

女川原子力発電所 2 号炉

重大事故等対処設備について

平成 30 年 7 月

東北電力株式会社

目次

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

下線部：今回提出資料

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

添付資料 個別設備の設計方針の添付資料

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

下線部：今回提出資料

3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備【46条】

【設置許可基準規則】

(原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備)

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

(解釈)

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

(1) ロジックの追加

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

(2) 可搬型重大事故防止設備

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

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

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

3.3.1 適合方針

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

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の系統概要図及び説明図を第 3.3-1 図から第 3.3-4 図に示す。

3.3.1.1 重大事故等対処設備(原子炉冷却系統施設)

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

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

a. 原子炉減圧の自動化

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

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

なお、原子炉スクラムが失敗し、発電用原子炉の出力が維持されている状態において、自動減圧系又は代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)が作動することにより、原子炉圧力容器への注水に伴う急激な出力上昇が生じるため、ATWS 緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)により、自動減圧系及び代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)の作動を阻止することが可能な設計とする。ATWS 緩和設備(自動減圧系作動阻止機能)については、「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備(設置許可基準規則第 44 条に対する設計方針を示す章)」で示す。

主要な設備は、以下のとおりとする。

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

その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備(設計基準拡張)として使用する。

b. 手動による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧

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

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

主要な設備は、以下のとおりとする。

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

本システムの流路として、主蒸気系配管（排気管含む）を重大事故等対処設備として使用する。

(2) サポート系故障時に用いる設備

a. 常設直流電源系統喪失時の減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の機能回復のための重大事故等対処設備として、可搬型代替直流電源設備を使用する。

可搬型代替直流電源設備は、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）（6個）の作動に必要な電源を供給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型代替直流電源設備(3.14 電源設備)

b. 主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

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

高圧窒素ガス供給系（非常用）は、設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの窒素ガス供給圧力が喪失した場合において、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な窒素ガスを供給できる設計とする。

なお、高圧窒素ガスポンベは、使用側及び待機側の2系列の高圧窒素ガスポンベを配備し、使用側のポンベ圧力が低下した場合においても、現場操作により高圧窒素ガスポンベの切替えが可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・高圧窒素ガスポンベ(3.3.1.2 重大事故等対処設備(計測制御系統施設))

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

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

c. 主蒸気逃がし安全弁が作動可能な環境条件

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

代替高圧窒素ガス供給系は、想定される重大事故等時の環境条件において、原子炉格納容器内圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力(427 kPa[gage])を超えて上昇することにより、主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能付)の作動に必要な高圧窒素ガス供給系(非常用)の窒素ガス供給圧力が不足する可能性がある場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・高圧窒素ガスポンベ(3.3.1.2 重大事故等対処設備(計測制御系統施設))

本系統の流路として、ホース、弁、代替高圧窒素ガス供給系の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

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

d. 代替電源設備を用いた逃がし安全弁の復旧

(a) 代替直流電源設備による復旧

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

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

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型代替直流電源設備(3.14 電源設備)

(b) 代替交流電源設備による復旧

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

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

主要な設備は、以下のとおりとする。

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

(3) 炉心損傷時における高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止

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

本システムは、「(1) b. 手動による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧」と同じである。

(4) インターフェイスシステム LOCA 発生時に用いる設備

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

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

原子炉建屋ブローアウトパネルは、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）発生時に、高圧の原子炉冷却材が原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいして蒸気となり、原子炉建屋原子炉棟内の圧力が上昇した場合において、原子炉建屋原子炉棟内と外気との差圧が開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放し、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることができる設計とする。

HPCS 注入隔離弁は、現場での弁の手動操作により原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・原子炉建屋ブローアウトパネル
- ・主蒸気逃がし安全弁
- ・主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ

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

本システムの流路として、主蒸気系配管（排気管含む）を重大事故等対処設備として使用する。

なお、設計基準事故対処設備である HPCS 注入隔離弁を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

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

HPCS 注入隔離弁については、「3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に記載する。

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

非常用交流電源設備については、「3.14 電源設備」に記載する。

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

3.3.1.1.1 多様性，位置的分散

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

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

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

3.3.1.1.2 悪影響防止

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

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

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

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

3.3.1.1.3 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

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

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

給窒素の容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備の供給窒素の容量と同仕様の設計とする。

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

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

3.3.1.1.4 環境条件等

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

主蒸気逃がし安全弁は、原子炉格納容器内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

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

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

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

3.3.1.1.5 操作性の確保

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

主蒸気逃がし安全弁、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。

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

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

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

3.3.1.1.6 試験検査

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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

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

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

(1) 主蒸気逃がし安全弁

個 数 11

容 量

(安全弁機能の吹出圧力)

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

(逃がし弁機能の吹出圧力)

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

(2) 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ

個 数 11

容 量 15 ℓ/個

(3) 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ

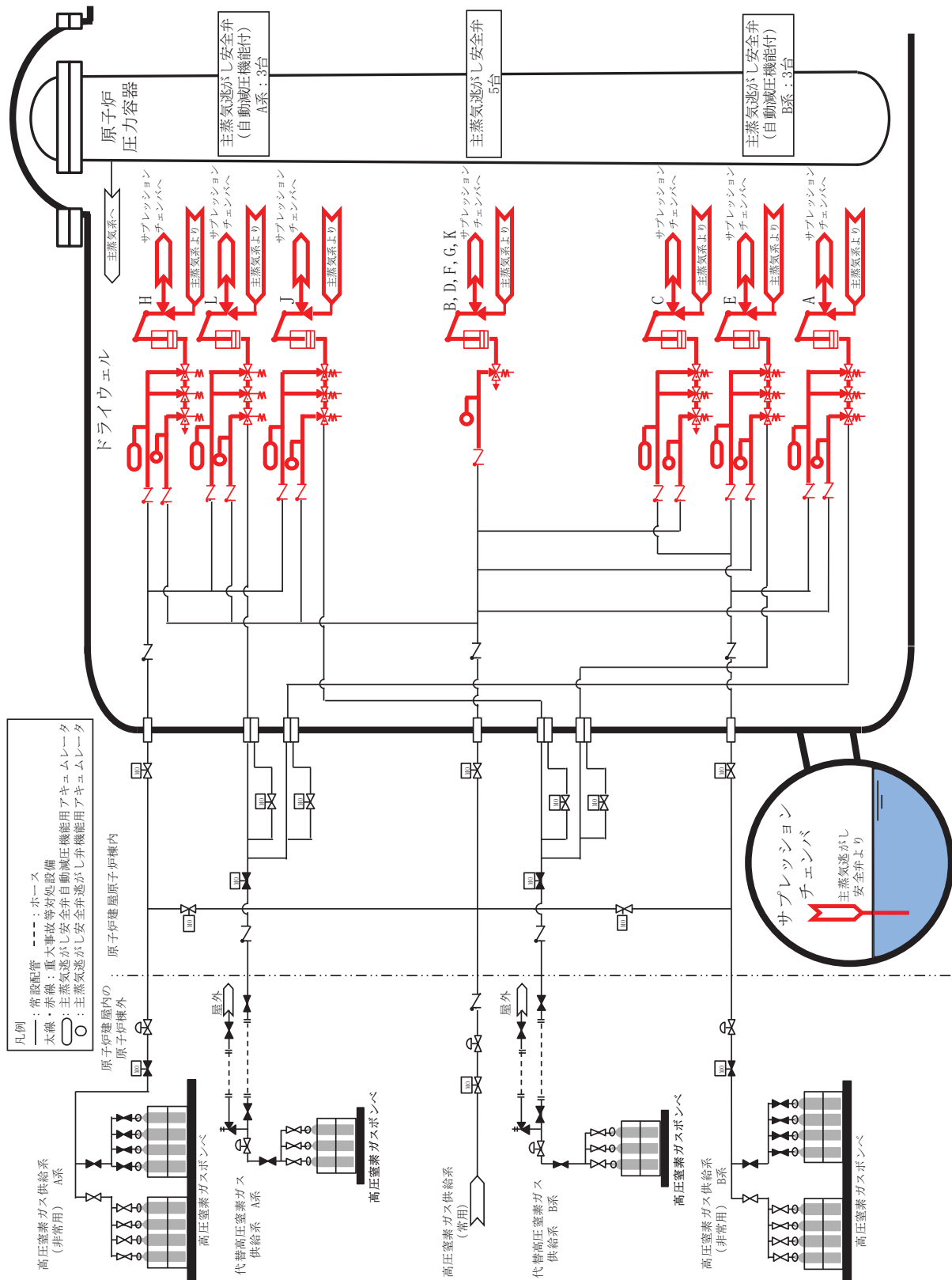
個 数 6

容 量 200 ℓ/個

(4) 原子炉建屋ブローアウトパネル

個 数 1 式

取付箇所 原子炉建屋



第 3.3-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図
(主蒸気逃がし安全弁, 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ)

3.3.1.2 重大事故等対処設備（計測制御系統施設）

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

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

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

a. 原子炉減圧の自動化

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

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

なお、原子炉スクラムが失敗し、発電用原子炉の出力が維持されている状態において、自動減圧系又は代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が作動することにより、原子炉圧力容器への注水に伴う急激な出力上昇が生じるため、ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）により、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止することが可能な設計とする。ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）については、「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（設置許可基準規則第44条に対する設計方針を示す章）」で示す。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）

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

(2) サポート系故障時に用いる設備

a. 主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガス喪失時の減圧

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

高圧窒素ガス供給系（非常用）は、設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの窒素ガス供給圧力が喪失した場合において、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な窒素ガスを供給できる設計とする。

なお、高圧窒素ガスポンベは、使用側及び待機側の2系列の高圧窒素ガスポンベを配備し、使用側のポンベ圧力が低下した場合においても、現場操作により高圧窒素ガスポンベの切替えが可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・高圧窒素ガスポンベ

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

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

b. 主蒸気逃がし安全弁が作動可能な環境条件

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

代替高圧窒素ガス供給系は、想定される重大事故等時の環境条件において、原子炉格納容器内圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力(427 kPa[gage])を超えて上昇することにより、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な高圧窒素ガス供給系（非常用）の窒素ガス供給圧力が不足する可能性がある場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・高圧窒素ガスポンベ

本系統の流路として、ホース、弁、代替高圧窒素ガス供給系の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

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

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

非常用交流電源設備については、「3.14 電源設備」に記載する。

3.3.1.2.1 多様性，位置的分散

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

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

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

高圧窒素ガス供給系（非常用）及び代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンベは，原子炉建屋内の原子炉棟外に分散して保管及び設置することで，原子炉格納容器内の主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータと共通要因によって，同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

3.3.1.2.2 悪影響防止

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

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

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は，原子炉水位低（レベル1），残留熱除去系ポンプ出口圧力高及び低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力高の検出器からの入力信号については共有するが，自動減圧系と電氣的な隔離装置を用いて信号を分離し，自動減圧系へ悪影響を及ぼさない設計とする。また，論理回路からの作動用電磁弁制御信号についても共用するが，自動減圧系と電氣的な隔離装置を用いて信号を分離することで，自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

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

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）からの自動減圧系作動阻止信号は，自動減圧系と代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）で共有しているが，隔離装置を用いて電氣的に分離し，自動減圧系に悪影響を与えない設計とする。

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

代替高圧窒素ガス供給系は，主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）用電磁弁の排気ラインに接続し，通常時の作動用窒素ガス流路とは異なる電磁弁の排気側から作動用窒素ガスを供給する構成であるため，配管及び弁を設置することにより通常時の作動用窒素ガスの排気流路を確保し，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，重大事故等時は，重大事故等対処設備として系統構成することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.3.1.2.3 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

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

高圧窒素ガス供給系（非常用）及び代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンベは、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することが可能な容量を有する設計とする。

高圧窒素ガスポンベは、高圧窒素ガス供給系（非常用）で8本使用し、代替高圧窒素ガス供給系で3本使用する。また、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として11本を確保し、合計で22本を分散して配備する。

3.3.1.2.4 環境条件等

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

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

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

高圧窒素ガス供給系（非常用）及び代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンベは、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置し、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。

また、高圧窒素ガスポンベの切替え操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

3.3.1.2.5 操作性の確保

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低

圧注水モード)又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、自動で2個の主蒸気逃がし安全弁を作動させることで、操作が不要な設計とする。なお、原子炉水位検出器を多重化し、原子炉水位低(レベル1)及び残留熱除去系ポンプ出口圧力高又は低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力高の信号のAND論理にて弁の作動信号を発信させ、さらに多重化することにより信頼性の向上を図った設計とする。

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

高圧窒素ガスボンベと高圧窒素ガス供給系(非常用)の接続は、簡便な接続とし、一般的に用いられる工具及び専用工具を用いて接続する方式とすることで、容易かつ確実に接続できる設計とする。

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

高圧窒素ガスボンベの出口配管と代替高圧窒素ガス供給系の接続は、同一口径(媒介金具を含む)及び同一の接続方式とすることで、容易かつ確実に接続できる設計とする。

3.3.1.2.6 試験検査

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替自動減圧回路(代替自動減圧機能)は、発電用原子炉の停止中に機能・性能試験として模擬入力による論理回路確認及びタイマーの動作確認が可能な設計とする。また、特性試験として模擬入力による計器校正及び設定値確認が可能な設計とする。

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

また、高圧窒素ガスボンベは、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査により高圧窒素ガスボンベの変形、発錆等の異常の有無及び規定圧力の確認が可能な設計とする。

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

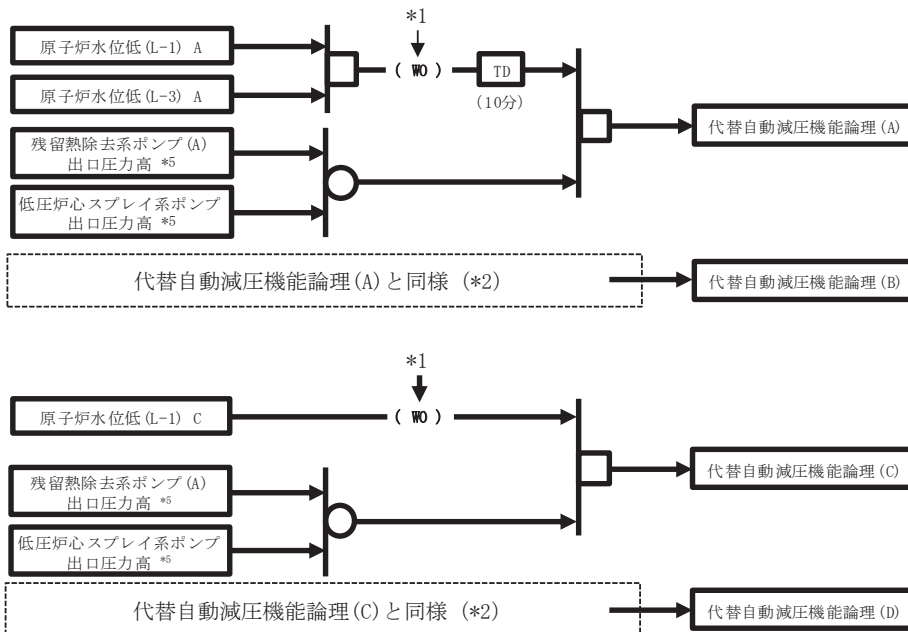
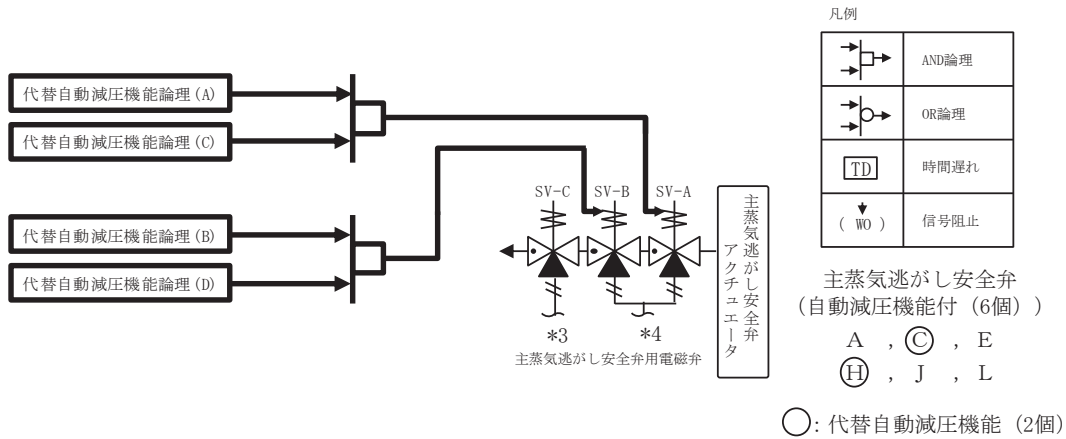
(1) 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）

個 数 2

(2) 高圧窒素ガスボンベ

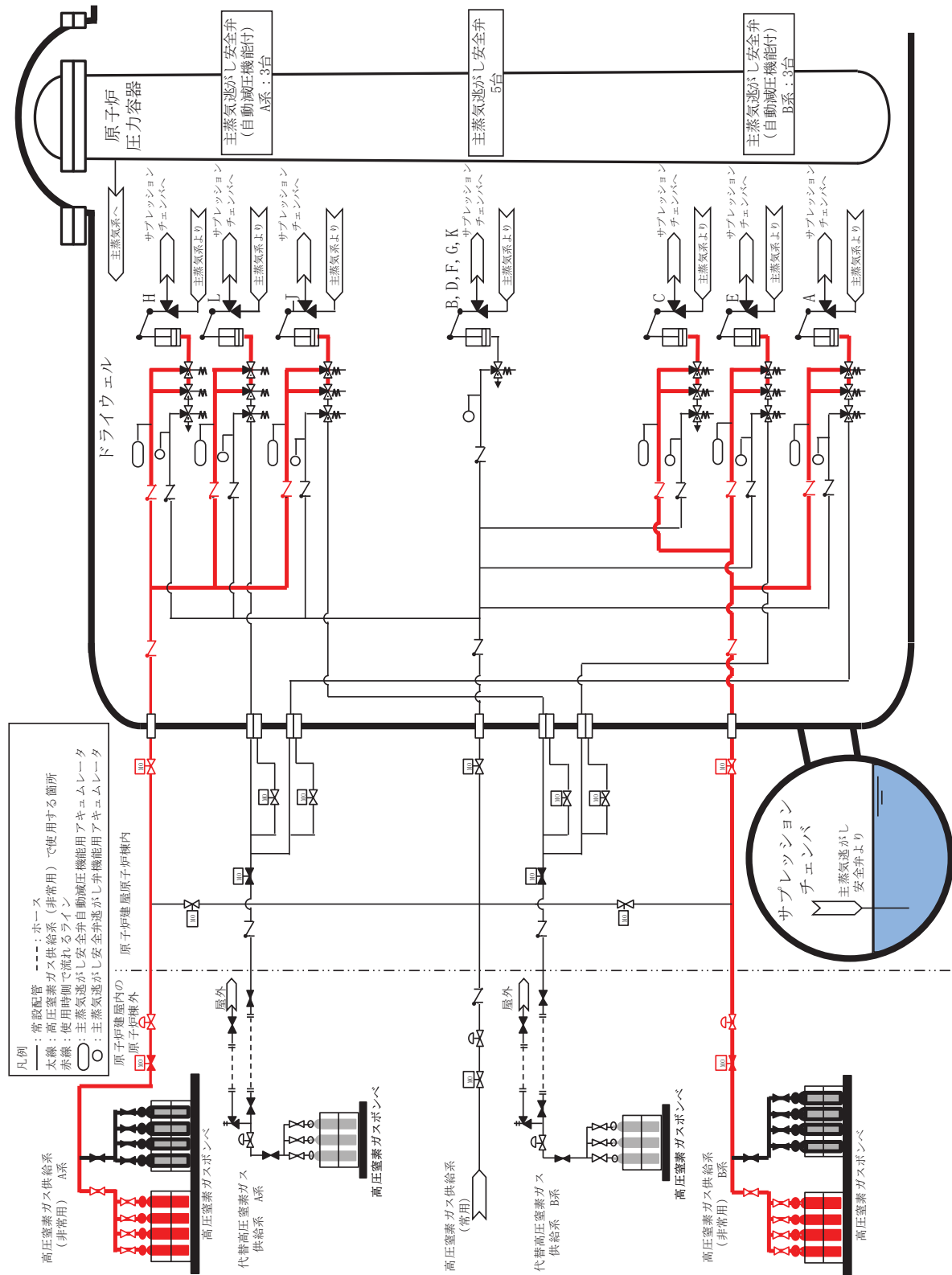
本 数	22（うち 11 本は予備）*
容 量	約 47 ℓ/個
充填圧力	約 15 MPa
使用箇所	原子炉建屋内の原子炉棟外
保管場所	原子炉建屋内の原子炉棟外

