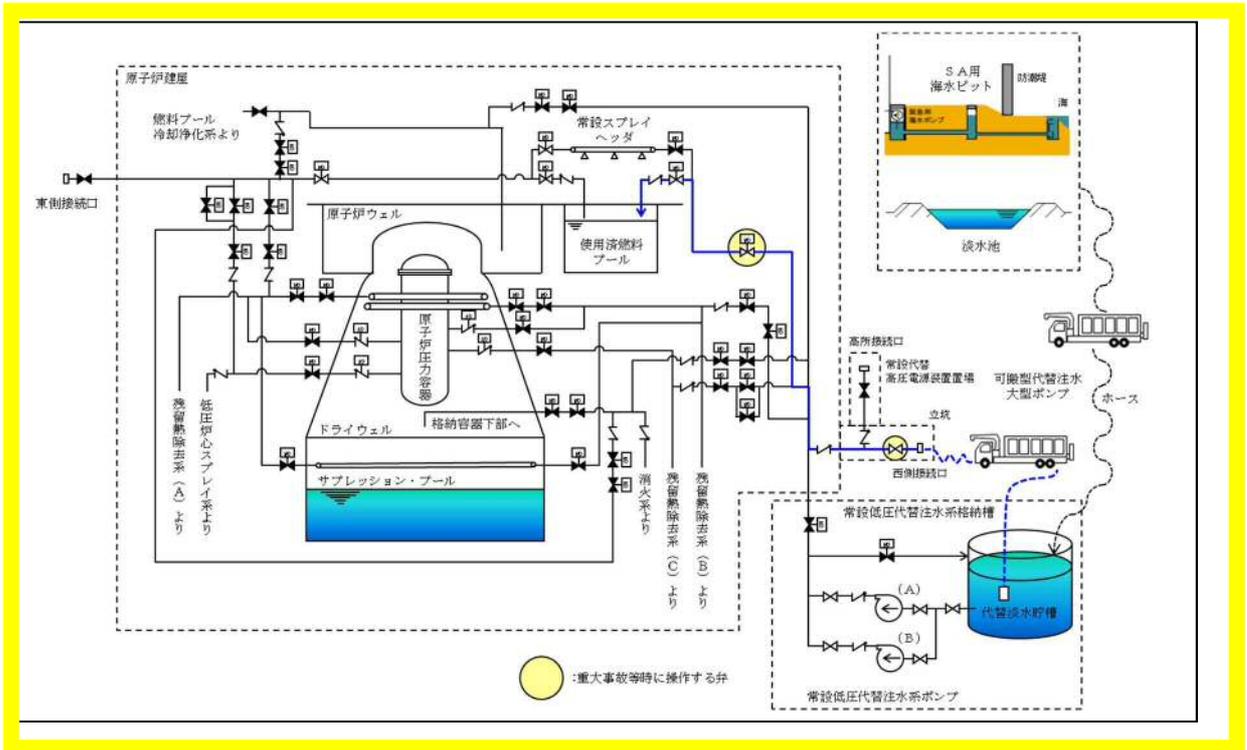
西側接続口使用時



第 3.13-11 図 系統概要図

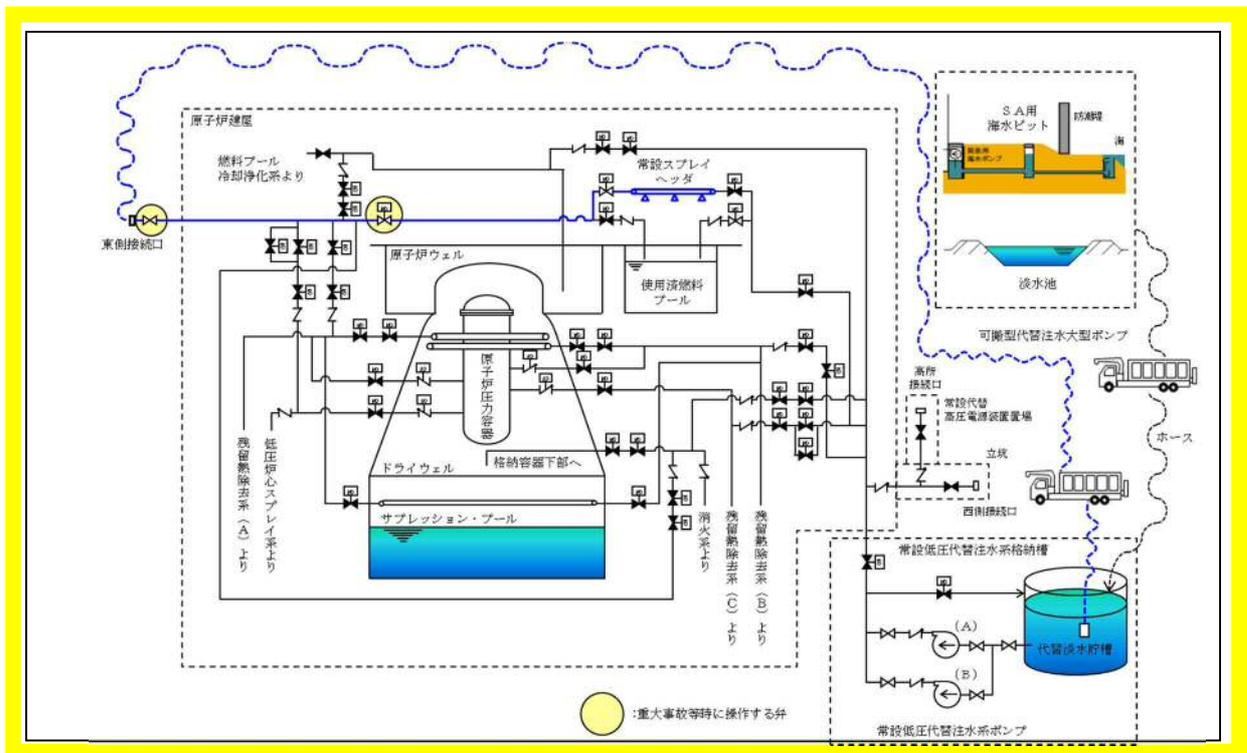
(代替淡水貯槽を水源とした代替燃料プール注水系 (注水ライン) (可搬型))

東側接続口使用時



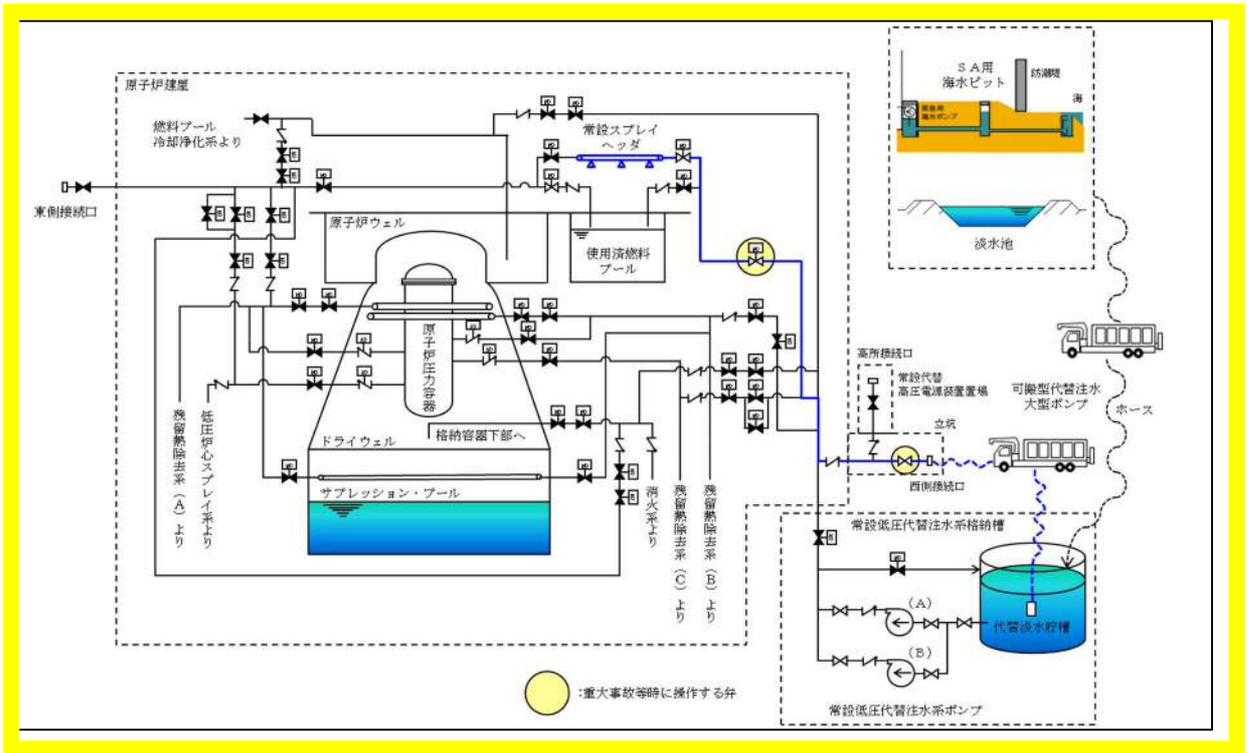
第 3.13-12 図 系統概要図

(代替淡水貯槽を水源とした代替燃料プール注水系 (注水ライン) (可搬型))
西側接続口使用時



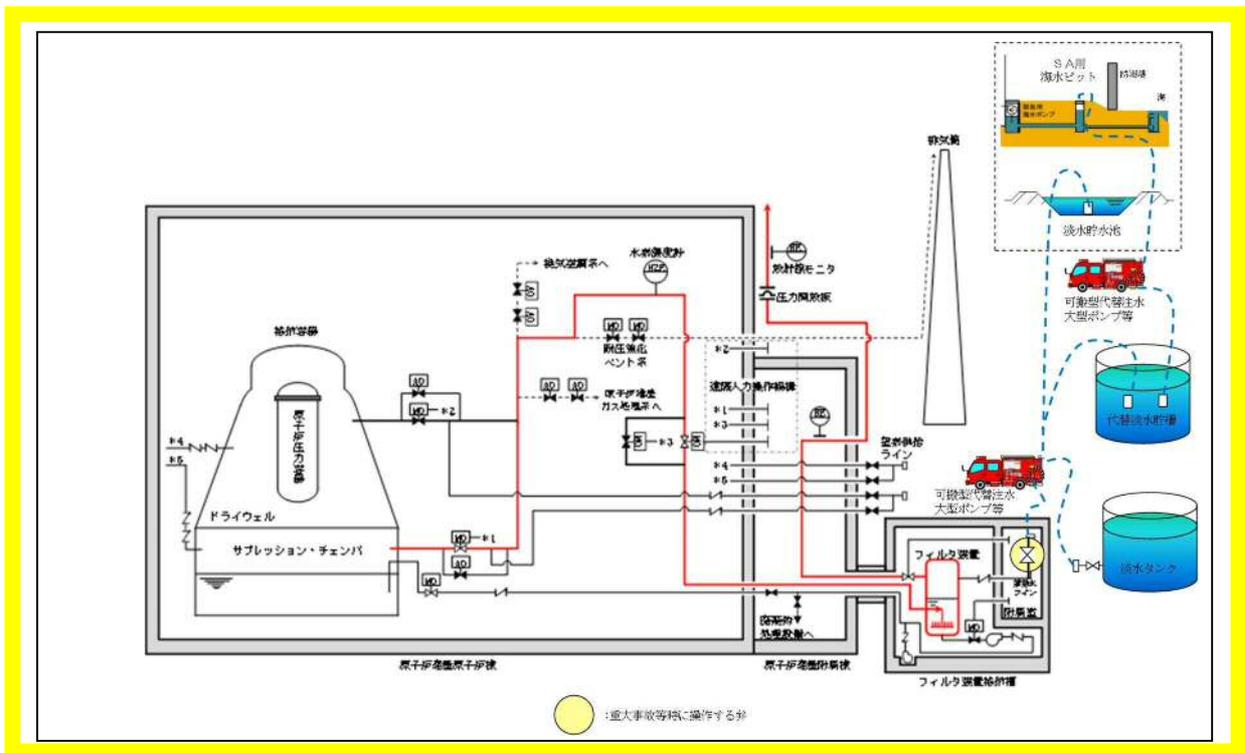
第 3.13-13 図 系統概要図

(代替淡水貯槽を水源とした代替燃料プール注水系 (常設スプレーヘッド) (可搬型))
東側接続口使用時



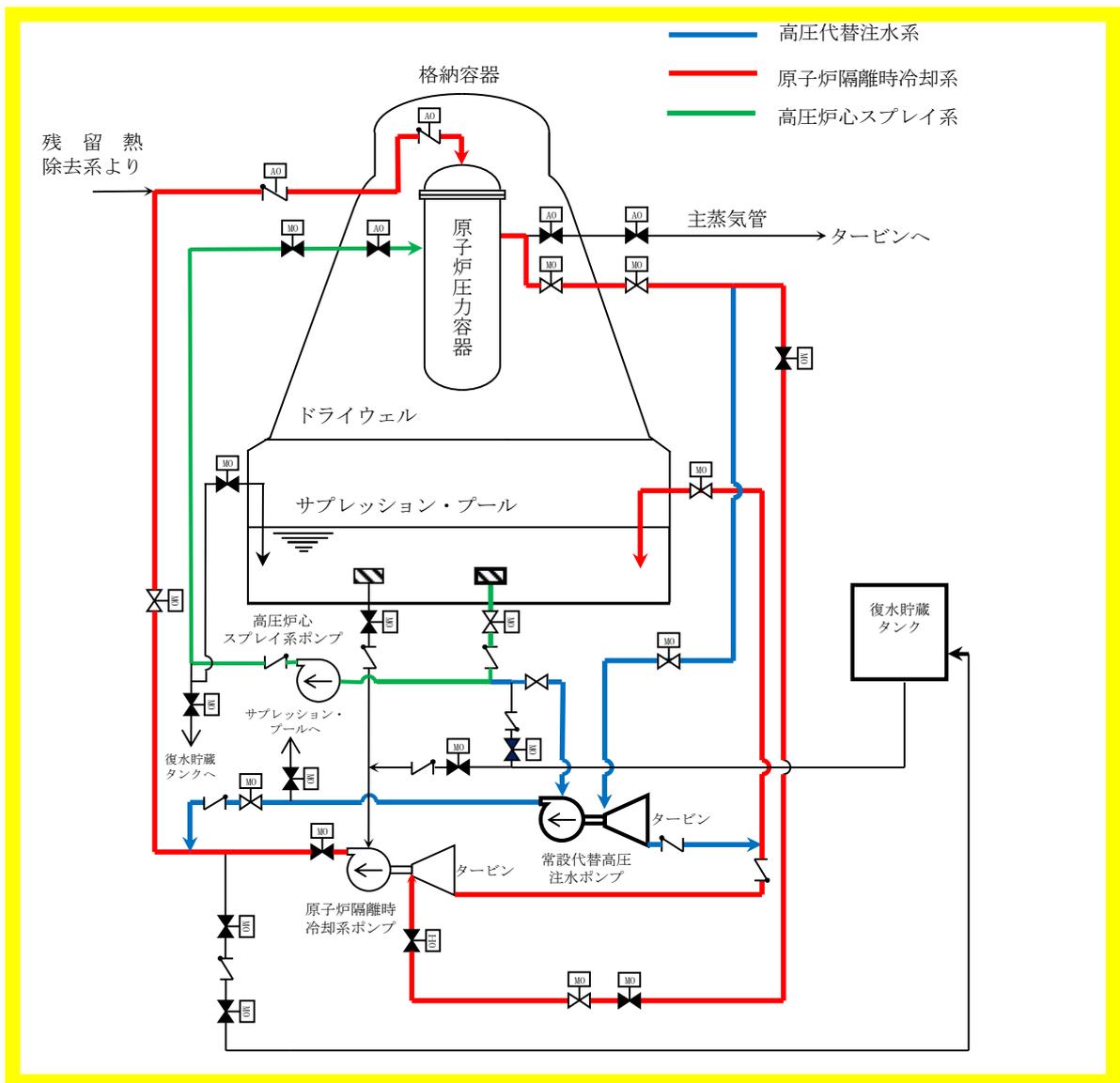