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

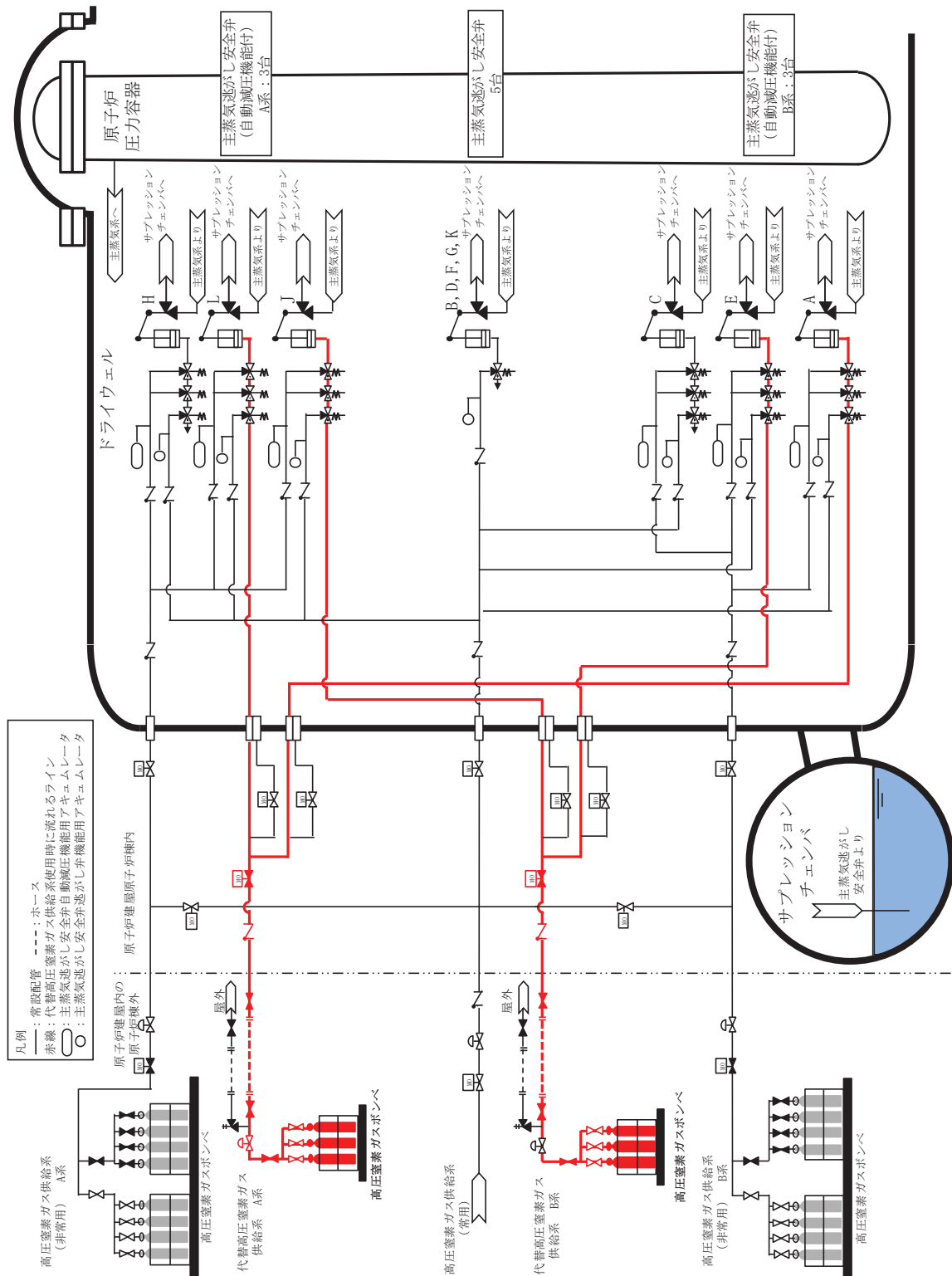


- *1: 自動減圧系 (A) 作動阻止信号又は代替自動減圧機能論理リセット信号。
 *2: 論理 (B) 及び論理 (D) については、各信号を下記のとおり読み替える。
 ・原子炉水位低 (L-1) A, C → 原子炉水位低 (L-1) B, D
 ・原子炉水位低 (L-3) A → 原子炉水位低 (L-3) B
 ・残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力高 → 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力高
 ・低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力高 → 残留熱除去系ポンプ (C) 出口圧力高
 ・自動減圧系 (A) 作動阻止信号 → 自動減圧系 (B) 作動阻止信号
 *3: 高圧窒素ガス供給系 (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

第 3.3-2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
(代替自動減圧機能説明図)



第 3.3-3 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図
(高圧窒素ガス供給系 (非常用))



第 3.3-4 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図
(代替高圧窒素ガス供給系)

3.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備【51条】

【設置許可基準規則】

(原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備)

第五十一条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

- 1 第51条に規定する「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。
 - a) 原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。
 - i) 原子炉格納容器下部注水設備(ポンプ車及び耐圧ホース等)を整備すること。(可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。)
 - ii) 原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。(ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。)
 - b) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

3. 8. 1 適合方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する。

原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の系統概要図を第3. 8-1図から第3. 8-6図に示す。

3. 8. 1. 1 重大事故等対処設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却するための設備として、原子炉格納容器下部注水系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（可搬型）を使用する。

(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に用いる設備

a. 原子炉格納容器下部注水系（常設）による原子炉格納容器下部への注水

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

原子炉格納容器下部注水系（常設）は、復水移送ポンプ、配管・弁類、計測制御設備等で構成し、復水移送ポンプにより、復水貯蔵タンクの水を補給水系等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（常設）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの受電が可能な設計とする。また、系統構成に必要な電気作動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備からの受電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

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

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

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

b. 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水

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

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）、ホース、配管・弁類、計測制御設備等で構成し、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により、代替淡水源の水を補給水系等を経由して原子炉格納容器下部へ注水し、熔融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した熔融炉心を冷却できる設計とする。

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

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の系統構成に必要な電気作動弁は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの受電が可能な設計とする。また、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、付属空冷式ディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は、燃料補給設備である軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

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

本システムの流路として、ホース、注水用ヘッダ、接続口並びに補給水系の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

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

(2) 熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備

a. 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水

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

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

b. 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

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

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

c. 高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、高圧代替注水系を使用する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

本系統の詳細については、「3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に記載する。

d. ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

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

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

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

大容量送水ポンプ（タイプⅡ）については、「3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」に記載する。

復水貯蔵タンクについては、「3.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」に記載する。

原子炉格納容器については、「3.21 原子炉格納容器」に記載する。

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

3.8.1.1.1 多重性又は多様性及び独立性，位置的分散

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

原子炉格納容器下部注水系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，原子炉格納容器下部注水系（常設）の復水移送ポンプを，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの受電による電動機駆動とし，原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプ I）を駆動電源不要（付属空冷式ディーゼルエンジン）とすることで，多様性を有する設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（常設）の電気作動弁（交流）は，代替所内電気設備を経由して受電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備を経由して受電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備を経由して受電する系統に対して独立性を有する設計とする。

また，原子炉格納容器下部注水系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の水源は，それぞれ復水貯蔵タンクと代替淡水源とすることで，異なる水源を有する設計とする。

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

原子炉格納容器注水系（可搬型）の電気作動弁は，代替所内電気設備を経由して受電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備を経由して受電する系統に対して独立性を有する設計とする。

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

これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって，原子炉格納容器下部注水系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は，互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

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

3.8.1.1.2 悪影響防止

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

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

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

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

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、保管場所において転倒しないことを確認することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.8.1.1.3 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

原子炉格納容器下部注水系（常設）に使用する復水移送ポンプは、設計基準対象施設の復水補給水系と兼用しており、設計基準対象施設としてのポンプ流量が、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために必要な注水流量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために必要な注水流量を有する設計とする。

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

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

3.8.1.1.4 環境条件等

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

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

復水移送ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室の操作スイッチにて遠隔操作可能な設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（常設）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室の操作スイッチにて遠隔操作可能な設計とする。

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

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

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

想定される重大事故等時において、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の系統構成に必要な弁のうち、原子炉建屋原子炉棟内に設置する弁は中央制御室の操作スイッチにて遠隔操作が可能な設計とし、屋外の系統構成に必要な弁は設置場所での操作が可能な設計とする。また、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置する弁は、遠隔手動弁操作設備により屋外から手動操作で開閉することが可能な設計とする。

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

3.8.1.1.5 操作性の確保

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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

原子炉格納容器下部注水系（常設）の操作に必要な復水移送ポンプ及び弁は、いずれも中央制御室の操作スイッチにより遠隔操作が可能な設計とする。

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

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプ I）は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の系統構成に必要な弁のうち、原子炉建屋原子炉棟内に設置する弁は中央制御室の操作スイッチにて遠隔操作が可能な設計とし、屋外の系統構成に必要な弁は設置場所での操作が可能な設計とする。また、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置する弁は、遠隔手動弁操作設備により屋外から手動操作で開閉することが可能な設計とする。

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

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

3.8.1.1.6 試験検査

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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

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

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

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

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

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

(1) 原子炉格納容器下部注水系（常設）

a. 復水移送ポンプ

第 3.4-1 表 原子力冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様に記載する。

(2) 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

a. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

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

(3) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）

a. 復水移送ポンプ

第 3.4-1 表 原子力冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様に記載する。

(4) 低圧代替注水系（可搬型）

a. 大容量送水ポンプ（タイプ I）

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

(5) 高圧代替注水系

a. 高圧代替注水系ポンプ

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

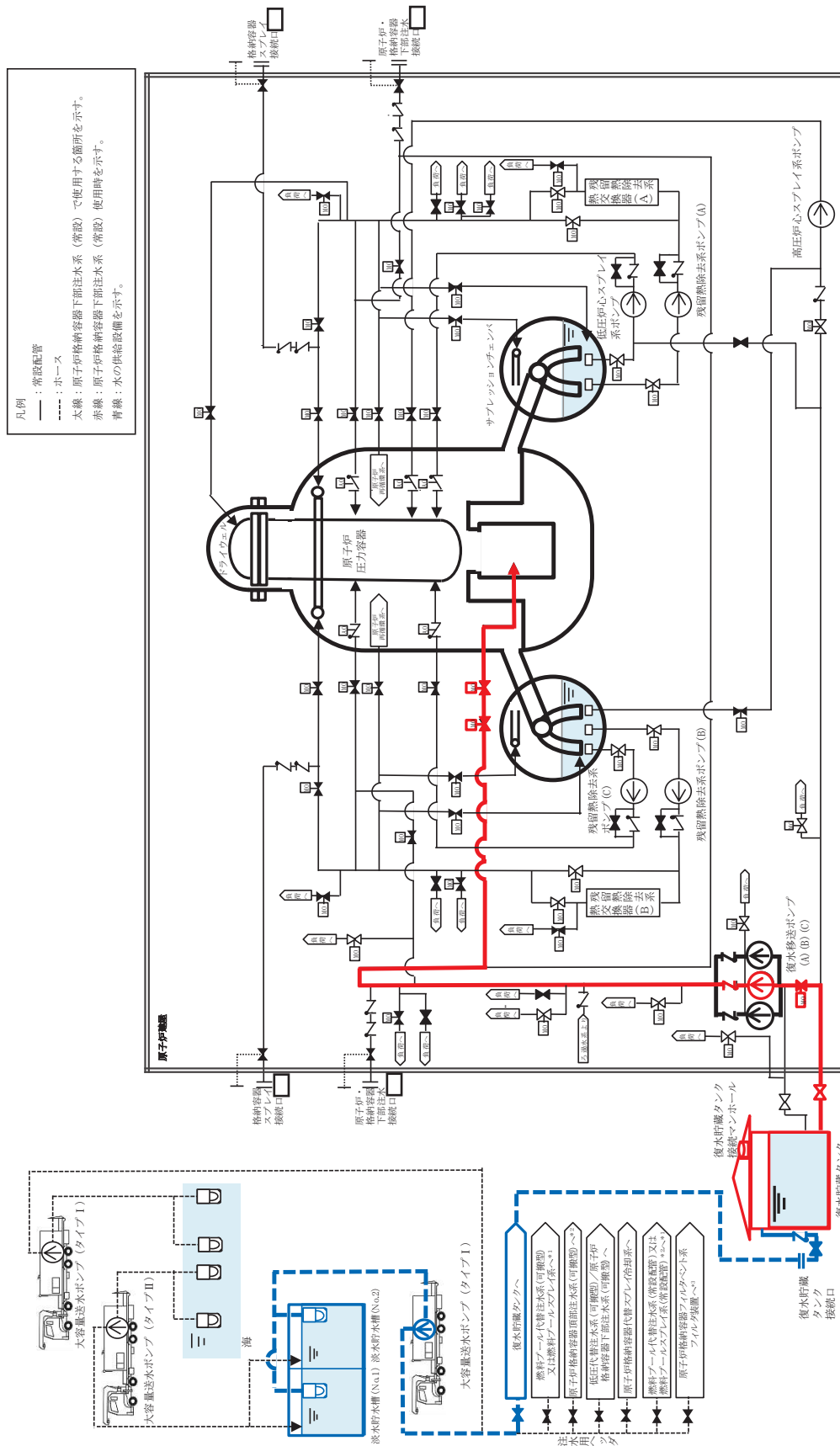
(6) ほう酸水注入系

a. ほう酸水注入ポンプ

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

b. ほう酸水注入系貯蔵タンク

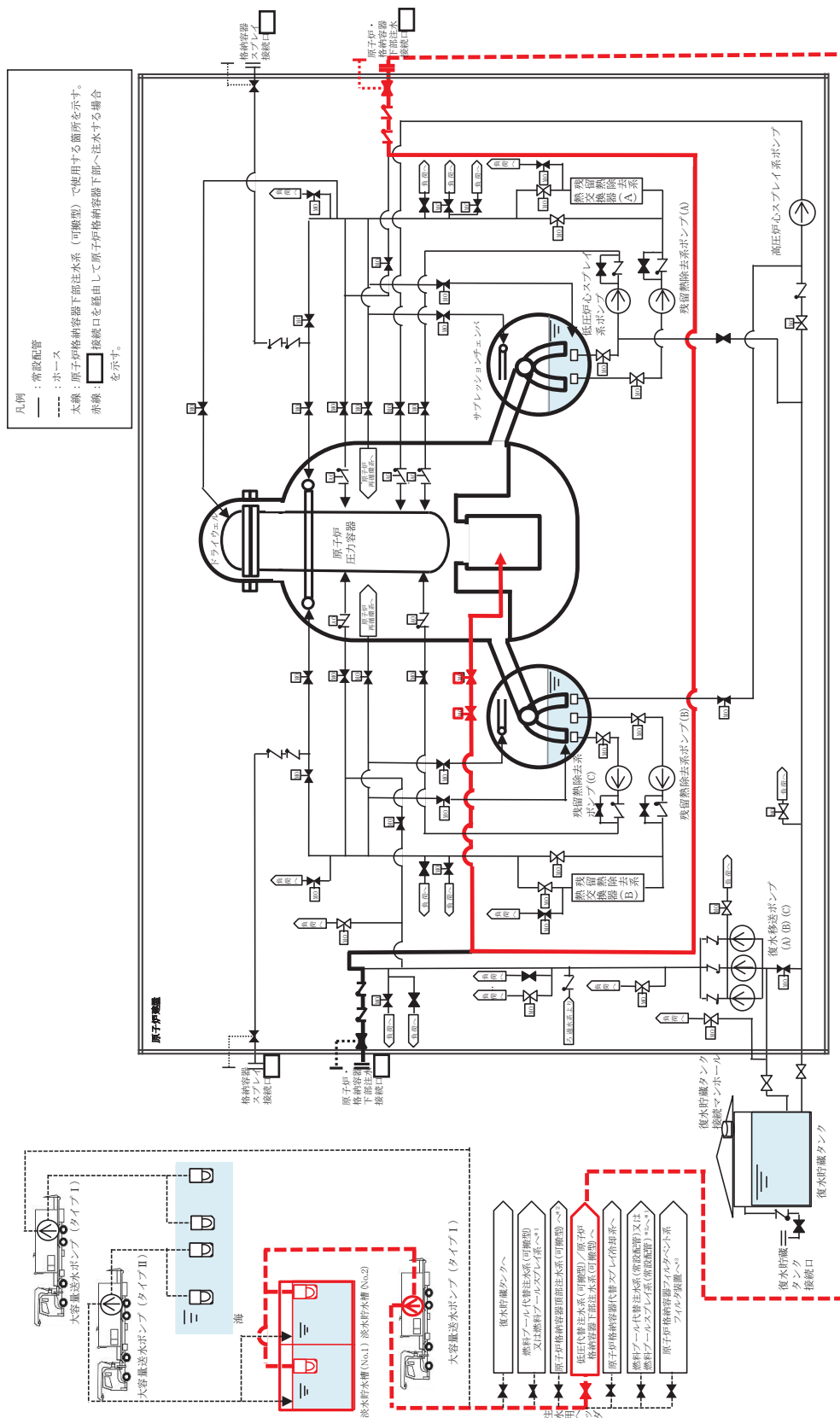
第 3.1-1 表 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の主要機器仕様に記載する。



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

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

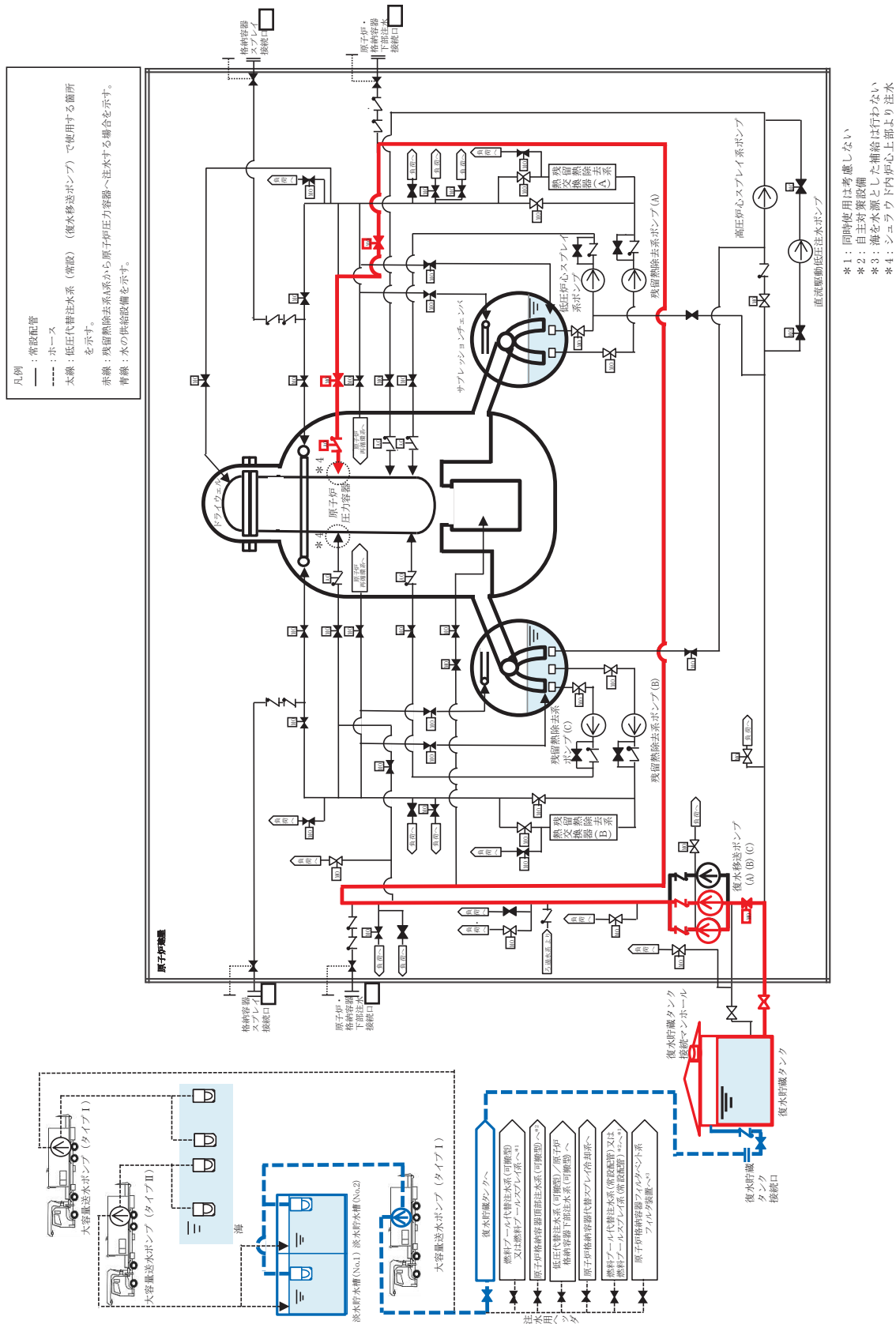
枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