第 3.13-14 図 系統概要図

(代替淡水貯槽を水源とした代替燃料プール注水系(常設スプレイヘッド)(可搬型))
東側接続口使用時



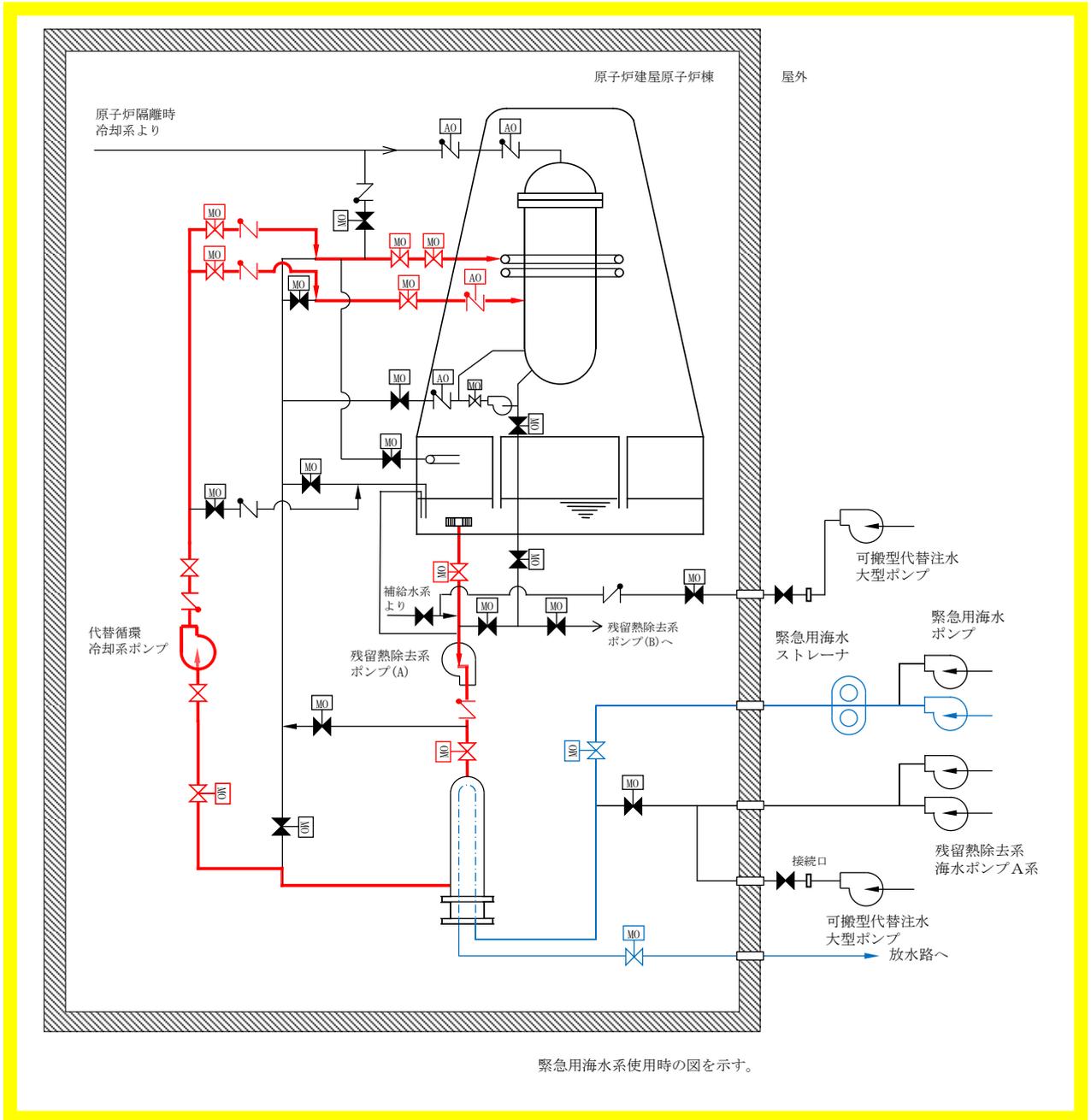
第 3.13-15 図 系統概要図

(格納容器圧力逃がし装置 (フィルタ装置用スクラビング水の補給))



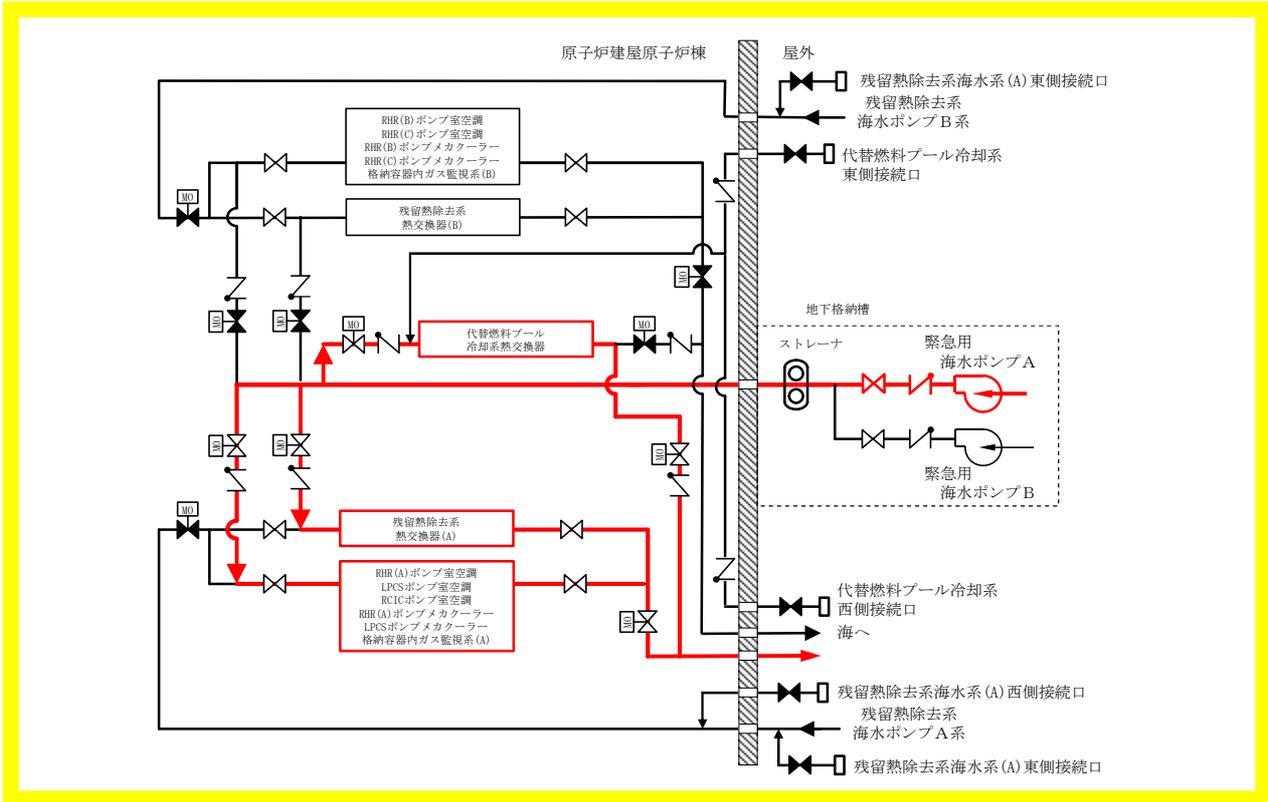
第3.13-16図 系統概要図

(サブプレッション・プールを水源とした高压炉心スプレイ系，原子炉隔離時冷却系及び高压代替注水系)

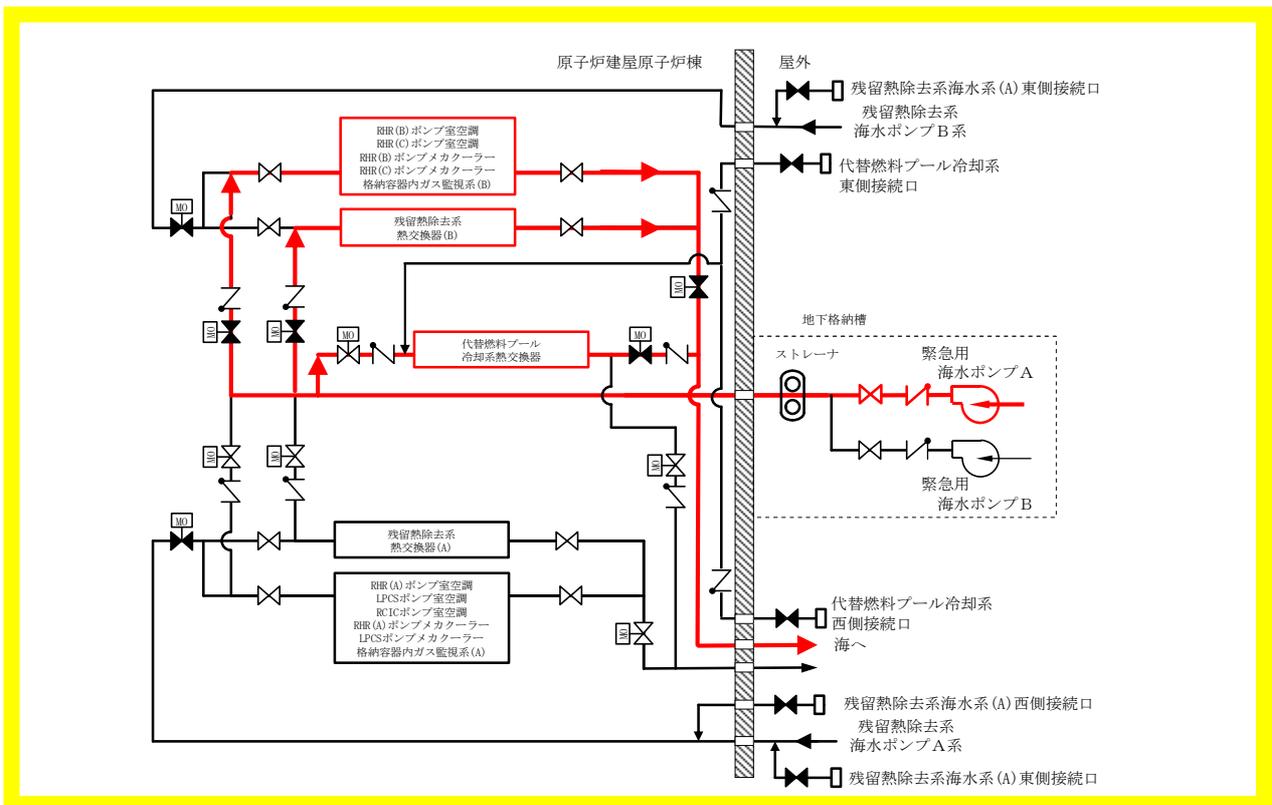


第 3.13-17 図 系統概要図

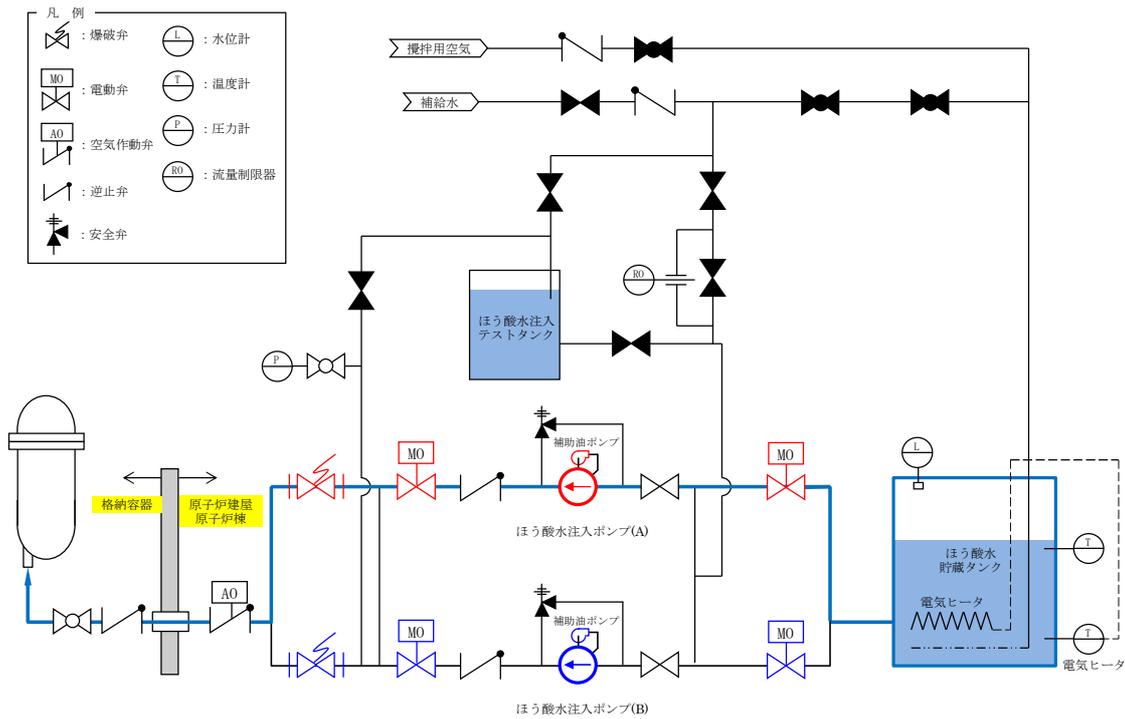
(サプレッション・プールを水源とした代替循環冷却系)



第 3. 13-18 図 系統概要図 (海水を水源とした緊急用海水系 (A系供給))

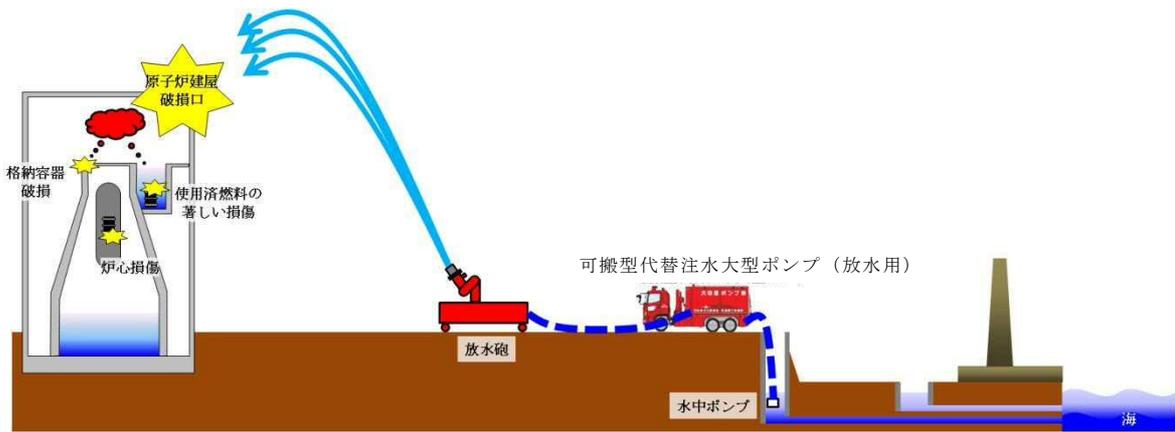


第 3. 13-19 図 系統概要図 (海水を水源とした緊急用海水系 (B系供給))

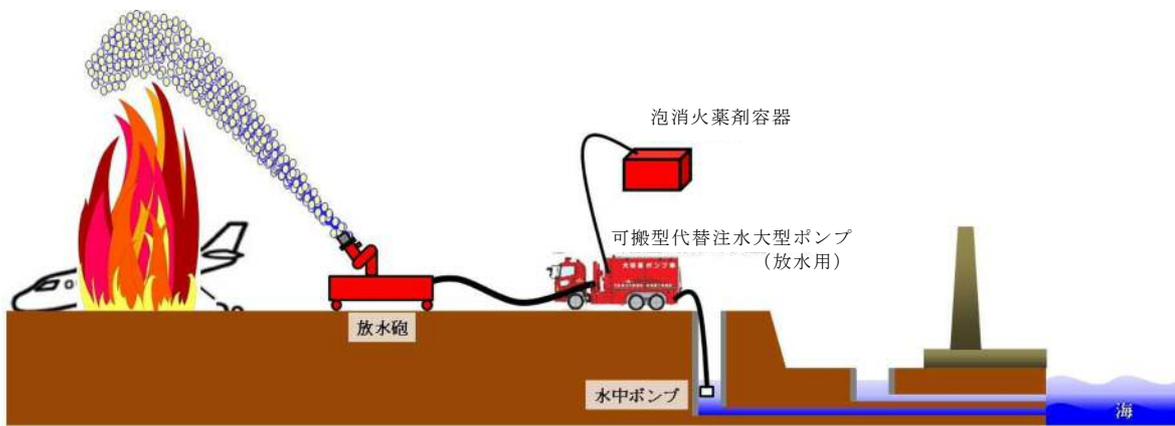


第 3.13-20 図 系統概要図

(ほう酸水貯蔵タンクを水源としたほう酸水注入系)



第 3. 13-21 図 系統概要図 (海水を水源とした大気への拡散抑制)



第3. 13-22図 系統概要図 (海水を水源とした航空機燃料火災への泡消火)

第3. 13-1表 重大事故等収束のための水源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		主要水源 代替淡水貯槽【常設】 サプレッション・プール【常設】 ほう酸水貯蔵タンク【常設】* ¹ 代替淡水源 高所淡水池【常設】 北側淡水池【常設】 海水
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	—
	注水先	—
	電源設備	—
	計装設備* ²	代替淡水貯槽水位【常設】 サプレッション・プール水位【常設】

* 1 : ほう酸水貯蔵タンクについては「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。

* 2 : 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。

3.13.2.1.2 主要設備の仕様

主要水源の仕様を以下に示す。

(1) 代替淡水貯槽

個 数 : 1
容 量 : 約5,000m³
最高使用圧力 : 静水頭
最高使用温度 : 66℃
種 類 : ライニング槽
取 付 箇 所 : 常設低圧代替注水系格納槽内

(2) サプレッション・プール

個 数 : 1
容 量 : 約3,400m³
最高使用圧力 : 0.62Mpa [gage]
最高使用温度 : 200℃
取 付 箇 所 : 原子炉建屋原子炉棟

(3) ほう酸水貯蔵タンク

種 類 : 円筒縦型
容 量 : 19.5m³ / 個
最高使用圧力 : 静水頭
最高使用温度 : 66℃
個 数 : 1
取 付 箇 所 : 原子炉建屋原子炉棟5階