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

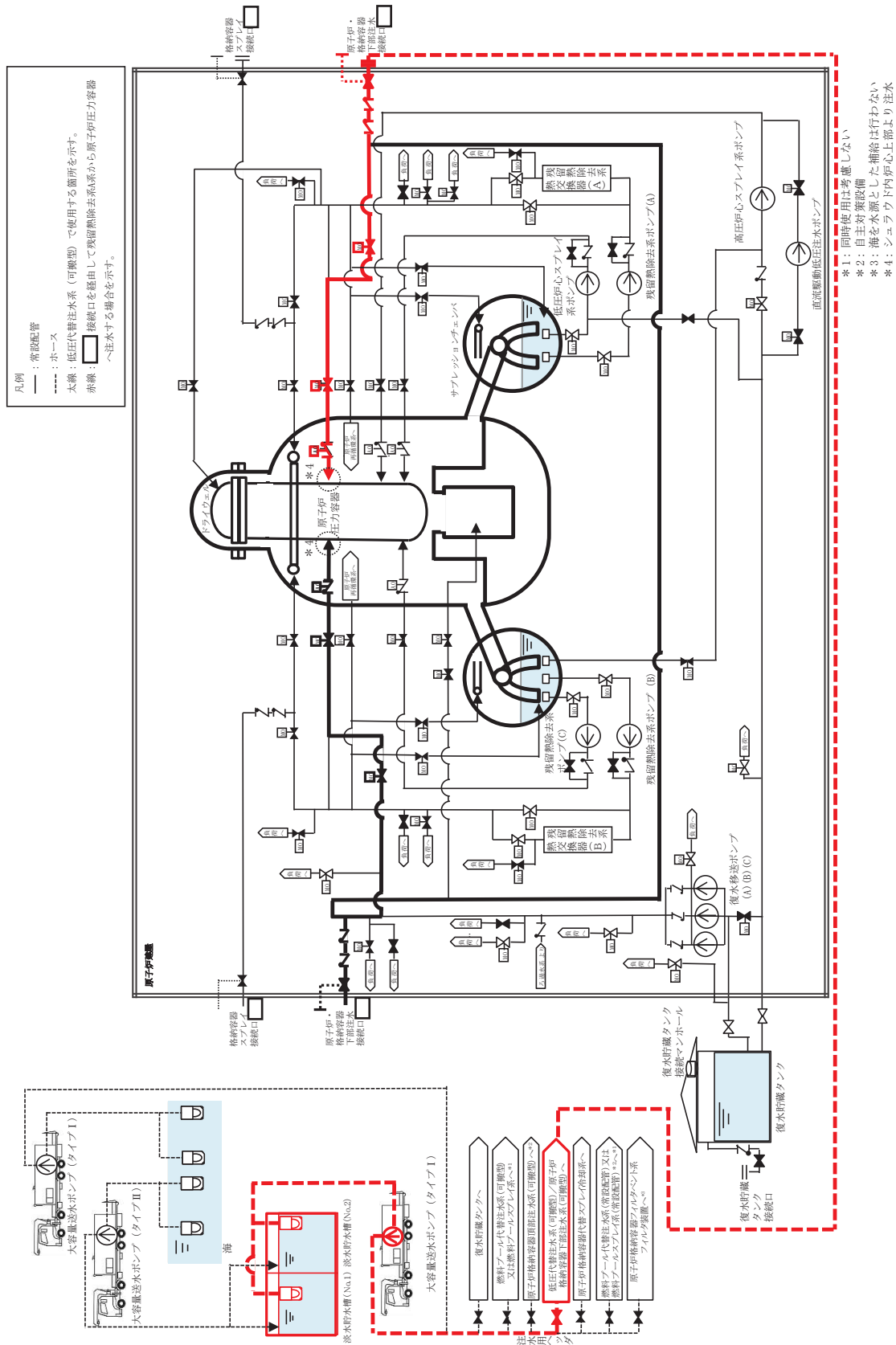
第 3.8-2 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図（原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



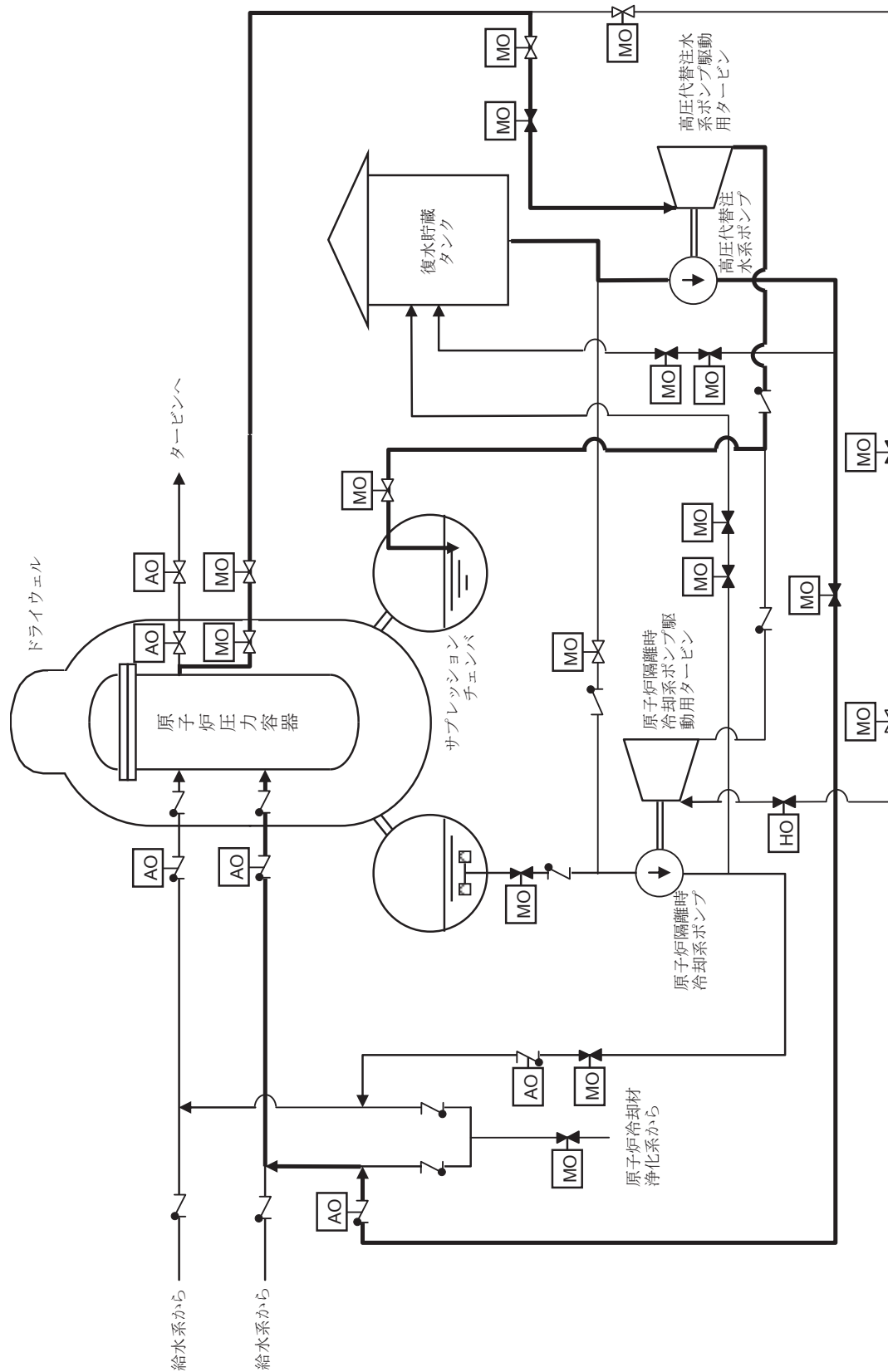
第 3. 8-3 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

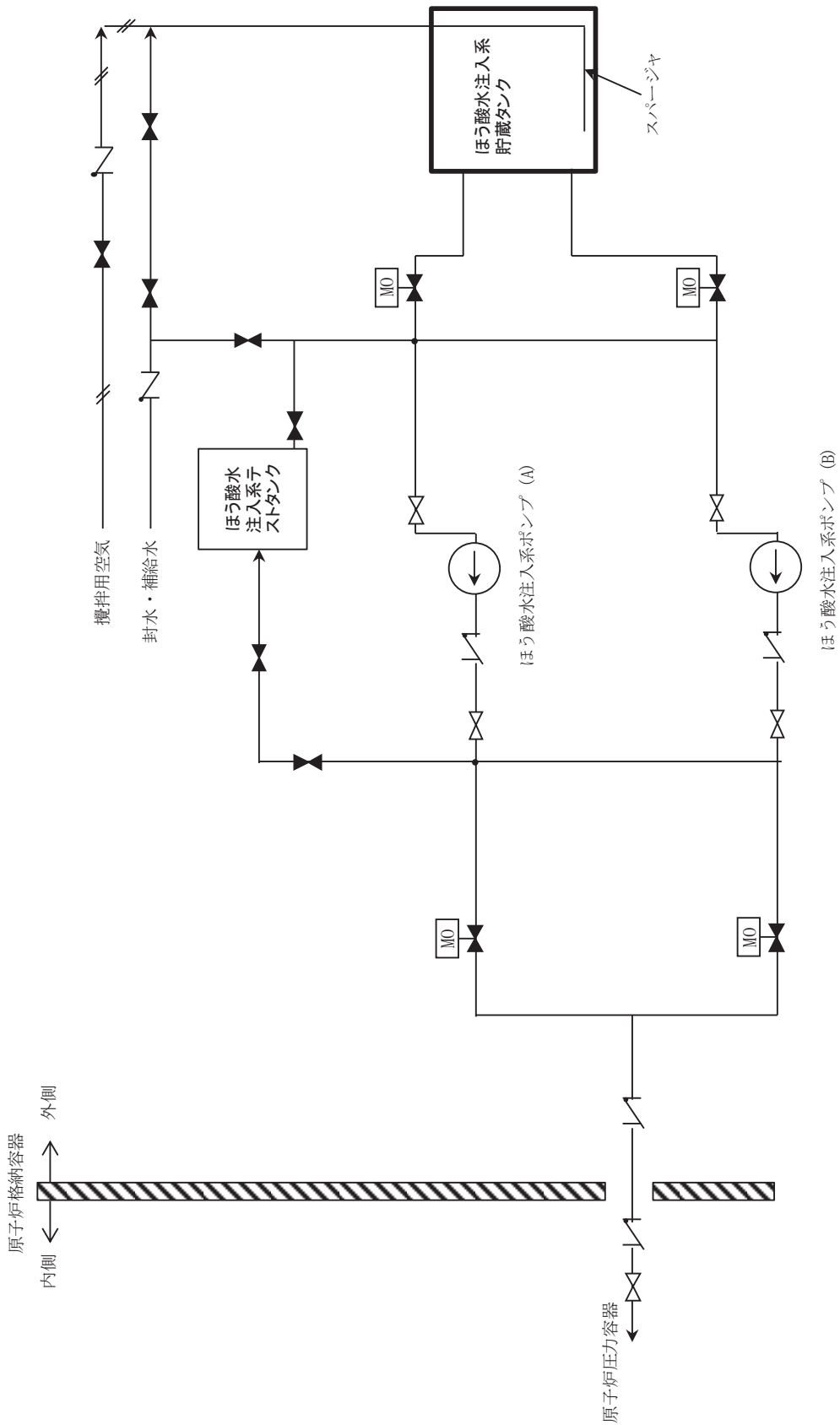


第 3.8-4 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図（低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水）

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



第 3.8-5 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図（高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水）



第 3.8-6 図 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備系統概要図 (ほう酸水注入系による進展抑制)

3.15 計装設備【58条】

【設置許可基準規則】

(計装設備)

第五十八条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。

(解釈)

- 1 第58条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。
 - a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。
(最高計測可能温度等)
 - b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。
 - i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。
 - ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。
 - iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。
 - c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。

3.15.1 適合方針

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は配備する。

当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ）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 第1表 重大事故等対策における手順の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された主要パラメータ（重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とする。

当該パラメータを推定するために必要なパラメータは、「「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 第1表 重大事故等対策における手順の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された代替パラメータ（重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。計測範囲を第3.15-1表に、設計基準最大値等を第3.15-2表に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要図等を第3.15-1図、第3.15-2図及び第3.15-3図に示す。

3.15.1.1 重大事故等対処設備

(1) 監視機能喪失時に使用する設備

発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。

重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合は、「「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 第1表 重大事故等対策における手順の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」の計器故障時の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

計器故障時に、当該パラメータの他チャンネルの計器がある場合、他チャンネルの計器により計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関連性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。推定手段及び優先順位を第 3.15-3 表に示す。

(2) 計器電源喪失時に使用する設備

非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において、計装設備への代替電源設備として常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備を使用する。

主要な設備は、以下のとおりとする。

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

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

また、代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測するための設備として、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池等を電源とした可搬型計測器により計測できる設計とする。

なお、可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 可搬型計測器

(3) パラメータ記録時に使用する設備

原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは計測又は監視及び記録ができる設計とする。

重大事故等の対応に必要なパラメータは、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないとともに、帳票が出力できる設計とする。

また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。

主要な設備については、以下のとおりとする。

- ・安全パラメータ表示システム(SPDS) (データ収集装置, SPDS 伝送装置及び SPDS 表示装置)

計装設備 (重大事故等対処設備) の主要機器仕様並びに重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを第3. 15-1表及び第3. 15-2表に、代替パラメータによる主要パラメータの推定を第3. 15-3表に示す。また、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータを第3. 15-4表に示す。

3. 15. 1. 1. 1 多様性，位置的分散

基本方針については、「2. 3. 1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

重要代替監視パラメータを計測する設備は，重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで，重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。

重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電ができる設計とする。

電源設備の多様性，位置的分散については「3. 14 電源設備」にて記載する。

3. 15. 1. 1. 2 悪影響防止

基本方針については、「2. 3. 1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備のうち多重性を有するパラメータの計測装置は，チャンネル相互を物理的，電氣的に分離し，チャンネル間の独立を図る設計とする。また，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置の間においてもパラメータ相互をヒューズにより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。

安全パラメータ表示システム(SPDS)は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型計測器は，通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3. 15. 1. 1. 3 容量等

基本方針については、「2. 3. 2 容量等」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は，設計基準対象施設の計測機能と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が，計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できるため，設計基準対象施設と同仕様の設計とする。

- ・原子炉圧力
- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力
- ・原子炉水位（広帯域）
- ・原子炉水位（燃料域）
- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量

- ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量
- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量
- ・ 残留熱除去系ポンプ出口流量
- ・ 格納容器内雰囲気水素濃度
- ・ 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)
- ・ 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
- ・ 起動領域モニタ
- ・ 平均出力領域モニタ
- ・ 原子炉補機冷却水系系統流量
- ・ 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量
- ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力
- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力
- ・ 残留熱除去系ポンプ出口圧力
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力
- ・ 格納容器内雰囲気酸素濃度
- ・ 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できる設計とする。

- ・ 原子炉圧力容器温度
- ・ 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力
- ・ 高圧代替注水系ポンプ出口流量
- ・ 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）
- ・ 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）
- ・ 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量
- ・ 代替循環冷却ポンプ出口流量
- ・ 原子炉格納容器下部注水流量
- ・ 原子炉格納容器代替スプレイ流量
- ・ ドライウェル温度
- ・ 圧力抑制室内空気温度
- ・ サプレッションプール水温度
- ・ ドライウェル圧力
- ・ 圧力抑制室圧力
- ・ 圧力抑制室水位
- ・ 原子炉格納容器下部水位
- ・ ドライウェル水位
- ・ 格納容器内水素濃度 (D/W)

- ・格納容器内水素濃度(S/C)
- ・フィルタ装置入口圧力（広帯域）
- ・フィルタ装置出口圧力（広帯域）
- ・フィルタ装置水位（広帯域）
- ・フィルタ装置水温度
- ・フィルタ装置出口水素濃度
- ・フィルタ装置出口放射線モニタ
- ・復水貯蔵タンク水位
- ・高圧代替注水系ポンプ出口圧力
- ・復水移送ポンプ出口圧力
- ・直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力
- ・代替循環冷却ポンプ出口圧力
- ・原子炉建屋内水素濃度
- ・静的触媒式水素再結合装置動作監視装置
- ・使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）
- ・使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）
- ・使用済燃料プール監視カメラ

安全パラメータ表示システム(SPDS)は，想定される重大事故等時に発電所内の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。

可搬型計測器は，原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度，圧力，水位及び流量（注水量）等の計測用として25個（測定時の故障を想定した予備1個含む）使用する。保有数は，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25個を含めて合計50個を分散して保管する。

3.15.1.1.4 環境条件等

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，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。

- ・原子炉圧力容器温度
- ・ドライウエル温度
- ・圧力抑制室内空気温度
- ・サプレッションプール水温度
- ・原子炉格納容器下部水位
- ・ドライウエル水位
- ・格納容器内水素濃度(D/W)

- ・格納容器内水素濃度(S/C)
- ・起動領域モニタ
- ・平均出力領域モニタ

なお、起動領域モニタ及び平均出力領域モニタについては、想定される重大事故等時初期における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

- ・原子炉圧力
- ・高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力
- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力
- ・原子炉水位（広帯域）
- ・原子炉水位（燃料域）
- ・高圧代替注水系ポンプ出口流量
- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量
- ・高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量
- ・残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量）
- ・残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）
- ・代替循環冷却ポンプ出口流量
- ・低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量
- ・残留熱除去系ポンプ出口流量
- ・原子炉格納容器下部注水流量
- ・原子炉格納容器代替スプレー流量
- ・ドライウェル圧力
- ・圧力抑制室圧力
- ・圧力抑制室水位
- ・格納容器内雰囲気水素濃度
- ・格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)
- ・格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)
- ・フィルタ装置出口圧力（広帯域）
- ・フィルタ装置水位（広帯域）
- ・フィルタ装置水温度
- ・フィルタ装置出口水素濃度
- ・残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量
- ・高圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力
- ・低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力
- ・残留熱除去系ポンプ出口圧力

- ・ 高圧代替注水系ポンプ出口圧力
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力
- ・ 復水移送ポンプ出口圧力
- ・ 原子炉建屋内水素濃度
- ・ 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置
- ・ 格納容器内雰囲気酸素濃度
- ・ 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）
- ・ 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）
- ・ 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）
- ・ 使用済燃料プール監視カメラ

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，原子炉建屋内の原子炉棟外に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

- ・ 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量
- ・ フィルタ装置入口圧力（広帯域）
- ・ フィルタ装置出口放射線モニタ
- ・ 原子炉補機冷却水系系統流量
- ・ 直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力
- ・ 代替循環冷却ポンプ出口圧力

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，屋外（CST連絡トレンチ／バルブ室）に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

- ・ 復水貯蔵タンク水位

安全パラメータ表示システム(SPDS)のうちデータ収集装置は，制御建屋内に設置し，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。データ収集装置は，想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。

安全パラメータ表示システム(SPDS)のうちSPDS伝送装置及びSPDS表示装置は，緊急時対策建屋内に設置し，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。安全パラメータ表示システム(SPDS)のうちSPDS伝送装置は，想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。安全パラメータ表示システム(SPDS)のうちSPDS表示装置の操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

可搬型計測器は，制御建屋内及び緊急時対策建屋内に保管し，重大事故等時は制御建屋内に設置するため，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型計測器の操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で

可能な設計とする。

3. 15. 1. 1. 5 操作性の確保

基本方針については、「2. 3. 4 操作性及び試験・検査性」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、想定される重大事故等時において中央制御室で監視可能な設計であり現場又は中央制御室での操作は発生しない。

- ・原子炉圧力容器温度
- ・原子炉圧力
- ・高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力
- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力
- ・原子炉水位（広帯域）
- ・原子炉水位（燃料域）
- ・高圧代替注水系ポンプ出口流量
- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量
- ・高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量
- ・残留熱除去洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量）
- ・残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）
- ・直流駆動低圧注水ポンプ出口流量
- ・代替循環冷却ポンプ出口流量
- ・低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量
- ・残留熱除去系ポンプ出口流量
- ・原子炉格納容器下部注水流量
- ・原子炉格納容器代替スプレー流量
- ・ドライウエル温度
- ・圧力抑制室内空気温度
- ・サプレッションプール水温度
- ・ドライウエル圧力
- ・圧力抑制室圧力
- ・圧力抑制室水位
- ・原子炉格納容器下部水位
- ・ドライウエル水位
- ・格納容器内水素濃度(D/W)
- ・格納容器内水素濃度(S/C)
- ・格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)
- ・格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)
- ・起動領域モニタ
- ・平均出力領域モニタ

- ・フィルタ装置入口圧力（広帯域）
- ・フィルタ装置出口圧力（広帯域）
- ・フィルタ装置水位（広帯域）
- ・フィルタ装置水温度
- ・フィルタ装置出口放射線モニタ
- ・原子炉補機冷却水系系統流量
- ・残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量
- ・高圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力
- ・低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力
- ・残留熱除去系ポンプ出口圧力
- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力
- ・復水移送ポンプ出口圧力
- ・直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力
- ・代替循環冷却ポンプ出口圧力
- ・原子炉建屋内水素濃度
- ・静的触媒式水素再結合装置動作監視装置
- ・使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）
- ・使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）
- ・使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）
- ・使用済燃料プール監視カメラ

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で、重大事故等対処設備として使用できる設計とする。格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度を計測するためのサンプリング装置は中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

フィルタ装置出口水素濃度を計測するためのサンプリング装置は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。フィルタ装置出口水素濃度を計測するためのサンプリング装置は、中央制御室の操作スイッチ及び原子炉建屋内の原子炉棟外で遠隔手動弁操作設備により操作が可能な設計とする。