3.13.2.1.3 代替淡水源の仕様

複数の代替淡水源の仕様を以下に示す。

(1) 高所淡水池

個 数 : 1
容 量 : 約2,500m³
最高使用圧力 : 屋外

(2) 北側淡水池

個 数 : 1
容 量 : 約2,500m³
最高使用圧力 : 屋外

3.13.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.13.2.1.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替淡水貯槽は常設低圧代替注水系格納槽内に設置している設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，常設低圧代替注水系格納槽の環境条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の第3.13-2表に示す設計とする。

サプレッション・プールは格納容器内の設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における，格納容器内の環境条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，以下の第3.13-2表に示す設計とする。

(56-2-1～4)

第3.13-2表 想定する環境条件

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

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

重大事故等の収束に必要な水源である代替淡水貯槽については、通常時使用する水源からは切り離されており、水源としては独立しているため、常時保有水は十分に確保されている。また、代替淡水貯槽の保有水を確保するための操作弁は常時開のため操作は不要である。

サプレッション・プールの保有水を確保するための操作は不要である。

(56-3-1~4)

(3) 試験・検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替淡水貯槽は、第3.13-3表に示すように原子炉停止中に開放検査が可能とする。上部に設置しているハッチを開放し、異常の有無を水中カメラにて確認を行うことが可能な設計とする。また、原子炉運転中でも中央制御室にて水位に異常のないことの確認を行うことが可能な設計とする。

サプレッション・プールは、第3.13-4表に示すように原子炉停止中に目視検査にて異常の有無の確認及び機能・性能検査にて原子炉格納容器全体漏えい率試験により漏えいのないことの確認を行える設計とする。また、原子炉運転中でも中央制御室にて水位に異常のないことの確認を行うことが可能な設計とする。

(56-4-1)

第 3. 13-3 表 代替淡水貯槽の試験・検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	異常監視	水位の監視により異常の無いことを確認
停止中	外観検査	水中カメラにより異常の有無を確認

第3. 13-4表 サプレッション・プールの試験・検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中	異常監視	水位の監視により異常のないことを確認
停止中	外観検査	目視により、異常の有無を確認
	機能・性能検査	原子炉格納容器全体漏えい率試験により漏えいのないことを確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

代替淡水貯槽及びサプレッション・プールを水源とする際には、切り替え操作は不要である。

(56-3-1～4)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

代替淡水貯槽は，他系統と接続させないようにすることで，他の水源から独立して単独で使用可能とし，悪影響を及ぼさない設計とする。

サプレッション・プールは，設計基準対象施設として使用する場合と同じの系統構成で，想定される重大事故時に水源として使用することにより，他の設備に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替淡水貯槽及びサプレッション・プールを水源とするための操作は不要である。

(56-2-1～4)

3.13.2.1.4.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項一）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

重大事故等対策の有効性評価シナリオで想定する各事故シーケンスのうち、代替淡水貯槽を水源として使用し、水使用量の観点から結果が最も厳しくなる事故シーケンスは、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しない場合）である。この事故シーケンスでの、淡水使用量は7日間で約5,490m³である。この淡水使用量に対して、代替淡水貯槽の貯水量約4,300m³が枯渇するのは事象発生から3日以降であり、事象発生後余裕を持って代替淡水源である高所淡水池、北側淡水池の淡水又は海水を補給することで、十分な容量を有する設計とする。

サプレッション・プール水を水源として利用する代替循環冷却系においては、サプレッション・プール水を代替循環冷却ポンプにて循環させる系統構成である。しかし、他の高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系と系統構成が違い、ポンプの上流側に既設の残留熱除去系ポンプ及び熱交換器があり、NPSH評価上厳しいと想定されるため、サプレッション・プール水は、代替循環冷却ポンプのNPSH評価を満足するために必要な水位（EL 2.9m）に対して十分な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 項二）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

代替淡水貯槽及びサプレッション・プールは、敷地内に二以上の発電用原子炉施設はないことから共用しない。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

重大事故等対処設備の水源である代替淡水貯槽は常設低圧代替注水系格納槽内にあり，格納容器内にある設計基準事故対処設備の水源であるサプレッション・プールと位置的分散を図ることで同時に機能が損なわれない設計とする。

3.13.2.2 水の供給設備

3.13.2.2.1 設備概要

水の供給設備は、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源である代替淡水貯槽及びサプレッション・プール、また、代替淡水源である高所淡水池、北側淡水池及び海水について、移送手段及び移送ルートを確保し、いずれの水源からでも水を供給することを目的として設置するものである。この水の供給設備は、海水や代替淡水源から水源への水の移送設備と、水源から注水先（原子炉圧力容器、格納容器及び使用済燃料プール）への注水設備がある。

代替淡水貯槽への水の移送は、代替淡水源である高所淡水池及び北側淡水池から西側及び南側保管場所で保管している可搬型代替注水大型ポンプとホースにて実施可能な設計とする。

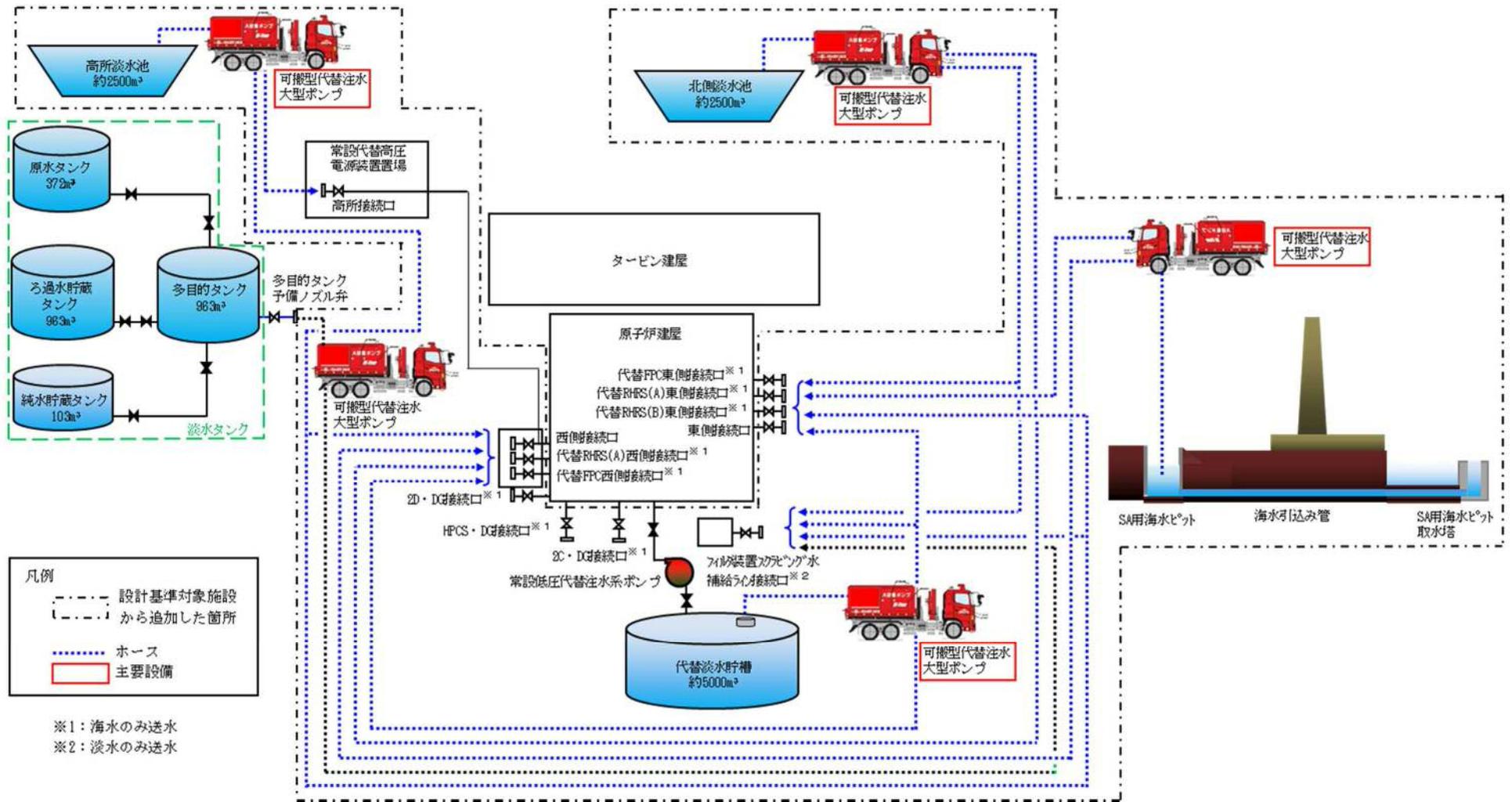
代替淡水源である高所淡水池への水の移送は、代替淡水貯槽及び代替淡水源である北側淡水池から西側及び南側保管場所で保管している可搬型代替注水大型ポンプとホースにて実施可能な設計とする。