安全パラメータ表示システム(SPDS)は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。安全パラメータ表示システム(SPDS)のうちデータ収集装置及びSPDS伝送装置は、常時伝送を行うため、通常操作を必要としない設計とする。安全パラメータ表示システム(SPDS)のうちSPDS表示装置は、付属の操作スイッチにより緊急時対策建屋内で操作が可能な設計とする。

可搬型計測器は、設計基準対象施設とは兼用しないため、想定される重大事故等時に切替えることなく使用できる設計とする。可搬型計測器のケーブルの接続は、ボルト・ネジ接続とし、接続規格を統一することにより、一般的に使用される工具

を用いて確実に接続可能な設計とし、付属の操作スイッチにより設置場所で操作可能な設計とする。

3.15.1.1.6 試験検査

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に特性試験が可能な設計とする。

安全パラメータ表示システム(SPDS)は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験が可能な設計とする。

可搬型計測器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に特性試験が可能な設計とする。

第3.15-1表 計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様

(1) 原子炉压力容器温度

個数	5
計測範囲	0～500℃

(2) 原子炉圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個数	2
計測範囲	0～10MPa[gage]

(3) 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力

個数	1
計測範囲	0～10MPa[gage]

(4) 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個数	1
計測範囲	0～10MPa[gage]

(5) 原子炉水位（広帯域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個数	2
計測範囲	-3,800～1,500mm ^{*1}

(6) 原子炉水位（燃料域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数 2
計測範囲 -3,800～1,300mm^{*2}

(7) 高圧代替注水系ポンプ出口流量

個 数 1
計測範囲 0～120m³/h

(8) 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数 1
計測範囲 0～150m³/h

(9) 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数 1
計測範囲 0～1,500m³/h

(10) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)

個 数 1
計測範囲 0～220m³/h

(11) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)

個 数 1
計測範囲 0～220m³/h

(12) 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量

個 数 1
計測範囲 0～100m³/h

(13) 代替循環冷却ポンプ出口流量

個 数 1

計測範囲 0～200m³/h

(14) 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数 1

計測範囲 0～1,500m³/h

(15) 残留熱除去系ポンプ出口流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数 3

計測範囲 0～1,500m³/h

(16) 原子炉格納容器下部注水流量

個 数 1

計測範囲 0～110m³/h

(17) 原子炉格納容器代替スプレイ流量

個 数 2

計測範囲 0～100m³/h

(18) ドライウェル温度

個 数 11

計測範囲 0～300℃

(19) 圧力抑制室内空気温度

個 数 4

計測範囲 0～300℃

(20) サプレッションプール水温度

個 数 16

計測範囲 0～200℃

(21) ドライウェル圧力

個 数	1
計測範囲	0～1MPa[abs]

(22) 圧力抑制室圧力

個 数	1
計測範囲	0～1MPa[abs]

(23) 圧力抑制室水位

個 数	2
計測範囲	0～5m (O. P. -3900～1100mm) *3

(24) 原子炉格納容器下部水位

個 数	12
計測範囲	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m (O. P. -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm) *3

(25) ドライウェル水位

個 数	6
計測範囲	0.02m, 0.23m, 0.34m (O. P. 1170mm, 1380mm, 1490mm) *3

(26) 格納容器内水素濃度 (D/W)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数	2
計測範囲	0～100vol%

(27) 格納容器内水素濃度 (S/C)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数	2
計測範囲	0～100vol%

(28) 格納容器内雰囲気気水素濃度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉プラント・プロセス計装
- ・ 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数 4

計測範囲 0～30vol%/0～100vol%

(29) 格納容器内雰囲気気放射線モニタ (D/W)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉プラント・プロセス計装
- ・ 放射線管理設備 (通常運転時等)
- ・ 放射線管理設備 (重大事故等時)

個 数 2

計測範囲 $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$

(30) 格納容器内雰囲気気放射線モニタ (S/C)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉プラント・プロセス計装
- ・ 放射線管理設備 (通常運転時等)
- ・ 放射線管理設備 (重大事故等時)

個 数 2

計測範囲 $10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$

(31) 起動領域モニタ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉核計装

個 数 8

計測範囲 $10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ ($1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^9 \text{nv}$)

0～40%又は0～125% ($1 \times 10^8 \sim 2 \times 10^{13} \text{nv}$)

(32) 平均出力領域モニタ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉核計装

個 数 6*4

計測範囲 0～125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{nv}$)

(33) フィルタ装置入口圧力 (広帯域)

個 数 1

計測範囲 -0.1～1MPa[gage]

(34) フィルタ装置出口圧力 (広帯域)

個 数 1

計測範囲 -0.1～1MPa[gage]

(35) フィルタ装置水位 (広帯域)

個 数 3

計測範囲

(36) フィルタ装置水温度

個 数 3

計測範囲 0～200℃

(37) フィルタ装置出口水素濃度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数 2

計測範囲 0～30vol%/0～100vol%

(38) フィルタ装置出口放射線モニタ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・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
- ・放射線管理設備 (重大事故等時)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

個 数 2
計測範囲 $10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$

(39) 原子炉補機冷却水系系統流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数 2
計測範囲 $0 \sim 4,000 \text{m}^3/\text{h}$

(40) 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数 2
計測範囲 $0 \sim 1,500 \text{m}^3/\text{h}$

(41) 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数 1
計測範囲 $0 \sim 12 \text{MPa} [\text{gage}]$

(42) 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数 1
計測範囲 $0 \sim 5 \text{MPa} [\text{gage}]$

(43) 残留熱除去系ポンプ出口圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数 3

計測範囲 0～4MPa[gage]

(44) 復水貯蔵タンク水位

個 数 1

計測範囲 0～3, 200m³

(45) 高圧代替注水系ポンプ出口圧力

個 数 1

計測範囲 0～15MPa[gage]

(46) 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数 1

計測範囲 0～15MPa[gage]

(47) 復水移送ポンプ出口圧力

個 数 1

計測範囲 0～1. 5MPa[gage]

(48) 直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力

個 数 1

計測範囲 0～1. 5MPa[gage]

(49) 代替循環冷却ポンプ出口圧力

個 数 1

計測範囲 0～4MPa[gage]

(50) 原子炉建屋水素濃度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・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

個 数 7

計測範囲 0～10vol%

(51) 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置

兼用する設備は以下のとおり。

- ・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

個 数 8
計測範囲 0～500℃

(52) 格納容器内雰囲気酸素濃度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装
- ・水素爆発による原子炉格納容器の損傷を防止するための設備

個 数 2
計測範囲 0～30vol%

(53) 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）

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

個 数 1（検出点21箇所）
計測範囲 水位 -4, 240～7, 010mm（O. P. 21680～32930mm）^{*3}
 温度 0～150℃

(54) 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）

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

個 数 水位 1
 温度 2
計測範囲 水位 -4, 300～7, 300mm（O. P. 21620～33220mm）^{*3}
 温度 0～120℃

(55) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）

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
- ・放射線管理設備（重大事故等時）

高線量

個 数	1
計測範囲	$10^1 \sim 10^8 \text{mSv/h}$

低線量

個 数	1
計測範囲	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$

(56) 使用済燃料プール監視カメラ

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

個 数	1
-----	---

(57) 安全パラメータ表示システム（SPDS）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・通信連絡設備（通常運転時等）
- ・通信連絡設備（重大事故等時）
- ・緊急時対策所（通常運転時等）
- ・緊急時対策所（重大事故等時）

データ収集装置

使用回線	有線系回線及び無線系回線
個 数	一式

SPDS伝送装置

使用回線	有線系回線及び無線系回線
個 数	一式

SPDS表示装置

個 数	一式
-----	----

(58) 可搬型計測器

個 数 50 (うち25台は予備)

*1 : 基準点はドライヤスカート底部付近 (原子炉压力容器零レベルより
1,313cm上)

*2 : 基準点は有効燃料棒頂部付近 (原子炉压力容器零レベルより900cm上)

*3 : O. P. (女川原子力発電所工事用基準面) = T. M. S. L. (東京湾平均海面)
-0.74m。

*4 : 局部出力領域モニタの検出器は124個であり, 平均出力領域モニタの各チャンネルには, A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。

第3.15-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	
① 原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	5	0～500℃	最大値：約297℃*4	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準(300℃)に対し500℃までを監視可能。	1	
	原子炉圧力*1	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉水位 (広帯域)*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉水位 (燃料域)*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
② 原子炉圧力容器内	原子炉圧力	2	0～10MPa [Gage]	最大値：約8.11MPa [Gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力 (9.26MPa [Gage]) を包絡する範囲として設定。	1	
	高圧代替注水システム入口蒸気圧力*1	1	0～10MPa [Gage]	最大値：約8.11MPa [Gage]	高圧代替注水システム入口の最高使用圧力 (8.62MPa [Gage]) を監視可能。		
	原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力*1	1	0～10MPa [Gage]	最大値：約8.11MPa [Gage]	原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用タービンの最高使用圧力 (8.62MPa [Gage]) を監視可能。		
	原子炉水位 (広帯域)*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉水位 (燃料域)*1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉圧力容器温度*1	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。					

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	
	原子炉水位 (広帯域)	2	-3,800～1,500mm ^{*5}	有燃料棒底部部程度～レベル8 (-7,832～1,470mm) ^{*5}	炉心の冷却状態を確認する上で原子炉水位制御範囲 (レベル3～レベル8) 及び有燃料棒底部部まで監視可能。	1	
	原子炉水位 (燃料域)	2	-3,800～1,300mm ^{*6}	有燃料棒底部部程度～レベル8 (-3,702～5,600mm) ^{*6}			
③ 原子炉圧力容器内の水位	高圧代替注水系ポンプ出口流量 ^{*1}						
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ^{*1}						
	高圧炉心スプレイスポンプ出口流量 ^{*1}						
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系)						
	ヘッドスプレイスライン洗浄流量 ^{*1}						
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系)						
	格納容器冷却ライン洗浄流量 ^{*1}						
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 ^{*1}						
	代替循環冷却ポンプ出口流量 ^{*1}						
	低圧炉心スプレイスポンプ出口流量 ^{*1}						
	残留熱除去系ポンプ出口流量 ^{*1}						
	原子炉圧力容器温度 ^{*1}						
	原子炉圧力 ^{*1}						
圧力抑制室圧力 ^{*1}							

「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。

「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。

「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
④ 原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	0～120m ³ /h	—*10	高圧代替注水系ポンプの最大注水量 (90.8m ³ /h) を監視可能。	1
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	0～150m ³ /h	0～90.8m ³ /h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 (90.8m ³ /h) を監視可能。	
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	0～1,500m ³ /h	(高圧側) 0～318m ³ /h (低圧側) 0～1,050m ³ /h	高圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量 (318m ³ /h, 1,050m ³ /h) を監視可能。	
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	0～220m ³ /h	—*10	復水移送ポンプ又は大容量送水ポンプ (タイプ I) を用いた低圧代替注水系 (残留熱除去系 A 系ライン) における最大注水量 (145m ³ /h) を監視可能。	
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	0～220m ³ /h	—*10	大容量送水ポンプ (タイプ I) を用いた低圧代替注水系 (残留熱除去系 B 系ライン) における最大注水量 (145m ³ /h) を監視可能。	
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	0～100m ³ /h	—*10	直流駆動低圧注水ポンプを用いた原子炉注水時における最大注水量 (80m ³ /h) を監視可能。	
	代替循環冷却ポンプ出口流量	1	0～200m ³ /h	—*10	代替循環冷却ポンプを用いた原子炉注水時における最大注水量 (150m ³ /h) を監視可能。	
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	0～1,500m ³ /h	0～1,050m ³ /h	低圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量 (1,050m ³ /h) を監視可能。	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	0～1,500m ³ /h	0～1,136m ³ /h	残留熱除去系ポンプの最大注水量 (1,136m ³ /h) を監視可能。	
	原子炉水位 (広帯域) *1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位 (総料域) *1	「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。				
復水貯蔵タンク水位 *1	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
圧力抑制室水位 *1	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	
⑤ 原子炉 注水量 容器 への	原子炉格納容器下部注水流速	1	0~110m ³ /h	-*10	復水移送ポンプ又は大容量送水ポンプ(タイプI)を用いた原子炉格納容器下部注水系による最大注水量(35m ³ /h, 50m ³ /h)*12を監視可能。	1	
	原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	0~100m ³ /h	-*10	大容量送水ポンプ(タイプI)を用いた原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による最大注水量(88m ³ /h)を監視可能。	1	
	代替循環冷却ポンプ出口流量	1	0~200m ³ /h	-*10	代替循環冷却ポンプを用いた原子炉格納容器スプレイ時における最大注水量(150m ³ /h)を監視可能。	1	
	原子炉格納容器下部水位*1	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
	ドライウェル水位*1	「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。					
	復水貯蔵タンク水位*1	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。					
	ドライウェル温度*1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。					
	ドライウェル圧力*1						
	圧力抑制室圧力*1						
	⑥ 原子炉 温度 容器 内の	ドライウェル温度	11	0~300℃	最大値: 146℃	原子炉格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。	1
圧力抑制室内空気温度*2		4	0~300℃	最大値: 97℃			
サブプレッションポンプルーブル水温度*2		16	0~200℃	最大値: 97℃	原子炉格納容器の限界圧力(2Pd: 854kPa [gauge])におけるサブプレッションルーブル水の飽和温度(約178℃)を監視可能。	1	
ドライウェル圧力*1		「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。					
圧力抑制室圧力*1							

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
⑦ 原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力*2	1	0~1MPa[abs]	最大値：330kPa[Gage]	原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd：854kPa[Gage]) を監視可能。	1
	圧力抑制室圧力*2	1	0~1MPa[abs]	最大値：210kPa[Gage]		
	ドライウェル温度*1					
	圧力抑制室内空気温度*1					
		「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				
⑧ 原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	0~5m (O.P. -3900~-1100mm)	0.05m (O.P. -3850mm)	外部水源注水量限界 (通常運転水位+約2m (O.P. -1914mm)) を把握できる範囲を監視可能。	1
	原子炉格納容器下部水位	12	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m*1 (O.P. -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)	-*10	重大事故等時において、原子炉格納容器下部への注水によるペデスタル部の蓄水状況を監視可能。	1
	ドライウェル水位	6	0.02m, 0.23m, 0.34m*8 (O.P. 1170mm, 1380mm, 1490mm)	-*10	重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に必要な水深があることを監視可能。	1
	高圧代替注水系ポンプ出口流量*1					
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量*1					
	高圧炉心スプレイスポンプ出口流量*1					
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 ヘッドスプレイス洗浄流量) *1					
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系 格納容器冷却ライン洗浄流量) *1					
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量*1					
	代替循環冷却ポンプ出口流量*1					
原子炉格納容器下部注水流量*1						
原子炉格納容器代替スプレイス流量*1						
復水貯蔵タンク水位*1						
		「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。 「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
		「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。 「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
		「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
		「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。				

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	
⑨ 原子炉格納容器内の放射線濃度の水素	格納容器内水素濃度(D/W)*2	2	0~100%vol	0~1.9%vol	重大事故等時において、原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性(水素濃度:4%vol)を把握する上で監視可能。 重大事故等時において、炉心の著しい損傷時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲(0~100%vol)を監視可能。	—	
	格納容器内水素濃度(S/C)*2	2	0~100%vol	0~1.9%vol		—	
	格納容器内雰囲気水素濃度*2	2	0~30%vol	0~1.9%vol		—	—
		2	0~100%vol				—
⑩ 原子炉格納容器内の放射線濃度の水素	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	2	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h未満*11	炉心損傷の判断値(原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h)を把握する上で監視可能(上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	—	
	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	10Sv/h未満*11	炉心損傷の判断値(原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h)を把握する上で監視可能(上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	—	
⑪ 未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ*2	8	中性子源領域 $10^{-3} \sim 10^6 \text{ cps}$ ($1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^6 \text{ nv}$) 中間領域 0~40%又は 0~125% ($1 \times 10^5 \sim 2 \times 10^{13} \text{ nv}$)	定格出力の約8倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、起動領域モニタが測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域モニタによって監視可能。	—	
	平均出力領域モニタ*2	6*3	0~125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{ nv}$)	定格出力の約8倍	原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準準事故及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短時間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示値に基づき操作を伴うものではないことから、現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。 また、重大事故等時においても代替原子炉再循環ポンプトリップ機能等により中性子束は低下するた め、現状の計測範囲でも対応が可能。	—	

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
⑫ 最終ヒートシンクの確保	サブプレッションプールの水温度*2		「⑥原子炉圧力格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。			
	代替循環冷却ポンプ出口流量		「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。 「⑤原子炉圧力格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。			
	原子炉水位 (広帯域) *1		「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
	原子炉水位 (燃料域) *1					
	原子炉圧力容器温度*1		「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。			
	ドライウエル圧力*1					
	圧力抑制室圧力*1		「⑦原子炉圧力格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。			
	ドライウエル温度*1					
	圧力抑制室内空気温度*1		「⑥原子炉圧力格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。			
	原子炉圧力格納容器下部水位*1					
	ドライウエル水位*1		「⑧原子炉圧力格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	
原子炉格納容器フィルタベント系 ⑫最終ヒートシートの確保	フィルタ装置入口圧力(広帯域)	1	-0.1~1MPa.[gauge]	-*10	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の最高使用圧力 (854kPa.[gauge]) を監視可能。	1	
	フィルタ装置出口圧力(広帯域)	1	-0.1~1MPa.[gauge]	-*10	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の最高使用圧力 (854kPa.[gauge]) を監視可能。	1	
	フィルタ装置水位(広帯域)	3	[]	-*10	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置底初を計測範囲の零とし、フィルタ装置機能維持のための上限水位 [] 及び下限水位 [] を監視可能。	1	
	フィルタ装置水温度	3	0~200℃	-*10	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の最高使用温度 (200℃) を監視可能。	1	
	フィルタ装置出口水素濃度	1	0~30vol%	-*10	原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント後に窒素による掃気を実施し、原子炉格納容器フィルタベント系の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度 (4vol%) 未満であることを監視可能。	-	
	フィルタ装置出口放射線モニタ	2	10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	-*10		原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率 (1.9×10 ⁵ mSv/h) を監視可能。	-
	ドライウェル圧力*1				「⑦原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。		
	圧力抑制室圧力*1				「⑤原子炉圧力容器内の水素濃度」を監視するパラメータと同じ。		
	格納容器内水素濃度(D/W)*1				「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。		
	格納容器内水素濃度(S/C)*1				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。		
ドライウェル温度*2				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。			
圧力抑制室内空気温度*2				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。			
サブプレッションプール水温度*1				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。			
ドライウェル圧力*2				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。			
圧力抑制室圧力*2				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。			

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
⑫ 最終ヒートシートの確保	残留熱除去系ポンプ出口流量			「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ(ただし、個数は2とする)。		
	残留熱除去系系統流量*1	2	0~4,000m ³ /h	0~2,800m ³ /h	原子炉補機冷却水系のポンプ2台あたりの定格流量(2,800m ³ /h)を監視可能。	1
	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量*1	2	0~1,500m ³ /h	0~950m ³ /h	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量の最大流量(950m ³ /h)を監視可能。原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系(サブレーションプール冷却モード)の運転を行う場合に必要な流量(392m ³ /h)を監視可能。	
	原子炉圧力容器温度*1				「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	
⑬ 格納容器内の状態	サブレーションプール水温度*1				「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	
	残留熱除去系ポンプ出口圧力*1				「⑬格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位(広帯域)*2				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位(燃料域)*2				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
⑭ 格納容器バイパスの監視	原子炉圧力*2				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力容器温度*1				「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	
	ドライウエル温度*2				「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	
	ドライウエル圧力*2				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
原子炉建屋内の状態	圧力抑制室圧力*1					
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	0~12MPa[gage]	最大値: 10.8MPa[gage]	高圧炉心スプレイ系の運転時における高圧炉心スプレイ系ポンプの最高使用圧力(10.8MPa[gage])を監視可能。	1
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	1	0~5MPa[gage]	最大値: 4.41MPa[gage]	低圧炉心スプレイ系の運転時における低圧炉心スプレイ系ポンプの最高使用圧力(4.41MPa[gage])を監視可能。	
	残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	0~4MPa[gage]	最大値: 3.73MPa[gage]	残留熱除去系の運転時における残留熱除去系ポンプの最高使用圧力(3.73MPa[gage])を監視可能。	
原子炉圧力*1				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。		

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	
④ 水 源 の 確 保	復水貯蔵タンク水位	1	0～3,200m ³ (O.P. 9586～19772mm)	0～3,173m ³ (O.P. 9586～ 19686mm)	重大事故等時において、復水貯蔵タンクの底部からオーバーフローレベル(0～3,173m ³)を監視可能。	1	
	圧力抑制室水位				「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。		
	高圧代替注水系ポンプ出口流量*1						
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量*1						
	高圧炉心スプレイスポンプ出口流量*1						
	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系 ヘッドスプレイス洗浄流量)*1						
	残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系 格納容器冷却ライン洗浄流量)*1						
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量*1						
	代替循環冷却ポンプ出口流量*1						
	原子炉格納容器下部注水流量*1						
	低圧炉心スプレイスポンプ出口流量*1						
	残留熱除去系ポンプ出口流量*1						
	原子炉水位(広帯域)*1						
	原子炉水位(燃料域)*1						