代替淡水源である北側淡水池への水の移送は、代替淡水貯槽及び代替淡水源である高所淡水池から西側及び南側保管場所で保管している可搬型代替注水大型ポンプとホースにて実施可能な設計とする。

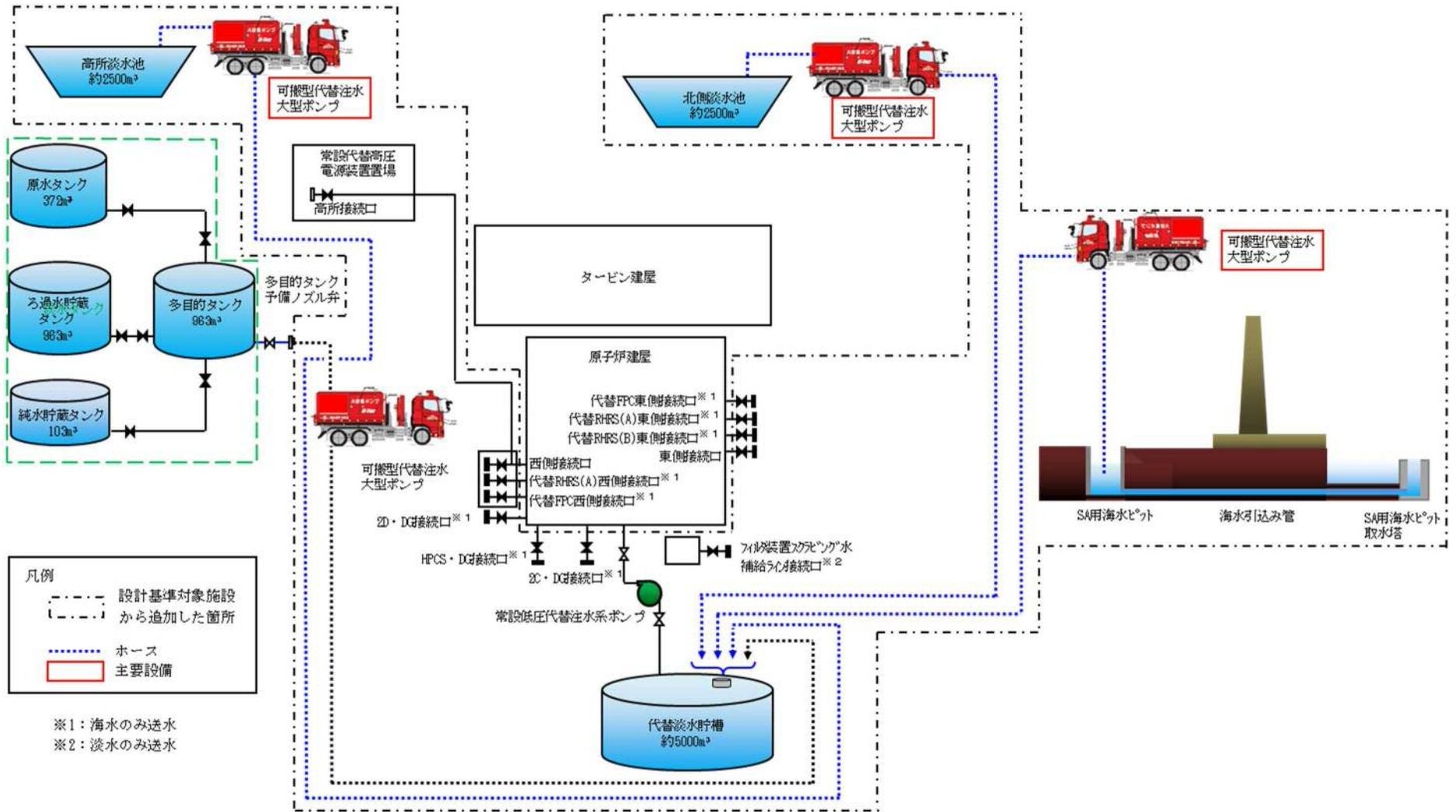
海からの代替淡水貯槽、高所淡水池及び北側淡水池への海水の移送については、海水取水箇所（S A用海水ピット）より西側及び南側保管場所で保管している可搬型代替注水大型ポンプとホースにて実施可能な設計とする。

注水先への注水設備としては、同様に、西側及び南側保管場所に保管している可搬型代替注水大型ポンプ及びホースで実施可能な設計とする。

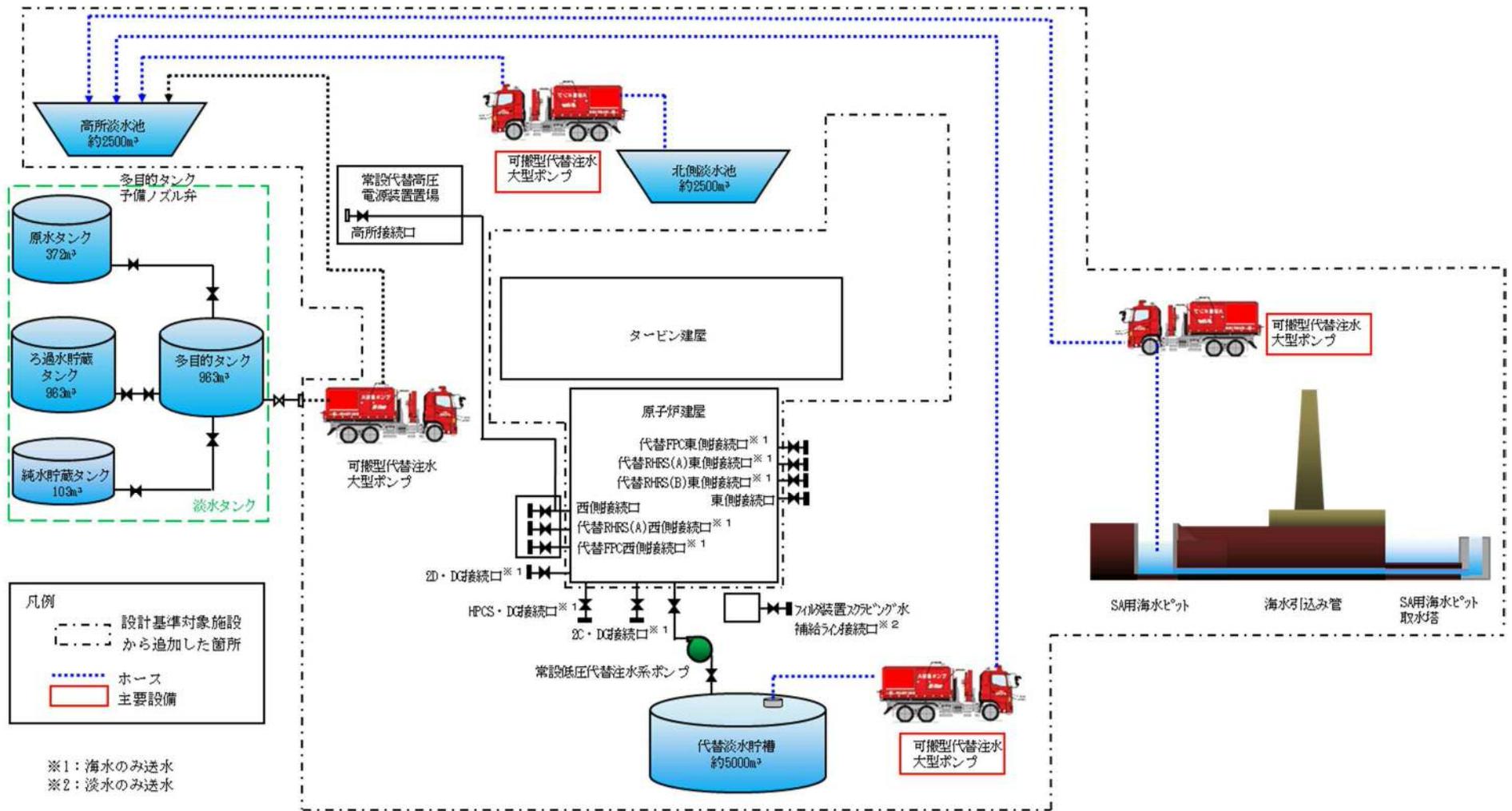
これらの水を供給する重大事故等対処設備を第3.13-5表に示す。また、本系統に係る系統概要図を第3.13-23図～第3.13-23図に示す。