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
④ 水源の確保	高圧代替注水系ポンプ出口圧力*1	1	0～15MPa[gage]	—*10	高圧代替注水系の運転時における高圧代替注水系ポンプの最高使用圧力 (14.0MPa[gage]) を監視可能。	1
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力*1	1	0～15MPa[gage]	最大値：11.8MPa[gage]	原子炉隔離時冷却系の運転時における原子炉隔離時冷却系ポンプの最高使用圧力 (11.8MPa[gage]) を監視可能。	
	復水移送ポンプ出口圧力*1	1	0～1.5MPa[gage]	—*10	低圧代替注水系 (常設) の運転時における復水移送ポンプの最高使用圧力 (1.37MPa[gage]) を監視可能。	
	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力*1	1	0～1.5MPa[gage]	—*10	直流駆動低圧注水ポンプの運転時における直流駆動低圧注水ポンプの最高使用圧力 (1.37MPa[gage]) を監視可能。	
	代替循環冷却ポンプ出口圧力*1	1	0～4MPa[gage]	—*10	代替循環冷却系の運転時における代替循環冷却ポンプの最高使用圧力 (3.73MPa[gage]) を監視可能。	
	高圧炉心スプレイスポンプ出口圧力*1					
低圧炉心スプレイスポンプ出口圧力*1						
	残留熱除去系ポンプ出口圧力*1					
⑤ 原子炉建屋内酸素濃度の	原子炉建屋内酸素濃度	7	0～10vol%	—*10	重大事故等時において、原子炉建屋内の酸素濃度の可能性 (酸素濃度：4vol%) を把握する上で監視可能 (なお、静的触媒式酸素再結合装置にて、原子炉建屋内の酸素濃度を可燃限界である4vol%未満に低減する)。	—
	静的触媒式酸素再結合装置動作監視装置*1	8*13	0～500℃	—*10	重大事故等時において、静的触媒式酸素再結合装置動作時に想定される温度範囲を監視可能。	1
	格納容器内雰囲気酸素濃度	2	0～30vol%	約4.3vol%	重大事故等時において、原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲 (0～4.3vol%) を監視可能。	—
⑥ 原子炉格納容器内の	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)*1					
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)*1					
	ドライウェル圧力*1					
	圧力抑制室圧力*1					
					「⑩原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。	
					「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	

(つづき)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可憫型 計測器 個数
⑩ 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) *2	1*14	-4.240~7.010mm ⁴⁹ (O.P.21680~ 32930mm)	-*10	重大事故等時において、変動する可能性のある使用済燃料プールの上部から底部近傍の範囲で使用済燃料プールの水位を監視可能。 重大事故等時において、変動する可能性のある範囲にわたり使用済燃料プールの温度を監視可能。	1
			0~150℃	-*10		
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドハルズ式) *2	1	-4.300~7.300mm ⁴⁹ (O.P.21620~ 33220mm)	0.P.32895mm	重大事故等時において、変動する可能性のある使用済燃料プールの上部から底部近傍の範囲で使用済燃料プールの水位を監視可能。 重大事故等時において、変動する可能性のある範囲にわたり使用済燃料プールの温度を監視可能。	-
			0~120℃	最大値：65℃		
使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) *2	1	10 ¹ ~10 ⁶ msv/h	-*10	重大事故等時において、変動する可能性のある範囲 (5.4×10 ⁻² ~10 ⁶ msv/h) にわたり放射線量を監視可能。	-	
		10 ⁻² ~10 ⁵ msv/h	-			
使用済燃料プール監視カメラ*2		1	-	-*10	重大事故等時において、使用済燃料プールの状況を監視可能。	-

*1：重要代替監視パラメータを示す。
 *2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 *3：局部出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。
 *4：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
 *5：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより1.313cm上のところとする(ドライヤスカート底部付近)。
 *6：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより900cm上のところとする(有効燃料棒頂部付近)。
 *7：計測範囲の零は、原子炉格納容器下部(ベデスタル底部)のところとする。
 *8：計測範囲の零は、ドライウエール床面のところとする。
 *9：計測範囲の零は、使用済燃料貯蔵ラック上端(O.P.25920mm)のところとする。
 *10：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等(運転時の異常な過渡変化時を含む)に関する値なし。
 *11：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *12：原子炉格納容器下部注水時に溶融炉心を冷却する場合の必要注水量は35m³/h。また、原子炉格納容器下部注水時(原子炉圧力容器への注水機能喪失及び原子炉水位レベル0時)に原子炉格納容器下部への初期水張りする場合の必要注水量は50m³/h。
 *13：4個の静的触媒式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
 *14：検出点21箇所。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

第3.15-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内部の温度	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他の検出器 ②原子炉圧力 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ③ [残留熱除去系熱交換器入口温度] *2	①原子炉圧力容器温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度 (有効監視パラメータ) により推定する。 推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。
原子炉圧力容器内部の圧力	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャヤンネル ②高圧代替注水システムタービン入口蒸気圧力 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力 ③原子炉圧力容器温度 ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域)	①原子炉圧力の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、高圧代替注水システムタービン入口蒸気圧力又は原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により推定する。 ③原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャヤンネルを優先する。
原子炉圧力容器内部の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャヤンネル ②高圧代替注水システムタービン出口流量 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ②残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) ②残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) ②直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 ②代替循環冷却ポンプ出口流量 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力容器温度 ④原子炉圧力 ④圧力抑制室圧力	①原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、高圧代替注水システムタービン出口流量、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)、直流駆動低圧注水ポンプ出口流量、代替循環冷却ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量及び残留熱除去系ポンプ出口流量のうち、実際の機器動作状態にある注水流量と崩壊熱除去に必要な注水流量により推定する。 ③原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力から飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力より原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④原子炉圧力容器への注水により、主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は主要パラメータの他チャヤンネルを優先する。

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	①高圧代替注水系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②高圧代替注水系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。 ①原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
	高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。 ①高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。 ①残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。 ①直流駆動低圧注水ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②直流駆動低圧注水ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
	代替循環冷却ポンプ出口流量	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②圧力抑制室水位	推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。 ①代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室水位の変化により注水量を推定する。
	低圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②圧力抑制室水位	推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。 ①低圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②低圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室水位の変化により注水量を推定する。
			推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉への注水量	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②圧力抑制室水位 残留熱除去系ポンプ出口流量	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②圧力抑制室水位	①残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室水位の変化により注水量を推定する。 推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。
原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器下部注水量 ①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②復水貯蔵タンク水位	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②ドライウエル温度 ②ドライウエル圧力 ②圧力抑制室圧力	①原子炉格納容器下部注水量の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の変化量により注水量を推定する。 ②原子炉格納容器下部注水量の監視が不可能となった場合は、復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 推定は、溶解炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位を優先する。
原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器代替スプレイ流量 ①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②ドライウエル温度 ②ドライウエル圧力 ②圧力抑制室圧力	①原子炉格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の変化量により注水量を推定する。 ②原子炉格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力が低下傾向にあることにより注水量を推定する。 推定は、溶解炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位を優先する。	①原子炉格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の変化量により注水量を推定する。 ②原子炉格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力が低下傾向にあることにより注水量を推定する。 推定は、溶解炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位を優先する。
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 ①主要パラメータの他検出器 ②ドライウエル圧力 ③圧力抑制室圧力	①主要パラメータの他検出器 ②ドライウエル圧力 ③圧力抑制室圧力	推定は、注水先である原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位を優先する。 ①ドライウエル温度の1つの検出器が故障した場合は、他検出器により推定する。 ②ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル温度を推定する。 ③ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室圧力により上記②と同様にドライウエル温度を推定する。
原子炉格納容器内の温度	圧力抑制室内空気温度 ①主要パラメータの他検出器 ②サブプレッションポンプルール水温度 ③圧力抑制室圧力	①主要パラメータの他検出器 ②サブプレッションポンプルール水温度 ③圧力抑制室圧力	推定は、主要パラメータの他検出器を優先する。 ①圧力抑制室内空気温度の1つの検出器が故障した場合は、他検出器により推定する。 ②圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッションポンプルール水温度により圧力抑制室内空気温度を推定する。 ③圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して圧力抑制室圧力により圧力抑制室内空気温度を推定する。
原子炉格納容器内の温度	サブプレッションポンプルール水温度 ①主要パラメータの他検出器 ②圧力抑制室内空気温度	①主要パラメータの他検出器 ②圧力抑制室内空気温度	推定は、主要パラメータの他検出器を優先する。 ①サブプレッションポンプルール水温度の1つの検出器が故障した場合は、他検出器により推定する。 ②サブプレッションポンプルール水温度の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室内空気温度により推定する。
原子炉格納容器内の温度	サブプレッションポンプルール水温度 ①主要パラメータの他検出器 ②圧力抑制室内空気温度	①主要パラメータの他検出器 ②圧力抑制室内空気温度	推定は、主要パラメータの他検出器を優先する。

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ^{*1}	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の圧力抑制室圧力	ドライウエル圧力	①圧力抑制室圧力 ②ドライウエル温度 ③ [ドライウエル圧力] ^{*2}	①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室圧力により推定する。 ②ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度によりドライウエル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウエル圧力 (常用計器) により、ドライウエル圧力を推定する。 推定は、真空破装置及びベント管を介して均圧される圧力抑制室圧力を優先する。 ①圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力により推定する。 ②圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して圧力抑制室内空気温度により圧力抑制室圧力を推定する。 ③監視可能であれば圧力抑制室圧力 (常用計器) により、圧力抑制室圧力を推定する。
原子炉格納容器内の圧力抑制室水位	圧力抑制室水位	①主要パラメータの他チャンネル ②高圧代替注水系ポンプ出口流量 ③原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ④高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量 ⑤残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量) ⑥残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) ⑦直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 ⑧原子炉格納容器下部注水流量 ⑨原子炉格納容器代替スプレイレイン流量 ⑩復水貯蔵タンク水位	推定は、真空破装置及びベント管を介して均圧されるドライウエル圧力を優先する。 ①圧力抑制室水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②圧力抑制室水位の監視が不可能となった場合は、高圧代替注水系ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)、直流駆動低圧注水ポンプ出口流量、原子炉格納容器下部注水流量、原子炉格納容器代替スプレイレイン流量により、外部水源を使用した注水流量の積算により圧力抑制室水位を推定する。 ③水源である復水貯蔵タンク水位の変化により、圧力抑制室水位を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水流量を推定する。 (上記②、③の推定方法は、注水流量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサブレッションチェンネルへ移行する場合は想定しており、圧力抑制室水位の計測目的であるサブレッションチェンネルからの原子炉格納容器ベント操作可否判断 (通常運転水位+約2m(O.P.-191.4mm)) から考えると保守的な評価となることから問題ない。) 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉格納容器下部注水流量 ③原子炉格納容器代替スプレイレイン流量 ④代替循環冷却ポンプ出口流量	①原子炉格納容器下部水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部注水流量、原子炉格納容器代替スプレイレイン流量、代替循環冷却ポンプ出口流量により原子炉格納容器下部水位を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ①ドライウエル水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル水位の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部注水流量、原子炉格納容器代替スプレイレイン流量、代替循環冷却ポンプ出口流量によりドライウエル水位を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (D/W)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 格納容器内雰囲気水素濃度	① 格納容器内水素濃度 (D/W) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 格納容器内水素濃度 (D/W) の監視が不可能となった場合は、格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。
	格納容器内水素濃度 (S/C)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 格納容器内雰囲気水素濃度	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ① 格納容器内水素濃度 (S/C) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 格納容器内水素濃度 (S/C) の監視が不可能となった場合は、格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。
	格納容器内雰囲気水素濃度	① 主要パラメータの他チャンネル ② 格納容器内水素濃度 (D/W) ③ 格納容器内水素濃度 (S/C)	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ① 格納容器内雰囲気水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 格納容器内雰囲気水素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) により推定する。
原子炉放射線量率内の	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	① 主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] *2	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ① 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) の監視が不可能となった場合には、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて格納容器内の放射線量率を推定する。
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	① 主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] *2	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ① 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) の監視が不可能となった場合には、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて格納容器内の放射線量率を推定する。
	起動領域モニタ	① 主要パラメータの他チャンネル ② 平均出力領域モニタ ③ [制御棒位置指示系] *2	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ① 起動領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、平均出力領域モニタにより推定する。 ③ 起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、制御棒位置指示系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が全挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。
未臨界の維持又は監視	平均出力領域モニタ	① 主要パラメータの他チャンネル ② 起動領域モニタ ③ [制御棒位置指示系] *2	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ① 平均出力領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 平均出力領域モニタの監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定する。 ③ 起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、制御棒位置指示系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が全挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。
	[制御棒位置指示系] *2	① 起動領域モニタ ② 平均出力領域モニタ	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ① 制御棒位置指示系 (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定する。 ② 制御棒位置指示系 (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は、平均出力領域モニタにより推定する。
			推定は、低出力領域を監視する起動領域モニタを優先する。

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ 推定方法
最終ヒートシンクの確保	サブプレッションポンプルール水温度	①主要パラメータの他の検出器 ②圧力抑制室内空気温度	①サブプレッションポンプルール水温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 ②サブプレッションポンプルール水温度の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室内空気温度により推定する。
		①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②原子炉圧力容器温度	推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。 ①原子炉圧力容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位の水位変化量により代替循環冷却ポンプ出口流量を推定する。 ②原子炉圧力容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度により最終ヒートシンクが確保されていることを確認する。
		①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水温度 ②ドライウエル圧力 ②圧力抑制室圧力	推定は注水先の原子炉水位を優先する。 ①原子炉格納容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の水位変化により代替循環冷却ポンプ出口流量を推定する。 ②原子炉格納容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、ドライウエル水温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを確認する。
	代替循環冷却ポンプ出口流量 (サブプレッションポンプルール水冷却)	①サブプレッションポンプルール水温度 ①圧力抑制室内空気温度	推定は、注水先の原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位を推定する。 ①サブプレッションポンプルール水の冷却時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、サブプレッションポンプルール水温度、圧力抑制室内空気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを確認する。
	フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	①ドライウエル圧力 ①圧力抑制室圧力	①フィルタ装置入口圧力 (広帯域) の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を確認する。
	フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	①ドライウエル圧力 ①圧力抑制室圧力	①フィルタ装置出口圧力 (広帯域) の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を確認する。
	フィルタ装置水位 (広帯域)	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置水位 (広帯域) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	フィルタ装置水温度	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	フィルタ装置出口水素濃度	①格納容器内水素濃度 (D/W) ①格納容器内水素濃度 (S/C)	①フィルタ装置出口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (D/W)又は格納容器内水素濃度 (S/C)により推定する。
	フィルタ装置出口放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置出口放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
耐圧強化ベント系 最終ヒートシンの確保	ドライウエル温度	①主要パラメータの他の検出器 ②ドライウエル圧力 ③圧力抑制室圧力	①ドライウエル温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 ②ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル温度を推定する。 ③ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室圧力により上記②と同様にドライウエル温度を推定する。
	圧力抑制室内空気温度	①主要パラメータの他の検出器 ②サプレッションポンプール水温度 ③圧力抑制室圧力	推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。 ①圧力抑制室内空気温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 ②圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合は、サプレッションポンプール水温度により圧力抑制室内空気温度を推定する。 ③圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して圧力抑制室圧力により圧力抑制室内空気温度を推定する。
	ドライウエル圧力	①圧力抑制室圧力 ②ドライウエル温度 ③ [ドライウエル圧力] *2	推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。 ①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室圧力により推定する。 ②ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度によりドライウエル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウエル圧力 (常用計器) により、ドライウエル圧力を推定する。
	圧力抑制室圧力	①ドライウエル圧力 ②圧力抑制室内空気温度 ③ [圧力抑制室圧力] *2	推定は、真空破壊装置及びベント管を介して均圧される圧力抑制室圧力を優先する。 ①圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力により推定する。 ②圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して圧力抑制室内空気温度により圧力抑制室圧力を推定する。 ③監視可能であれば圧力抑制室圧力 (常用計器) により、圧力抑制室圧力を推定する。
	残留熱除去系ポンプ出口流量	①残留熱除去系ポンプ出口圧力	推定は、真空破壊装置及びベント管を介して均圧されるドライウエル圧力を優先する。 ①残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ出口圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系ポンプ出口流量が確保されていることを推定する。
残留熱除去系	[残留熱除去系熱交換器入口温度] *2	①原子炉圧力容器温度 ①サプレッションポンプール水温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度及びサプレッションポンプール水温度により最終ヒートシンの監視が確保されていることを推定する。
	[残留熱除去系熱交換器出口温度] *2	①原子炉補機冷却水系系統流量 ①残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度 (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は、原子炉補機冷却水系系統流量及び残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量により最終ヒートシンの監視が確保されていることを推定する。

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル	①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。
	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可となった場合は, 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。
	ドライウエル温度	①主要パラメータの他の検出器 ②ドライウエル圧力	推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ①ドライウエル温度の1つの検出器が故障した場合は, 他の検出器により推定する。 ②ドライウエル温度の監視が不可となった場合は, 飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル温度を推定する。
格納容器内の状態	圧力抑制室圧力	①圧力抑制室圧力	推定は, 主要パラメータの他の検出器を優先する。
	ドライウエル温度	①ドライウエル圧力の監視が不可となった場合は, 圧力抑制室圧力により推定する。 ②ドライウエル温度の監視が不可となった場合は, 飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度によりドライウエル圧力を推定する。 ③ [ドライウエル圧力] *2	①ドライウエル圧力の監視が不可となった場合は, 圧力抑制室圧力により推定する。 ②ドライウエル温度の監視が不可となった場合は, 飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度によりドライウエル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウエル圧力 (常用計器) により, ドライウエル圧力を推定する。
	ドライウエル圧力	①原子炉圧力 ② [エリア放射線モニタ] *2	推定は, 真空破壊装置及びベント管を介して均圧される圧力抑制室圧力を優先する。 ①高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可となった場合は, 原子炉圧力の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可となった場合は, エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。
原子炉建屋内の状態	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ② [エリア放射線モニタ] *2	推定は, 原子炉圧力を優先する。 ①低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可となった場合は, 原子炉圧力の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可となった場合は, エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ② [エリア放射線モニタ] *2	推定は, 原子炉圧力を優先する。 ①残留熱除去系ポンプ出口圧力の監視が不可となった場合は, 原子炉圧力の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ出口圧力の監視が不可となった場合は, エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。
	残留熱除去系ポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ② [エリア放射線モニタ] *2	推定は, 原子炉圧力を優先する。

(つづき)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
水源の確保	<p>① 高圧代替注水ポンプ出口流量</p> <p>① 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量</p> <p>① 高圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口流量</p> <p>① 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)</p> <p>① 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)</p> <p>① 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量</p> <p>① 原子炉格納容器下部注水流量</p> <p>② 高圧代替注水ポンプ出口圧力</p> <p>② 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力</p> <p>② 高圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口圧力</p> <p>② 復水移送ポンプ出口圧力</p> <p>② 直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力</p> <p>③ 原子炉水位(広帯域)</p> <p>③ 原子炉水位(燃料域)</p> <p>① 主要パラメータの他チャヤンネル</p> <p>② 代替循環冷却ポンプ出口流量</p> <p>② 低圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口流量</p> <p>② 残留熱除去系ポンプ出口流量</p> <p>③ 代替循環冷却ポンプ出口圧力</p> <p>③ 低圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口圧力</p> <p>③ 残留熱除去系ポンプ出口圧力</p>	<p>① 高圧代替注水ポンプ出口流量</p> <p>① 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量</p> <p>① 高圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口流量</p> <p>① 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)</p> <p>① 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)</p> <p>① 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量</p> <p>① 原子炉格納容器下部注水流量</p> <p>② 高圧代替注水ポンプ出口圧力</p> <p>② 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力</p> <p>② 高圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口圧力</p> <p>② 復水移送ポンプ出口圧力</p> <p>② 直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力</p> <p>③ 原子炉水位(広帯域)</p> <p>③ 原子炉水位(燃料域)</p> <p>① 主要パラメータの他チャヤンネル</p> <p>② 代替循環冷却ポンプ出口流量</p> <p>② 低圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口流量</p> <p>② 残留熱除去系ポンプ出口流量</p> <p>③ 代替循環冷却ポンプ出口圧力</p> <p>③ 低圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口圧力</p> <p>③ 残留熱除去系ポンプ出口圧力</p>	<p>① 復水貯蔵タンク水位の監視が不可能となった場合は、高圧代替注水系ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)、直流駆動低圧注水ポンプ出口流量、原子炉格納容器下部注水流量のうち、復水貯蔵タンクを水源として実際の機器動作状態にある流量により推定する。</p> <p>なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で水位を推定する。</p> <p>② 復水貯蔵タンクを水源とする高圧代替注水系ポンプ出口圧力、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力、高圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口圧力、復水移送ポンプ出口圧力、直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力が正常に動作していることを把握することにより、水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることを推定する。</p> <p>③ 注水先の原子炉水位の水位変化により復水貯蔵タンク水位を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で水位を推定する。</p> <p>推定は、復水貯蔵タンクを水源とするポンプの注水量を優先する。</p> <p>① 圧力抑制室水位の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定する。</p> <p>② 圧力抑制室水位の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室を水源とする代替循環冷却ポンプ、低圧炉心スプレイレイ系ポンプ、残留熱除去系ポンプの出口流量から、これらのポンプが正常に動作していることを把握することにより水源である圧力抑制室水位が確保されていることを推定する。</p> <p>③ サプレッションチェンバのプールの水を水源とする代替循環冷却ポンプ、低圧炉心スプレイレイ系ポンプ及び残留熱除去系ポンプの出口圧力から低圧炉心スプレイレイ系ポンプ、残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより水源であることを推定する。</p> <p>推定は、サブレーションチェンバのプール水を水源とするポンプの注水量を優先する。</p> <p>① 原子炉建屋内水素濃度の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定する。</p> <p>② 原子炉建屋内水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置(静的触媒式水素再結合装置入口及び出口の差温度から水素濃度を推定)により推定する。</p> <p>推定は、主要パラメータの他チャヤンネルを優先する。</p>
原子炉建屋内水素濃度	<p>原子炉建屋内水素濃度</p>	<p>① 主要パラメータの他チャヤンネル</p> <p>② 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置</p>	<p>① 原子炉建屋内水素濃度の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定する。</p> <p>② 原子炉建屋内水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置(静的触媒式水素再結合装置入口及び出口の差温度から水素濃度を推定)により推定する。</p> <p>推定は、主要パラメータの他チャヤンネルを優先する。</p>

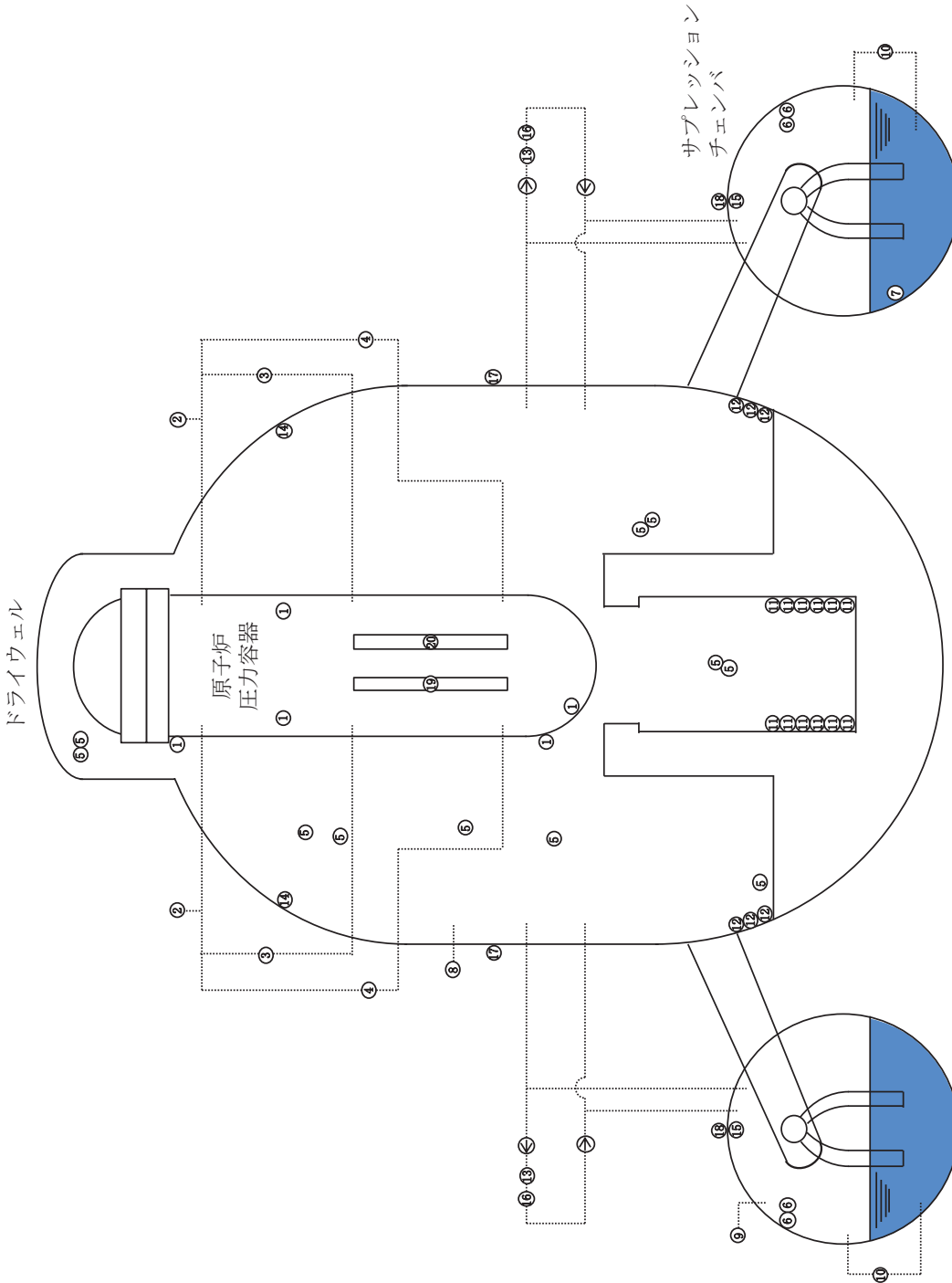
分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	①主要パラメータの他チャネル ②格納容器内酸素放射線モニタ (D/W) ③格納容器内酸素放射線モニタ (S/C) ④ドライウェル圧力 ⑤圧力抑制室圧力	①格納容器内酸素濃度の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内酸素放射線モニタ (D/W)又は格納容器内酸素放射線モニタ (S/C)にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果（解析結果）により格納容器内酸素濃度を推定する。 ③ドライウェル圧力及び圧力抑制室圧力により原子炉格納容器内の圧力が正圧であることを確認することとで、事故後の原子炉格納容器内への空気(酸素)の流入有無を把握し、酸素濃度の可能性を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	①使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) ②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) ③使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) により水位・温度を推定する。 ②使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) の監視が不可能な場合は、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) により放射線量/水位の関係を利用し使用済燃料プール水位を推定するとともに使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、計測対象が同一である使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) を優先する。
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式)	①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) ②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) ③使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) により水位・温度を推定する。 ②使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) の監視が不可能な場合は、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) により放射線量/水位の関係を利用し使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、計測対象が同一である使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) を優先する。
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) ②使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) ③使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) の監視が不可能な場合は、使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) 及び使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) にて水位を計測した後、水位と放射線量率の関係により放射線量率を推定する。 ②使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、使用済燃料プールの直接監視する使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) 及び使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) を優先する。
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) ②使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) ③使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	①使用済燃料プール監視カメラの監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式), 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) 及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) により使用済燃料プールの状態を推定する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

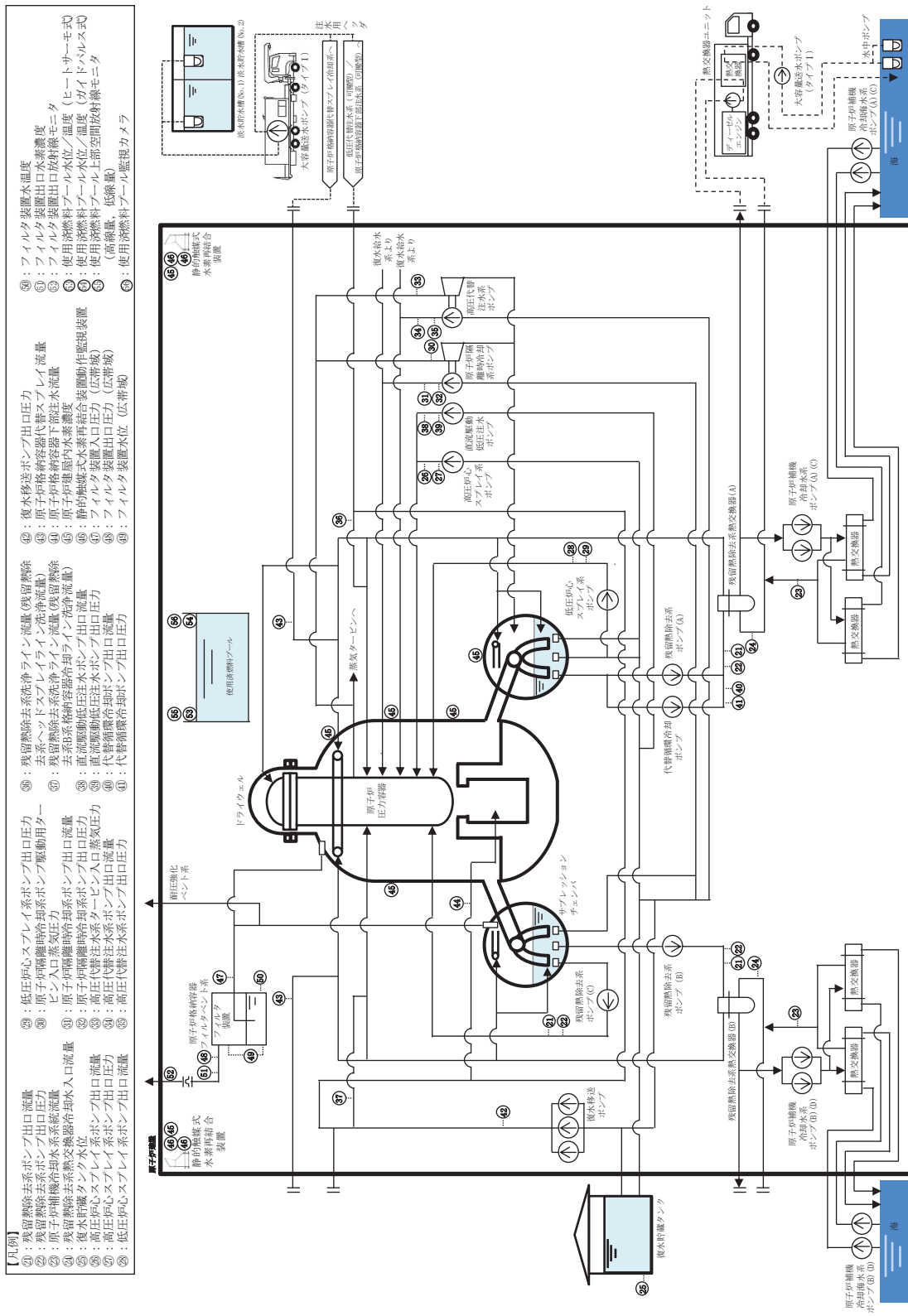
第3.15-4表 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる
補助パラメータ

分類	補助パラメータ
電源	6-2F-1 母線電圧
	6-2F-2 母線電圧
	6-2C 母線電圧
	6-2D 母線電圧
	6-2H 母線電圧
	4-2C 母線電圧
	4-2D 母線電圧
	125V 直流主母線 2A 電圧
	125V 直流主母線 2B 電圧
	125V 直流主母線 2A-1 電圧
	125V 直流主母線 2B-1 電圧
	250V 直流主母線電圧
	HPCS125V 直流主母線電圧
その他	高圧窒素ガス供給系 ADS 入口圧力
	代替高圧窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁入口圧力



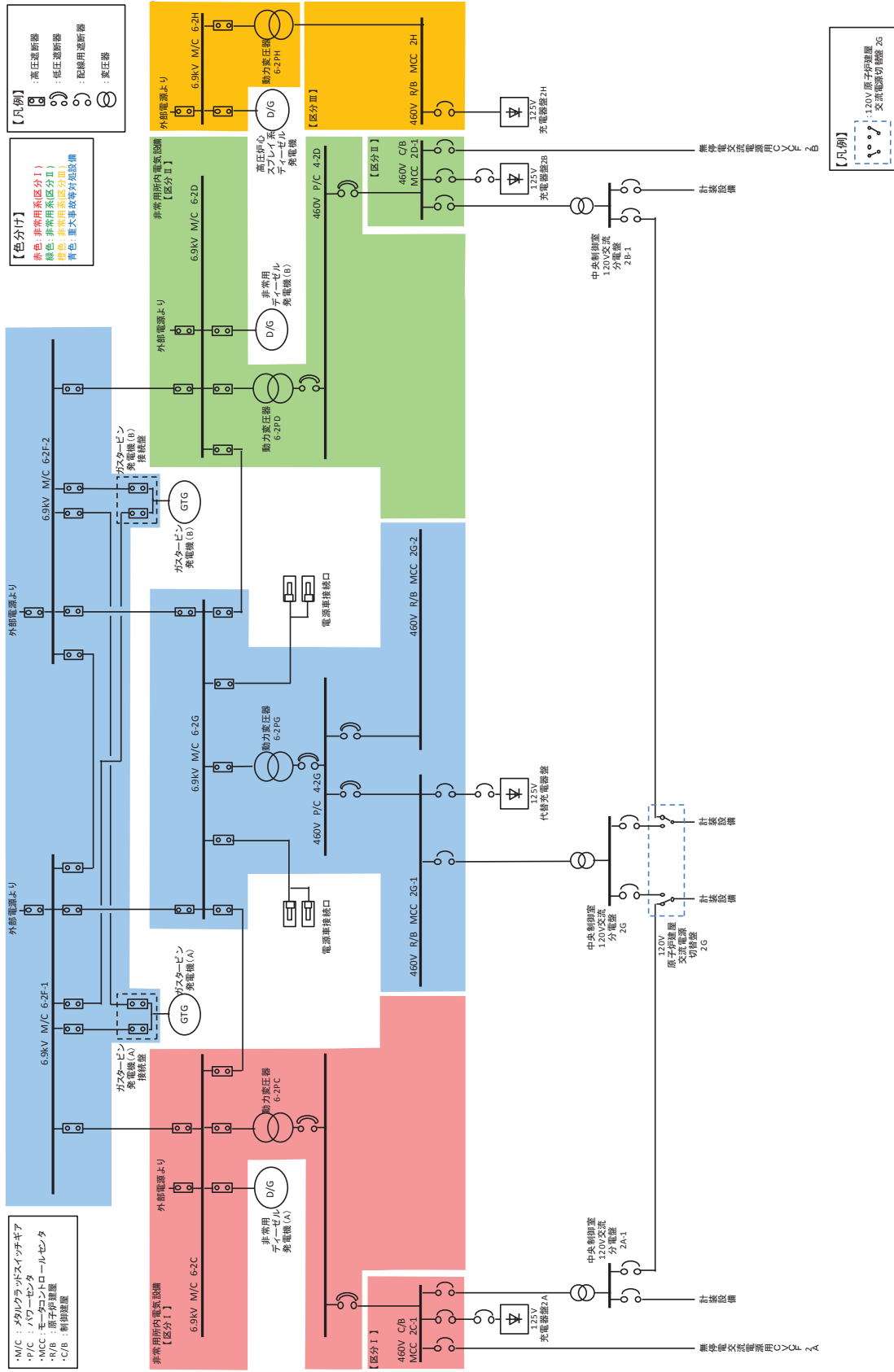
- 【凡例】
- ①：原子炉压力容器温度
 - ②：原子炉圧力
 - ③：原子炉水位（広帯域）
 - ④：原子炉水位（燃料域）
 - ⑤：ドライウエル温度
 - ⑥：圧力抑制室内空気温度
 - ⑦：サブプレッションプール水温度
 - ⑧：ドライウエル圧力
 - ⑨：圧力抑制室圧力
 - ⑩：圧力抑制室水位
 - ⑪：原子炉格納容器下部水位
 - ⑫：ドライウエル水位
 - ⑬：格納容器内蒸気湿度
 - ⑭：格納容器内水素濃度 (D/W)
 - ⑮：格納容器内酸素濃度 (S/C)
 - ⑯：格納容器内蒸気放射線モニタ (D/W)
 - ⑰：格納容器内蒸気放射線モニタ (S/C)
 - ⑱：起動領域モニタ
 - ⑳：平均出力領域モニタ

第3.15-1図(1) 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要図（その1）

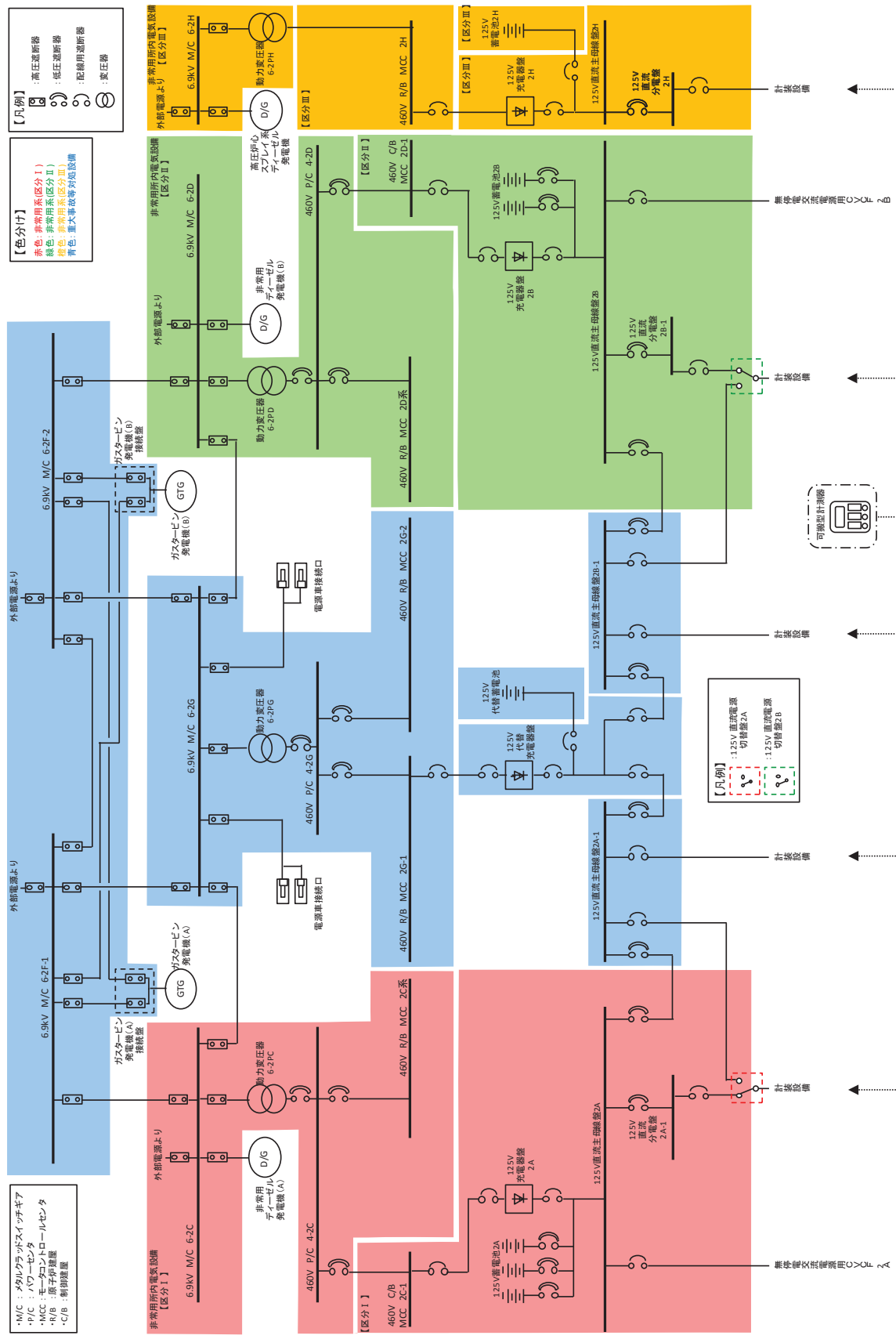


- 【凡例】
- ①：残留熱除去系ポンプ出口流量
 - ②：残留熱除去系ポンプ出口圧
 - ③：原子炉補償冷却系ポンプ入口流量
 - ④：原子炉補償冷却系ポンプ出口流量
 - ⑤：原子炉補償冷却系ポンプ出口圧
 - ⑥：原子炉補償冷却系ポンプ入口圧
 - ⑦：原子炉補償冷却系ポンプ出口圧
 - ⑧：原子炉補償冷却系ポンプ入口圧
 - ⑨：原子炉補償冷却系ポンプ出口圧
 - ⑩：原子炉補償冷却系ポンプ入口圧
 - ⑪：原子炉補償冷却系ポンプ出口圧
 - ⑫：原子炉補償冷却系ポンプ入口圧
 - ⑬：原子炉補償冷却系ポンプ出口圧
 - ⑭：原子炉補償冷却系ポンプ入口圧
 - ⑮：原子炉補償冷却系ポンプ出口圧
 - ⑯：原子炉補償冷却系ポンプ入口圧
 - ⑰：原子炉補償冷却系ポンプ出口圧
 - ⑱：原子炉補償冷却系ポンプ入口圧
 - ⑲：原子炉補償冷却系ポンプ出口圧
 - ⑳：原子炉補償冷却系ポンプ入口圧
 - ㉑：原子炉補償冷却系ポンプ出口圧
 - ㉒：原子炉補償冷却系ポンプ入口圧
 - ㉓：原子炉補償冷却系ポンプ出口圧
 - ㉔：原子炉補償冷却系ポンプ入口圧
 - ㉕：原子炉補償冷却系ポンプ出口圧
 - ㉖：原子炉補償冷却系ポンプ入口圧
 - ㉗：原子炉補償冷却系ポンプ出口圧
 - ㉘：原子炉補償冷却系ポンプ入口圧
 - ㉙：原子炉補償冷却系ポンプ出口圧
 - ㉚：原子炉補償冷却系ポンプ入口圧
 - ㉛：原子炉補償冷却系ポンプ出口圧
 - ㉜：原子炉補償冷却系ポンプ入口圧
 - ㉝：原子炉補償冷却系ポンプ出口圧
 - ㉞：原子炉補償冷却系ポンプ入口圧
 - ㉟：原子炉補償冷却系ポンプ出口圧
 - ㊱：原子炉補償冷却系ポンプ入口圧
 - ㊲：原子炉補償冷却系ポンプ出口圧
 - ㊳：原子炉補償冷却系ポンプ入口圧
 - ㊴：原子炉補償冷却系ポンプ出口圧
 - ㊵：原子炉補償冷却系ポンプ入口圧
 - ㊶：原子炉補償冷却系ポンプ出口圧
 - ㊷：原子炉補償冷却系ポンプ入口圧
 - ㊸：原子炉補償冷却系ポンプ出口圧
 - ㊹：原子炉補償冷却系ポンプ入口圧
 - ㊺：原子炉補償冷却系ポンプ出口圧
 - ㊻：原子炉補償冷却系ポンプ入口圧
 - ㊼：原子炉補償冷却系ポンプ出口圧
 - ㊽：原子炉補償冷却系ポンプ入口圧
 - ㊾：原子炉補償冷却系ポンプ出口圧
 - ㊿：原子炉補償冷却系ポンプ入口圧