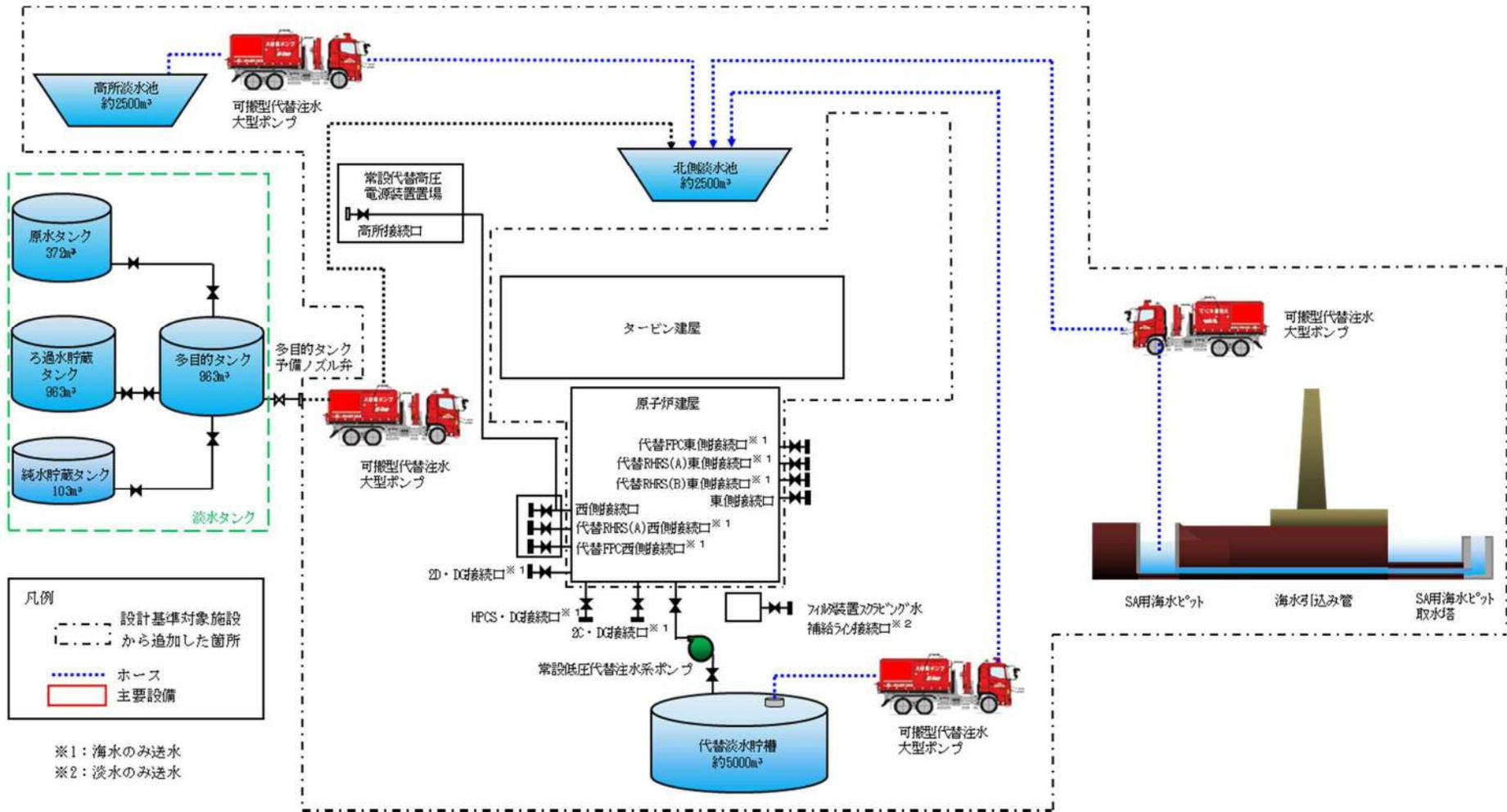
第 3.13-23 図 系統概要図 (水源からの注水設備)



第 3.13-24 図 系統概要図（代替淡水貯槽への水の移送設備）



第 3.13-25 図 系統概要図（高所淡水池への水の移送設備）



第 3.13-26 図 系統概要図（北側淡水池への水の移送設備）

第3.13-5表 水を供給する重大事故等対処設備一覧

設備区分		設備名
主要設備		可搬型代替注水大型ポンプ【可搬】
関連設備	付属設備	—
	水源	—
	流路	ホース【可搬】 非常用取水設備 S A用海水ピット取水塔【常設】 海水引込み管【常設】 S A用海水ピット【常設】
	注水先	—
	電源設備※ ¹ (燃料補給設備を含む)	燃料補給設備 可搬型設備用軽油タンク【可搬】 タンクローリ【可搬】
	計装設備※ ²	代替淡水貯槽水位(S A)【常設】

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

※2：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。

3.13.2.2.2 主要設備の仕様

(1) 可搬型代替注水大型ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

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

種 類 : うず巻形

容 量 : 約1,320m³/h/個

全 揚 程 : 約140m

最高使用圧力 : 1.4MPa[gage]

最高使用温度 : 60℃

原 動 機 出 力 : 約847kW/個

個 数 : 4 (予備2^{*1})

設 置 場 所 : 屋外

保 管 場 所 : 西側保管場所, 南側保管場所及び予備機置場

* 1 「可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)」 と兼用

3.13.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.13.2.2.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件（設置許可基準規則第43条第1項一）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

可搬型代替注水大型ポンプは，西側及び南側保管場所に保管し，重大事故等時に代替淡水貯槽，高所淡水池，北側淡水池及び海付近の屋外に設置する設備であることから，その機能を期待される重大事故等が発生した場合における屋外の環境条件を考慮し，以下の第3.13-6表に示す設計とする。

可搬型代替注水大型ポンプの操作は，可搬型代替注水大型ポンプに付属するスイッチにより，設置場所から操作可能である。

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

また，降水及び凍結により機能を損なうことのないよう，防水対策がとられた可搬型代替注水大型ポンプを使用し，凍結のおそれがある場合は暖気運転を行い凍結対策とする。

(56-7-1)

第3.13-6表 想定する環境条件

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

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項二）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

操作に必要なポンプ，弁及びホースを第3.13-7表に示す。

可搬型代替注水大型ポンプを，水源近傍に配置するとともにホース接続を実施し，系統構成を実施した後，原子炉建屋東側又は西側接続口（又は高所接続口）の弁を開とし，可搬型代替注水大型ポンプ付属の操作スイッチによりポンプを起動することで注水を行う。

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

ホースの接続作業にあたっては，特殊な工具は必要とせず，簡便な接続金物及び一般的な工具により，確実に接続が可能とする。

(56-3-1～4, 56-6-1, 2)

第 3.13-7 表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
可搬型代替注水大型ポンプ	起動停止	スイッチ操作	屋外設置場所
接続口の弁（原子炉建屋東側，西側又は高所）	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口近傍
ホース	ホース接続	人力接続	屋外

(3) 試験・検査（設置許可基準規則第43条第1項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

可搬型代替注水大型ポンプは、第3.13-8表に示す。

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

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

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

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

(56-4-1)

第3.13-8表 可搬型代替注水大型ポンプの試験・検査

原子炉の状態	項目	内容
運転中又は 停止中	機能・性能検査	ポンプ運転性能，ポンプ及び系統配管・弁・ホースの漏えい確認，外観の確認
	弁動作確認	弁開閉動作の確認
	車両外観検査点検	ポンプを搭載する車両の走行状態確認
停止中	分解検査	弁の部品の表面状態について浸透探傷試験及び目視により確認

(4) 切り替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項四）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」示す。

可搬型代替注水大型ポンプは、通常待機時は接続先の系統と分離された状態で西側及び南側保管場所に保管し、本来の用途以外には使用しな

い設計とする。

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第43条第1項五）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

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

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

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項六）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

操作が必要な機器の設置場所及び操作場所を第3.13-9表に示す。

屋外で操作する可搬型代替注水大型ポンプ、原子炉建屋東側又は西側接続口の弁、高所接続口の弁及びホースは屋外に設置する設計とするが、作業は放射線量が高くなるおそれが少ないタイミングで実施可能であることから操作が可能である。また、作業に当たっては、放射線量を確認し、適切な放射線防護対策で作業安全確保を確認した上で作業を実施する。仮に線量が高い場合は、線源からの遠隔距離をとること、線量を測定し線量が低い場所で作業を行うことにより、これらの設備の設置及び常設設備との接続が可能である。

(56-3-1, 2, 56-6-1, 2)

第3.13-9表 操作対象機器

機器名称	状態の変化	操作方法	操作場所
可搬型代替注水大型ポンプ	起動停止	スイッチ操作	屋外設置場所
接続口の弁（原子炉建屋東側，西側又は高所）	弁閉→弁開	手動操作	屋外接続口近傍
ホース	ホース接続	人力接続	屋外

3.13.2.2.3.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項一）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

代替淡水貯槽への補給として使用する場合の可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水量を有する設計とする。