第3.15-1図(2) 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備概要図 (その2)



第3.15-2図(1) 計装設備単線結線図 (交流)

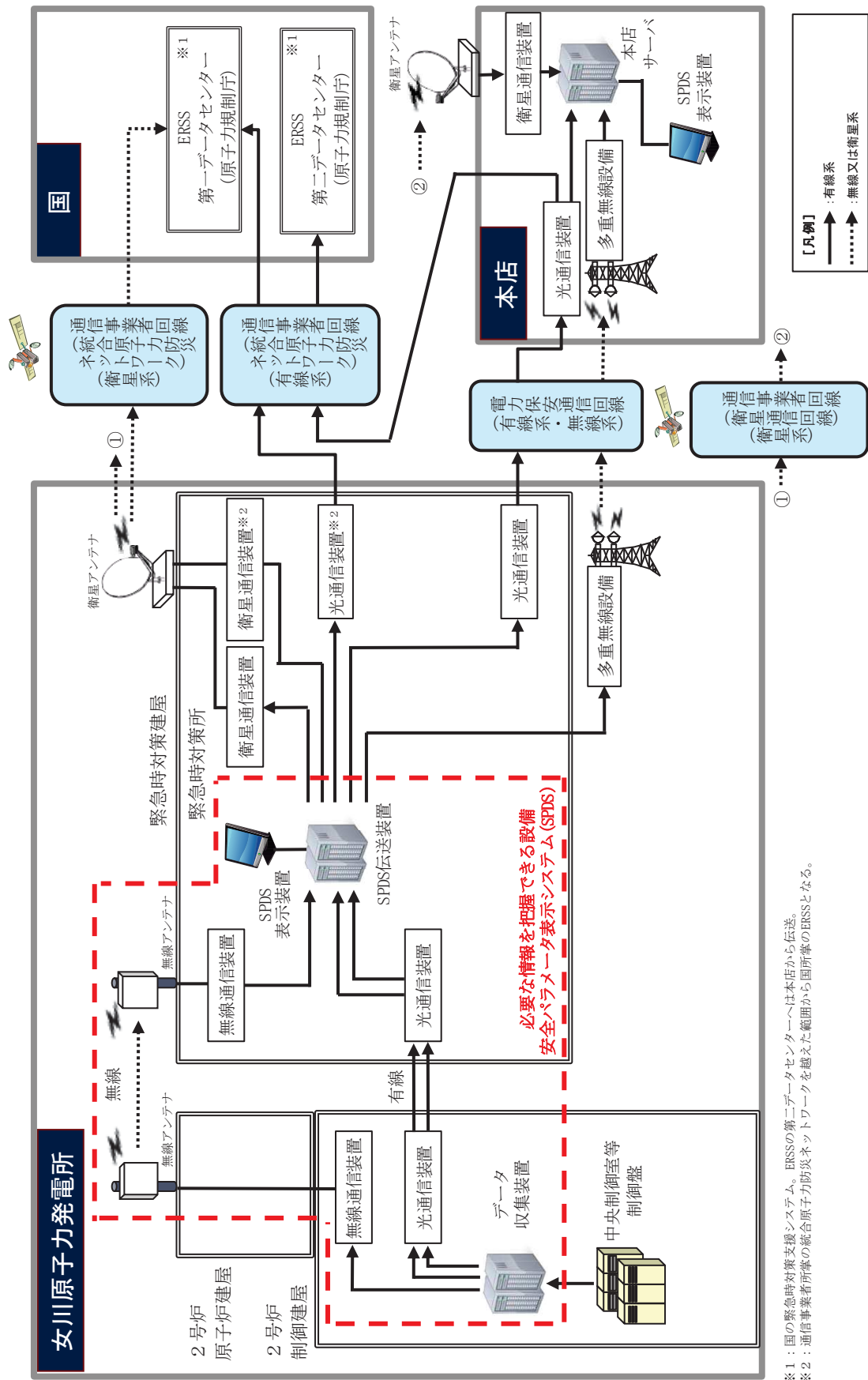


- ・M/C : メタルクラッドスイッチギア
- ・P/C : ハブセンター
- ・MCC : モーターコントロールセンター
- ・R/B : 流子装置
- ・C/B : 制御装置

- 【色分け】
- 赤色: 非常用系(区分Ⅰ)
- 緑色: 非常用系(区分Ⅱ)
- 黄色: 非常用系(区分Ⅲ)
- 青色: 非常用系(区分Ⅳ)
- 青色: 重大事故等対応設備

- 【凡例】
- : 高圧遮断器
- : 低圧遮断器
- : 配線用遮断器
- : 変圧器

第3.15-2図(2) 計装設備単線結線図(直流)



※1：国の緊急時対策支援システム、ERSSの第二データセンターへは本店から伝送。
 ※2：通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを越えた範囲から国所掌のERSSとなる。

第3.15-3図 安全パラメータ表示システムによる記録 系統概要図 (パラメータ記録時に使用する設備)

3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備【46条】

【設置許可基準規則】

(原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備)

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

(解釈)

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

(1) ロジックの追加

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

(2) 可搬型重大事故防止設備

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

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

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

3.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

3.3.1 設置許可基準規則第46条への適合方針

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備として、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）、可搬型代替直流電源設備、高圧窒素ガス供給系（非常用）及び代替高圧窒素ガス供給系を設ける。

(1) 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）（設置許可基準規則解釈の第1項(1)a）

設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の自動減圧機能が喪失した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための常設重大事故等対処設備として、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）を設ける。

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

(5) 原子炉建屋ブローアウトパネル

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

(6) 技術的能力審査基準への適合のための設備の整備（復旧手段の整備）

全交流動力電源喪失又は常設直流電源喪失により発電用原子炉の減圧ができない場合において、常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備による所内常設蓄電式直流電源設備への電源供給又は可搬型代替直流電源設備により、主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源を復旧して原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。なお、電源設備については「3.14 電源設備（設置許可基準規則第57条に対する設計方針を示す章）」で示す。

(7) 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

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

(i) インターフェイスシステム LOCA 隔離弁

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁である HPCS 注入隔離弁は格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）発生時において、弁の手動操作により原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離する機能を有する。

(8) 自主対策設備の整備

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

(i) 主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による減圧

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として、主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池による主蒸気逃がし安全弁機能回復手段を整備する。主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池は主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な

常設直流電源系統が喪失した場合においても，作動回路に可搬型蓄電池を接続することにより，主蒸気逃がし安全弁(2 個)の機能を回復させて原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

3.3.2 重大事故等対処設備

3.3.2.1 主蒸気逃がし安全弁

3.3.2.1.1 設備概要

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

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

また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するため、主蒸気逃がし安全弁を手動開操作して発電用原子炉を減圧することが可能な設計とする。

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

(1) 逃がし弁機能

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

(2) 安全弁機能

本機能における主蒸気逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、逃がし弁機能のバックアップとして、圧力上昇に伴いスプリング力に打ち勝って自動開放されることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの最も過酷な圧力変化の場合にも原子炉圧力が最高使用圧力の 1.1 倍を超えないように設計する。なお、11 個の主蒸気逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

(3) 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）

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

(4) 手動による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧

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

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

(5) 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ

アキュムレータのうち、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、主蒸気逃がし安全弁が逃がし弁機能により原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるために必要な、駆動用窒素ガスを供給する。主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、通常運転時に原子炉格納容器調気系より窒素ガスが供給されており、アクチュエータ作動に必要な圧力を上回る窒素ガス圧力をあらかじめ保有することが可能な設計とする。なお、11個の主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータは、すべてこの機能を有しており、各々のアキュムレータが各主蒸気逃がし安全弁に窒素ガスを供給可能な設計とする。

(6) 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ

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

圧力を上回る窒素ガス圧力をあらかじめ保有することが可能な設計とする。なお、6個の主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、すべてこの機能を有しており、各々のアキュムレータが各主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）に窒素ガスを供給可能な設計とする。

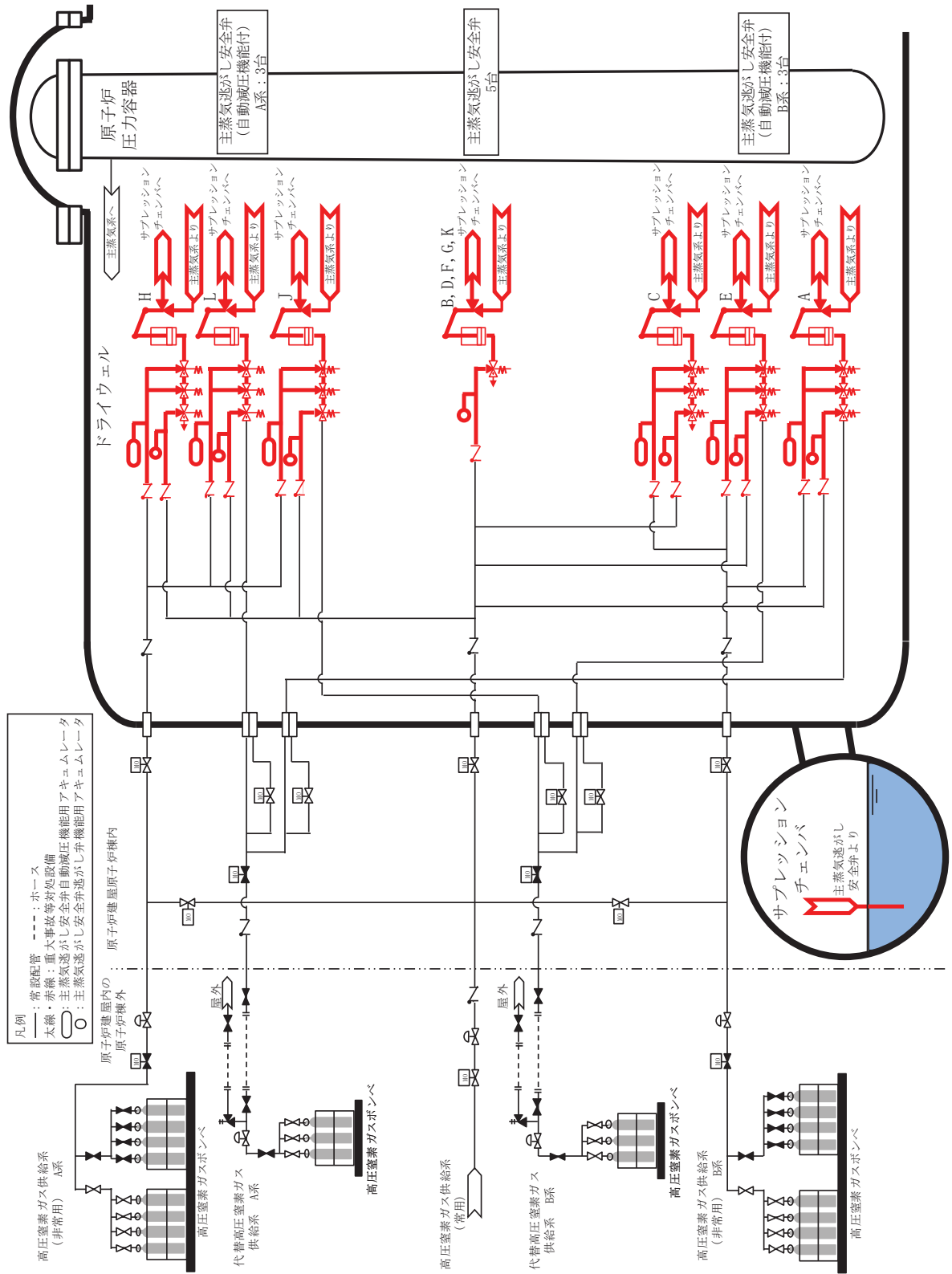


図 3.3-1 主蒸気逃がし安全弁，主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 系統概要図

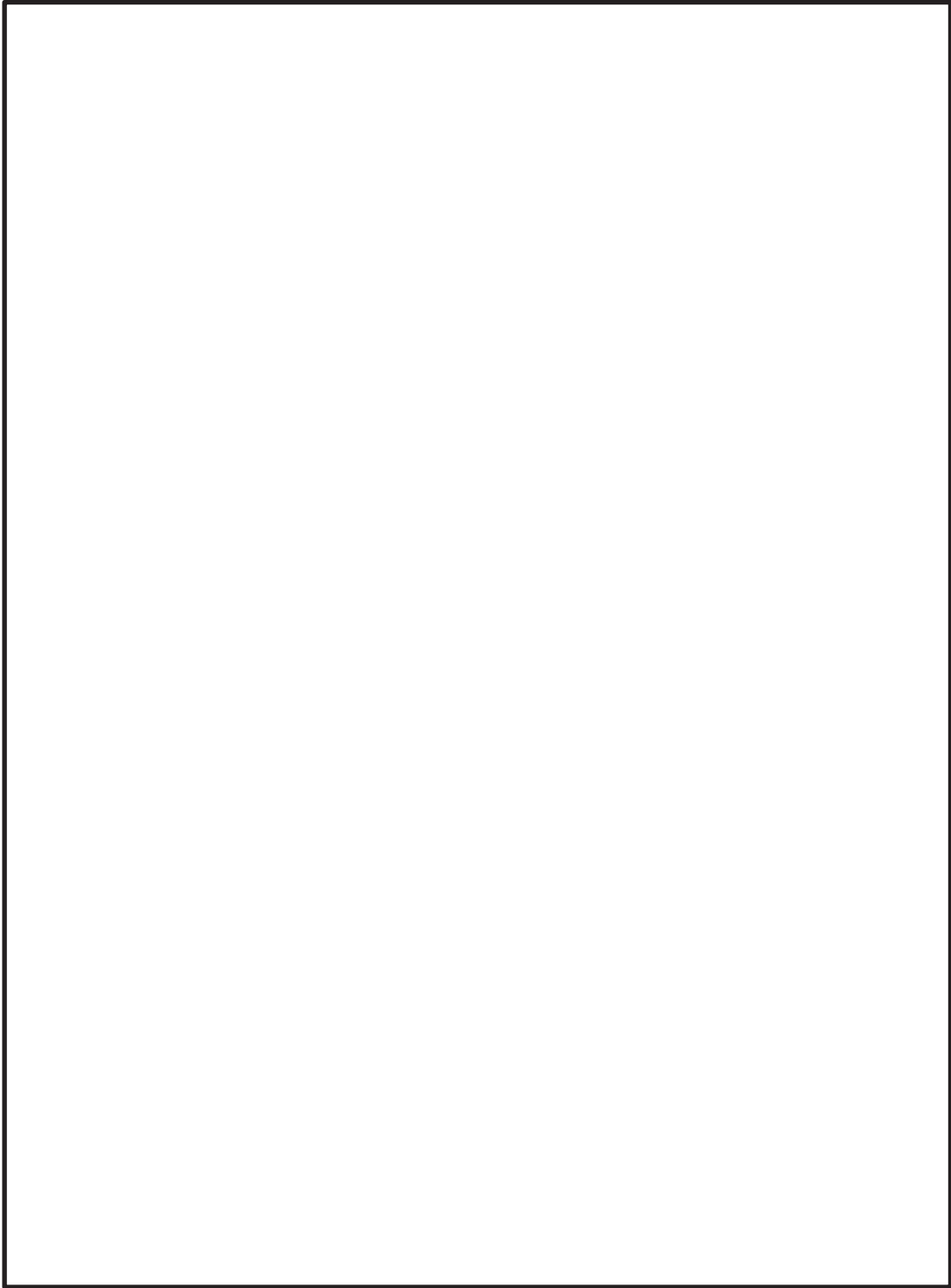


図 3.3-2 主蒸気逃がし安全弁 設備概要図

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表 3.3-1 主蒸気逃がし安全弁に関する重大事故等対処設備一覧

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

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

B21-NO-F001A, C, E, H, J, L 計 6 個

*2：単線結線図を補足説明資料 46-2 に示す。

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

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

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

3.3.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 主蒸気逃がし安全弁

型式：バネ式（アクチュエータ付）

個数：11

取付箇所：原子炉格納容器内

(安全弁機能の吹出圧力)

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

(逃がし弁機能の吹出圧力)

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

(2) 主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ

種類：たて置円筒形

個数：11

容量：15 ℓ/個

最高使用圧力：1.77MPa[gage]

最高使用温度：171℃

取付箇所：原子炉格納容器内

(3) 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ

種類：たて置円筒形

個数：6

容量：200 ℓ/個

最高使用圧力：1.77MPa[gage]

最高使用温度：171℃

取付箇所：原子炉格納容器内

3.3.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.3.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項第一号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

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

主蒸気逃がし安全弁の操作は、中央制御室から遠隔操作可能な設計とする。

原子炉格納容器内の圧力が仮に最高使用圧力の2倍の状態（854kPa[gage]）に達した場合においても、代替高圧窒素ガス供給系により主蒸気逃がし安全弁を作動させることが可能な設計とする。

(46-3, 46-4)

表 3.3-2 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉格納容器内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	原子炉格納容器内に設置するため、天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	原子炉格納容器内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第二号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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

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

また、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータについては、操作不要な設計とする。

(46-3)

表 3.3-3 操作対象機器

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法
主蒸気逃がし安全弁	全閉→全開	原子炉格納容器内	中央制御室	スイッチ操作

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第三号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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

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

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

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

自動減圧系機能検査として、模擬入力により自動減圧系を作動させ、主蒸気逃がし安全弁が全開するまでの時間を測定し、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁の全数が、許容動作範囲内で「全開」動作することが確認可能な設計とする。

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

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

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

(46-5)

表 3.3-4 主蒸気逃がし安全弁の試験及び検査

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

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

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

ことが可能な設計とする。

主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、外観検査として、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことについて確認を行うことが可能な設計とする。

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

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

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

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

主蒸気逃がし安全弁、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、本来の用途以外の用途として使用するための切替えが不要であり、主蒸気逃がし安全弁の使用にあたり切り替えることなく使用可能な設計とする。

(46-4)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第五号）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

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

(46-3, 46-4)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

主蒸気逃がし安全弁の操作に必要な機器を表 3.3-3 に示す。

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

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

(46-3)

3.3.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項第一号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

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

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

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

(46-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項第二号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

主蒸気逃がし安全弁、主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータは、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 2 項第三号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

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

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

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

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

表 3.3-6 多様性又は多重性，位置的分散

項目	重大事故等対処設備 (設計基準事故対処設備としての安全機能を兼ねる)			
	主蒸気逃がし安全弁			
	逃がし弁機能 (11 個)		自動減圧機能 (6 個) *	
駆動用 窒素 供給源	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用 アキュムレータ (11 個)		主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用ア キュムレータ (6 個)	
	原子炉格納容器内		原子炉格納容器内	
駆動用 電源	所内常設蓄電式 直流電源設備 (125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B)	常設代替直流電源 設備 (125V 代替蓄 電池) 又は 可搬型代替直流 電源設備 (125V 代替蓄電池 , 125V 代替充電器 盤及び電源車の組 合せ)	所内常設蓄電式 直流電源設備 (125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B)	常設代替直流電源 設備 (125V 代替蓄 電池) 又は 可搬型代替直流 電源設備 (125V 代替蓄電池 , 125V 代替充電器 盤及び電源車の組 合せ)
	制御建屋 <input type="checkbox"/>	制御建屋 <input type="checkbox"/>	制御建屋 <input type="checkbox"/>	制御建屋 <input type="checkbox"/>
操作系	インターロック 又は手動操作	手動操作	インターロック 又は手動操作	手動操作
	中央制御室	中央制御室	中央制御室	中央制御室

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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3.3.2.2 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）

3.3.2.2.1 設備概要

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の自動減圧機能が喪失した場合においても、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止することを目的に設置するものである。