注水量としては、炉心の著しい損傷の防止の重要事故シーケンスのうち、代替淡水貯槽の使用水量が最も多くなる事故シーケンスである雰囲気圧力・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しない場合）に係る有効性評価解析（原子炉設置変更許可申請書添付書類十）における淡水消費率を包絡する補給流量が最大 $215\text{m}^3/\text{h}$ であることから、ポンプ1個あたり $1,320\text{m}^3/\text{h}$ 以上を注水可能な設計とし、1個使用する設計とする。

全揚程（吐出圧力）としては、有効性が確認されている原子炉への注水流量における圧損（水源（代替淡水貯槽）と注水先（原子炉圧力容器）

の圧力差，静水頭，機器圧損，配管・ホース及び弁類圧損）を考慮し，約1.40MPa [gage] の吐出圧力を確保可能な設計とする。

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

(56-5-4～6)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項二）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

可搬型代替注水大型ポンプ側のホースと接続口については，フランジ接続にすることで，一般的に使用される工具を用いてホースを確実に接

続できる設計とする。また、原子炉建屋東側接続口、原子炉建屋西側接続口及び高所接続口の口径を統一し、確実に接続できる設計とする。

代替淡水貯槽への移送は、代替淡水貯槽上部のハッチを設け、ハッチを手動開放することで確実に移送ができる設計とする。

(56-6-1, 2)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項三）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

可搬型代替注水大型ポンプの接続箇所である接続口は、重大事故等時の環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災の影響により接続できなくなることを防止するため、原子炉建屋の異なる面の隣接しない位置に接続口を設置することとし、原子炉建屋東側に1箇所、原子炉建屋西側に1箇所設置し、合計2箇所を設置することで、共通要因によって接続することができなくなることを防止する設計とする。また、津波の影響を考慮し、常設代替高圧電源装置置場近傍に高所接続口を2箇所設置し、共通要因によって接続することができなくなることを防止する設

計とする。

(56-6-1, 2)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項四）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

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

接続口及びホースの現場での接続作業に当たっては、簡便なフランジ接続により、一般的な工具等を用い確実かつ速やかに接続可能とすることで、被ばく線量の低減を考慮した設計とする。

(5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項五）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

可搬型代替注水大型ポンプは，地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し，常設低圧代替注水系ポンプと位置的分散を図り，発電所敷地内の西側及び南側保管場所に保管することで位置的分散を図る設計とする。

(56-7-1)

(6) アクセスルートの確保（許可基準規則第43条第3項六）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において，可搬型重大事故等対

処設備を運搬し，又は他の設備の被害状況を把握するため，工場等内の道路及び通路が確保できるよう，適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.4 操作性及び試験・検査性について」に示す。

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

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

(56-8-1～4)

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

(i) 要求事項

重大事故防止設備のうち可搬型のものは，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水

機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

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

可搬型代替注水大型ポンプは，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能及び常設重大事故防止設備である常設低圧代替注水系ポンプに対し，多様性及び位置的分散を図る設計としている。

3.13.3 その他設備

3.13.3.1 淡水タンク（多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，純水貯蔵タンク，原水タンク）を利用した水の供給設備

3.13.3.1.1 設備概要

淡水タンクを利用した水の供給設備は，多目的タンク，ろ過水貯蔵タンク，純水貯蔵タンク及び原水タンクが健全な場合に，これらタンクから代替淡水貯槽，高所淡水池及び北側淡水池へ水を供給する設備である。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。

(56-9-1, 2)

3.13.4 水源を利用する重大事故等対処設備について

3.13.4.1 主要水源を利用する重大事故等対処設備

主要水源を利用する重大事故等対処設備について、第3.13-9表に示す。

第3.13-9表 主要水源を利用する重大事故等対処設備

水源	関係 条文	主要水源を利用する 重大事故等対処設備*		注水先
代替淡水貯槽	47条	低圧代替注水系 (常設)	常設低圧代替注水系ポン プ	原子炉 圧力容器
	49条	代替格納容器ス プレイ冷却系 (常設)	常設低圧代替注水系ポン プ	原子炉 格納容器
	51条	格納容器下部注 水系 (常設)	常設低圧代替注水系ポン プ	原子炉 格納容器
サプレッショ ン・プール	45条	原子炉隔離時冷 却系	原子炉隔離時冷却系ポン プ	原子炉 圧力容器
		高圧炉心スプレ イ系	高圧炉心スプレイ系ポン プ	原子炉 圧力容器
	47条	残留熱除去系 (低圧注水系)	残留熱除去系 (低圧注水 系) ポンプ	原子炉 圧力容器
		低圧炉心スプレ イ系	低圧炉心スプレイ系ポン プ	原子炉 圧力容器
		代替循環冷却系	代替循環冷却系ポンプ	原子炉 圧力容器
	49条	代替循環冷却系	代替循環冷却系ポンプ	原子炉 圧力容器
	50条	代替循環冷却系	代替循環冷却系ポンプ	原子炉 圧力容器
原子炉 格納容器				
51条	代替循環冷却系	代替循環冷却系ポンプ	原子炉 圧力容器	
ほう酸水貯蔵 タンク	44条	ほう酸水注入系	ほう酸水注入ポンプ	原子炉 圧力容器
	45条	ほう酸水注入系	ほう酸水注入ポンプ	原子炉 圧力容器
	51条	ほう酸水注入系	ほう酸水注入ポンプ	原子炉 圧力容器

* 上記重大事故等対処設備の詳細については、各重大事故等対処設備を主要設備と位置付ける項にて示す。

3.13.4.2 代替淡水源を利用する重大事故等対処設備

代替淡水源を利用する重大事故等対処設備について、第3.13-10表に示す。

第3.13-10表 代替淡水源を利用する重大事故等対処設備

水源	関係 条文	代替淡水源を利用する 重大事故等対処設備*		注水先
高所淡水池及 び北側淡水池	47条	低圧代替注水系 (可搬型)	可搬型代替注水大型ポン プ	原子炉 圧力容器
	48条	格納容器圧力逃 がし装置	可搬型代替注水大型ポン プ	フィルタ 装置
	49条	代替格納容器ス プレイ冷却系 (可搬型)	可搬型代替注水大型ポン プ	原子炉 格納容器
	50条	格納容器圧力逃 がし装置	可搬型代替注水大型ポン プ	フィルタ 装置
	51条	格納容器下部注 水系 (可搬型)	常設低圧代替注水系ポン プ	原子炉 格納容器
	52条	格納容器圧力逃 がし装置	可搬型代替注水大型ポン プ	フィルタ 装置
	54条	代替燃料プール 注水系	常設低圧代替注水系ポン プ	使用済燃 料プール
		代替燃料プール 注水系	可搬型代替注水大型ポン プ	使用済燃 料プール
56条	水の移送設備	常設低圧代替注水系ポン プ	代替淡水 貯槽	

* 上記重大事故等対処設備の詳細については、各重大事故等対処設備を主要設備と位置付ける項にて示す。

3.13.4.3 海を利用する重大事故等対処設備

海を利用する重大事故等対処設備について、第3.13-11表に示す。

第3.13-11表 海を利用する重大事故等対処設備

水源	関係 条文	海を利用する 重大事故等対処設備*		注水先
海	54条	代替燃料プール 注水系	常設低圧代替注水系ポン プ	使用済燃 料プール
		代替燃料プール 注水系	可搬型代替注水大型ポン プ	使用済燃 料プール
	55条	拡散抑制	可搬型代替注水大型ポン プ（放水用）	—
	56条	水の移送設備	可搬型代替注水大型ポン プ	代替淡水 貯槽／高 所淡水池 ／北側淡 水池

* 上記重大事故等対処設備の詳細については、各重大事故等対処設備を主要設備と位置付ける項にて示す。

3.13.4.4 水の循環又は除熱を目的とする重大事故等対処設備

水の循環又は除熱を目的とする重大事故等対処設備について、第3.13-12表に示す。

第3.13-12表 水の循環又は除熱を目的とする重大事故等対処設備

関係 条文	水の循環又は除熱を目的とする重大事故等対処設備*	
47条	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）ポンプ
		残留熱除去系 熱交換器
48条	代替残留熱除去系海水系	熱交換器ユニット
		可搬型代替注水大型ポンプ
	残留熱除去系海水系	残留熱除去系 海水ポンプ
		残留熱除去系 熱交換器
49条	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）	残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）ポンプ
		残留熱除去系 熱交換器
	残留熱除去系（サプレッション・プール冷却モード）	残留熱除去系（サプレッション・プール冷却モード）ポンプ
		残留熱除去系 熱交換器
50条	代替循環冷却系	緊急用海水ポンプ
		残留熱除去系 熱交換器
54条	代替燃料プール冷却系	燃料プール冷却浄化系ポンプ
		燃料プール冷却浄化系 熱交換器

* 上記重大事故等対処設備の詳細については、各重大事故等対処設備を主要設備と位置付ける項にて示す。