本システムは、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、主蒸気逃がし安全弁（2個）を作動させる論理回路を設ける設計とする。代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、原子炉水位検出器を多重化し、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の信号のAND論理にて弁の作動信号を発信させ、さらに多重化することにより信頼性の向上を図った設計とする。

なお、原子炉スクラムが失敗し、発電用原子炉の出力が維持されている状態において、自動減圧系又は代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が作動することにより、原子炉圧力容器への注水に伴う急激な出力上昇が生じるため、ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）により、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止することが可能な設計とする。ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）については、「3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（設置許可基準規則第44条に対する設計方針を示す章）」で示す。

本システムに関する重大事故等対処設備一覧を表3.3-7に示す。

表 3.3-7 代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）に関する重大事故等対処設備一覧

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

*1：単線結線図を補足説明資料 46-2 に示す。

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

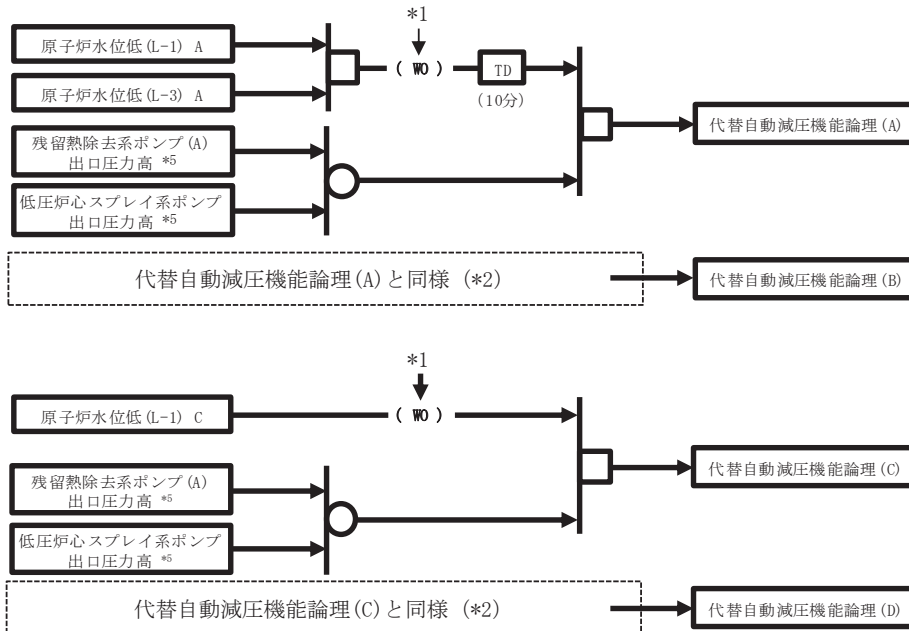
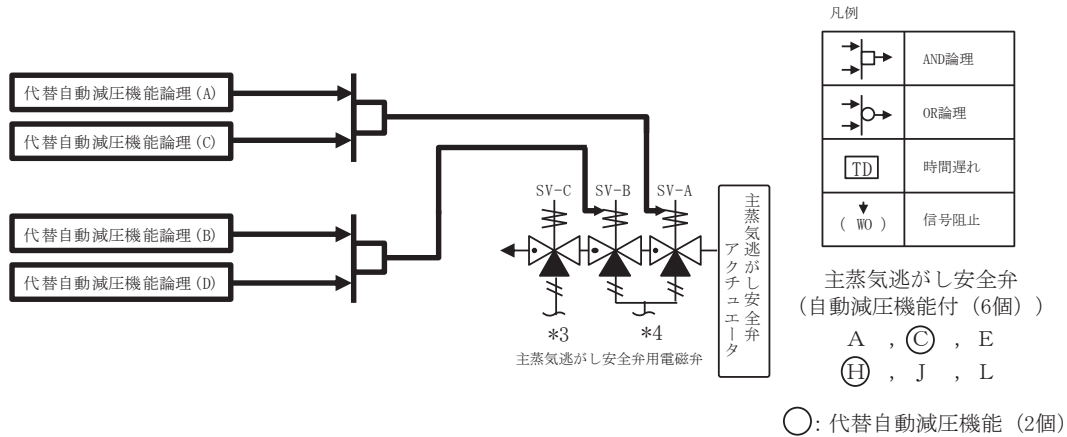
*2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態。

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

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

3.3.2.2.2 主要設備の仕様

図 3.3-3 に代替自動減圧機能の作動回路の説明図を示す。



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

図 3.3-3 代替自動減圧機能説明図

3.3.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.3.2.2.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項第一号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

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

(46-3)

表 3.3-8 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	中央制御室内及び原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	中央制御室内及び原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	中央制御室内及び原子炉建屋原子炉棟内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても、電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項第二号）

(i) 要求事項

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替自動減圧機能は、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、自動で主蒸気逃がし安全弁（2個）を作動させる論理回路を設ける設計とする。原子炉水位検出器を多重化し、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の信号のAND論理にて弁の作動信号を発信させ、さらに多重化することにより信頼性の向上を図った設計とする。

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

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

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項第三号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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

(46-5)

表 3.3-9 代替自動減圧機能の試験及び検査

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

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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

(46-4)

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第五号）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

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

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

検出器（原子炉水位低（レベル 1），残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の信号）からの入力信号については共有するが、自動減圧系と電氣的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離し、自動減圧系へ悪影響を及ぼさない設計とする。また、論理回路からの作動用電

磁弁制御信号についても共用するが、自動減圧系と電氣的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離しており、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

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

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）からの自動減圧系作動阻止信号は、自動減圧系と代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）で共有しているが、隔離装置（リレー）を用いて電氣的に分離し、自動減圧系に悪影響を与えない設計とする。

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

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替自動減圧機能は、現場における操作が不要な設計とする。

3.3.2.2.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項第一号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

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

(46-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項第二号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

代替自動減圧機能は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項第三号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

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

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

(46-3, 46-11)

3.3.2.3 主蒸気逃がし安全弁機能回復（可搬型代替直流電源設備からの給電）

3.3.2.3.1 設備概要

主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な所内常設蓄電式直流電源設備の直流電源が喪失した場合においても、可搬型代替直流電源設備からの給電により、主蒸気逃がし安全弁を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することが可能な設計とする。

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

主蒸気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を表 3.3-10 に示す。

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

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

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

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

*3：電源車接続口(原子炉建屋)は，電源車接続口(原子炉建屋 \square)，電源車接続口(原子炉建屋 \square)，電源車接続口(原子炉建屋 \square)及び電源車接続口(原子炉建屋 \square)により構成される。

*4：緊急用低圧母線 2G 系は，460V パワーセンタ 4-2G，460V 原子炉建屋モータコント

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

ロールセンタ 2G-1 及び 460V 原子炉建屋モータコントロールセンタ 2G-2 により構成される。

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

3.3.2.4 主蒸気逃がし安全弁機能回復（高圧窒素ガス供給系（非常用））

3.3.2.4.1 設備概要

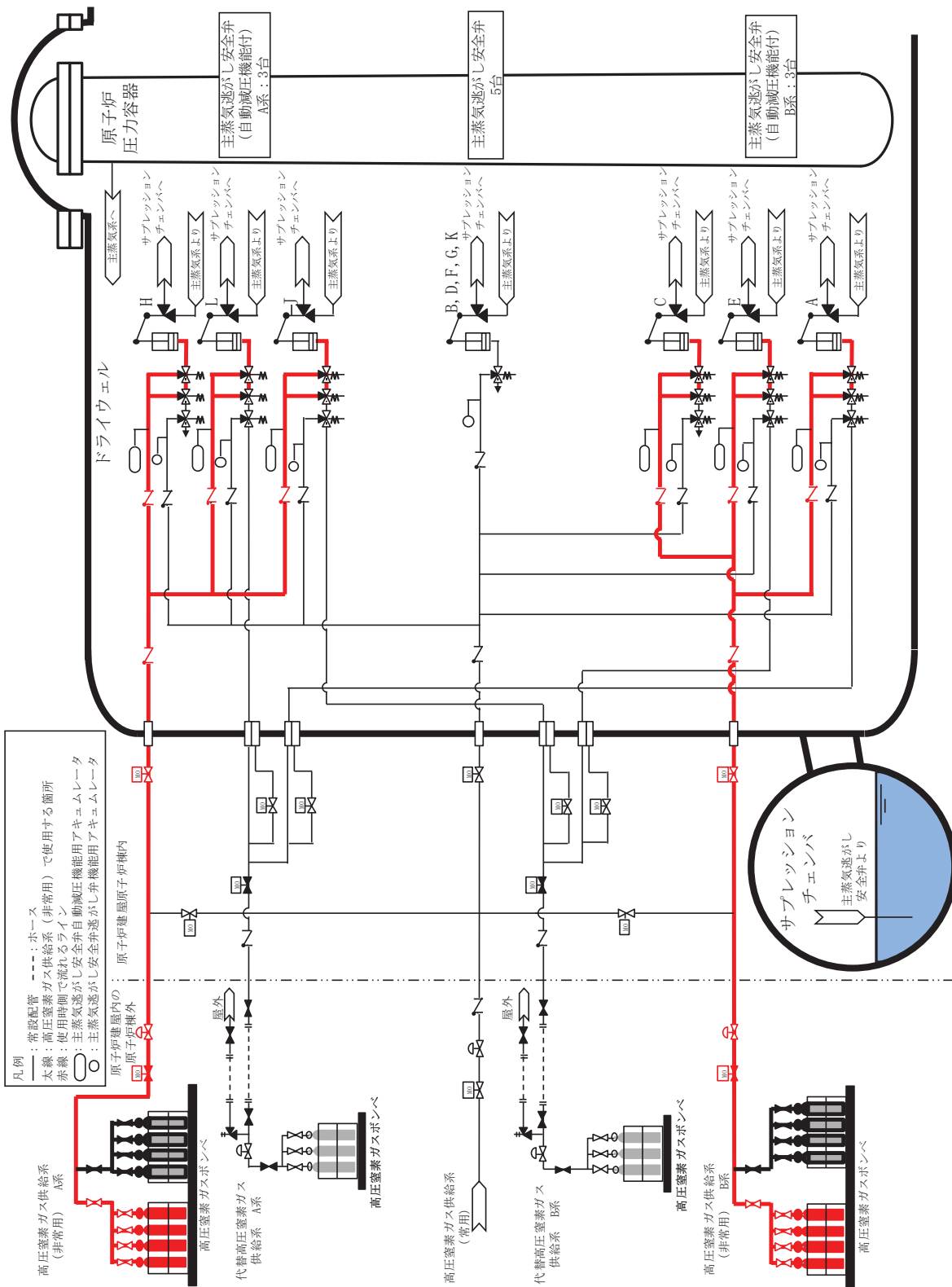
高圧窒素ガス供給系（非常用）は、設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの窒素ガス供給圧力が喪失した場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的に設置するものである。

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

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

本システムの各系列には、使用側及び待機側の2系列の高圧窒素ガスボンベを配備し、使用側のボンベ圧力が低下した場合においても、現場操作により高圧窒素ガスボンベの切替えが可能な設計とする。

本システムに関する系統概要図を図 3.3-4 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.3-11 に示す。



- 凡例**
- : ホース
 - : 高圧窒素ガス供給系 (非常用)
 - : 正常配管
 - : 高圧窒素ガス供給系 (非常用) で使用する箇所
 - : 赤線: 使用時働いて流れるライン
 - : 主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキユムレタ
 - : 主蒸気逃がし安全弁用アキユムレタ

図 3.3-4 高圧窒素ガス供給系 (非常用) 系統概要図

表 3.3-11 主蒸気逃がし安全弁機能回復（高圧窒素ガス供給系（非常用））
に関する重大事故等対処設備一覧

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

*1：単線結線図を補足説明資料 46-2 に示す。

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

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

3.3.2.4.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 高圧窒素ガスボンベ

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

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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3.3.2.4.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.3.2.4.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項第一号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧窒素ガス供給系（非常用）に使用する高圧窒素ガスポンベは，原子炉建屋 （原子炉建屋内の原子炉棟外）に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における，原子炉建屋内の原子炉棟外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.3-12 に示す設計とする。

また，高圧窒素ガスポンベの切替え操作は，設置場所で可能な設計とする。

(46-3)

表 3.3-12 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋内の原子炉棟外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため，風（台風）及び積雪の影響を受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項第二号）

(i) 要求事項

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧窒素ガス供給系（非常用）を使用する場合は、高圧窒素ガス供給系（常用）との隔離のため HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁(A)及び HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁(B)の閉操作を実施後、高圧窒素ガスボンベからの窒素ガス供給のため HPIN 非常用窒素ガス入口弁(A)及び HPIN 非常用窒素ガス入口弁(B)の開操作を実施し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）へ窒素ガスを供給する。高圧窒素ガス供給系（非常用）の操作に必要な機器を表 3.3-13 に示す。

本システムの操作に必要な弁は、中央制御室の操作スイッチにより操作可能な設計とする。

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

なお、本システムの操作に必要な弁は、ハンドルによる手動操作も可能とし、設置場所である原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内) 及び原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外) に十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

想定される重大事故等時において、原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋原子炉棟外の環境条件（被ばく影響等）を考慮のうえ、原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋内の原子炉棟外にて作業可能な設計とする。

高圧窒素ガスボンベの切替えは、HPIN 窒素ガスボンベ付属止め弁、HPIN 窒素ガスボンベラック元弁及びボンベコックをハンドルによる手動操作及び専用工具（ボンベコック操作用）を用いた操作により可能な設計とする。また、設置場所である原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外) に十分な操作空間を確保することで、使用するボンベの切替え操作が可能な設計とする。

また、高圧窒素ガスボンベの接続は、袋ナットによる専用の接続方式により、確実に接続が可能な設計とする。

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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.3-13 操作対象機器

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

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

(3) 試験及び検査 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項第三号)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧窒素ガス供給系(非常用)は、表 3.3-14 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

表 3.3-14 高圧窒素ガス供給系(非常用)の試験及び検査

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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

高圧窒素ガス供給系（非常用）は、機能・性能試験として、高圧窒素ガスポンベから高圧窒素ガスを供給することで、高圧窒素ガス供給系の供給圧力の確認及び系統全体の漏えい有無の確認を行うことが可能な設計とする。

高圧窒素ガスポンベは、外観検査として、高圧窒素ガスポンベの変形、発錆等の異常の有無及び規定圧力の確認が可能な設計とする。

(46-5)

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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

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

なお、本系統の操作に必要な弁は、手動操作も可能とし、設置場所である原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内) 及び原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外) でのハンドル操作により図 3.3-5 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能な設計とする。

高圧窒素ガスポンベの切替えは、HPIN 窒素ガスポンベ付属止め弁、HPIN 窒素ガスポンベラック元弁及びポンベコックを操作ハンドルによる手動操作及び専用工具（ポンベコック操作用）を用いた操作により使用側から待機側へ図 3.3-5 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能な設計とする。

(46-4)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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

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

手順の項目	要員 (数)	経過時間(分)																				備考	
		10m	20m	30m	40m	50m	60m	70m	80m	90m	100m	110m	120m	130m	140m	150m	160m	170m	180m	190m	200m		
		高圧窒素ガス供給系窒素ガスポンベ出口圧力低警報発生 約35分 高圧窒素ガス供給系(非常用)による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保																					
高圧窒素ガス供給系(非常用)による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保	現場運転員B, C	2																					

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

図 3.3-5 高圧窒素ガス供給系(非常用)による主蒸気逃がし安全弁駆動源確保(手動操作)タイムチャート*

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

(5) 悪影響の防止(設置許可基準規則第43条第1項第五号)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

高圧窒素ガス供給系(非常用)は, HPIN 常用非常用窒素ガス連絡弁の閉操作及びHPIN 非常用窒素ガス入口弁の開操作によって, 通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成及び系統隔離が可能な設計とする。

高圧窒素ガス供給系(非常用)に使用する高圧窒素ガスポンベは, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(46-4)

(6) 設置場所(設置許可基準規則第43条第1項第六号)

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう, 放射線量が高くなるおそれが少ない設

置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧窒素ガス供給系（非常用）の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.3-13 に示す。操作に必要な機器は，中央制御室にて操作を行うため，放射線量が高くなるおそれが少なく操作可能である。

高圧窒素ガス供給系（非常用）に使用する高圧窒素ガスボンベの切替え操作に必要な機器は表 3.3-13 に示す。ボンベの切替えは原子炉建屋（原子炉建屋内の原子炉棟外）にて操作を行うため，放射線量が高くなるおそれが少なく操作可能である。

(46-3, 46-7)

3.3.2.4.3.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項第一号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

高圧窒素ガス供給系（非常用）に使用する高圧窒素ガスポンベは、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することが可能な容量を有する設計とする。

高圧窒素ガスポンベは、高圧窒素ガス供給系（非常用）で8本使用し、代替高圧窒素ガス供給系で3本使用する。また、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として11本を確保し、合計で22本を分散して配備する。

(46-6)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項第二号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧窒素ガスポンベと高圧窒素ガス供給系（非常用）の接続は、一般的に用いられる工具（スパナ等）及び専用工具（ボンベコック操作用）を用いて接続する方式とすることで、容易かつ確実に接続できる設計とする。

(46-3, 46-7)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項第三号）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができ

なくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

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

高圧窒素ガスポンベは、原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものではないことから本条文の直接的な要求は受けないが、高圧窒素ガス供給系（非常用）がA系、B系独立した2系を有する系統であることから、それぞれの接続口を、原子炉建屋内の原子炉棟外の異なる複数の場所に設け、信頼性向上を図る設計とする。

(46-7)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項第四号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

高圧窒素ガス供給系（非常用）に使用する高圧窒素ガスポンベは、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、想定される重大事故等時における放射線を考慮しても、作業への影響はないと想定している。仮に放射線量が高い場合は、線源からの離隔距離をとることにより、高圧窒素ガスポンベの切替え操作が可能な設計とする。

(46-3, 46-7)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項第五号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

高圧窒素ガスボンベは、地震、津波、その他自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他テロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し、原子炉格納容器内の多重化された主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータと位置的分散を図り、原子炉建屋 \square (原子炉建屋内の原子炉棟外)に分散して保管する。

(46-3, 46-8)

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

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧窒素ガス供給系 (非常用) に使用する高圧窒素ガスボンベは、原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外) に設置し、想定される重大事故等時においても、設置場所でのボンベの切替え操作に支障をきたすことがないように、複数の屋内アクセスルートを確保する。

(「可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」参照)

(46-9)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項第七号)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

高圧窒素ガス供給系 (非常用) に使用する高圧窒素ガスボンベは、外部から

\square 枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

添 3.3-43

の衝撃による損傷の防止が図られた原子炉建屋内の原子炉棟外に保管し、共通要因によって、設計基準事故対処設備である多重化された主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータと同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータと多様性又は多重性及び位置的分散を図る設計とする。

高压窒素ガスボンベの多様性又は多重性及び位置的分散について、表 3.3-15 に示す。

(46-3, 46-4, 46-7, 46-8)

表 3.3-15 高压窒素ガスボンベの多様性又は多重性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	アキュムレータ	高压窒素ガスボンベ
減圧用の弁	主蒸気逃がし安全弁 11 個	主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能付) 6 個 ^{*1}
	原子炉格納容器内	
作動用 窒素ガス 供給源	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用 アキュムレータ 6 個	高压窒素ガスボンベ 22 本 (うち予備 11 本) ^{*2}
	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用 アキュムレータ 11 個	—
	原子炉格納容器内	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

*1：設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁 11 個のうち、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）6 個を重大事故等対処設備として兼用する。

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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3.3.2.5 主蒸気逃がし安全弁機能回復（代替高圧窒素ガス供給系）

3.3.2.5.1 設備概要

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

本システムは、想定される重大事故等時の環境条件において、原子炉格納容器内圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力(427 kPa[gage])を超えて上昇することにより、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動に必要な高圧窒素ガス供給系（非常用）の窒素ガス供給圧力が不足する可能性がある場合においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧可能な設計とする。

本システムは、窒素ガス供給源である可搬型の高圧窒素ガスボンベ、流路であるホース並びに代替高圧窒素ガス供給系の配管及び弁等で構成する。

本システムは、中央制御室での操作により主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）（4個）のアクチュエータへ窒素ガスを供給し、原子炉格納容器内圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍（854kPa[gage]）の状況においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することが可能な設計とする。

本システムによる主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動は、電磁弁操作を必要とせず、排気ラインから直接主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）のアクチュエータに窒素ガスを供給することで開操作することが可能であり、高圧窒素ガス供給系（非常用）に対して独立した設計とする。

本システムは、独立した2系を有するシステムであり、接続口は原子炉建屋内の原子炉棟外の異なる場所に設ける設計とする。

本システムのシステム構成に必要な電気作動弁は、設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備が喪失した場合においても、非常用所内電気設備とは独立した重大事故等対処設備である代替所内電気設備を用いて、ガスタービン発電機又は電源車から受電可能な設計とする。

可搬型の高圧窒素ガスボンベは、高圧窒素ガス供給系（非常用）及び代替高圧窒素ガス供給系に使用する設計とする。

本システムに関するシステム概要図を図 3.3-6 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.3-16 に示す。

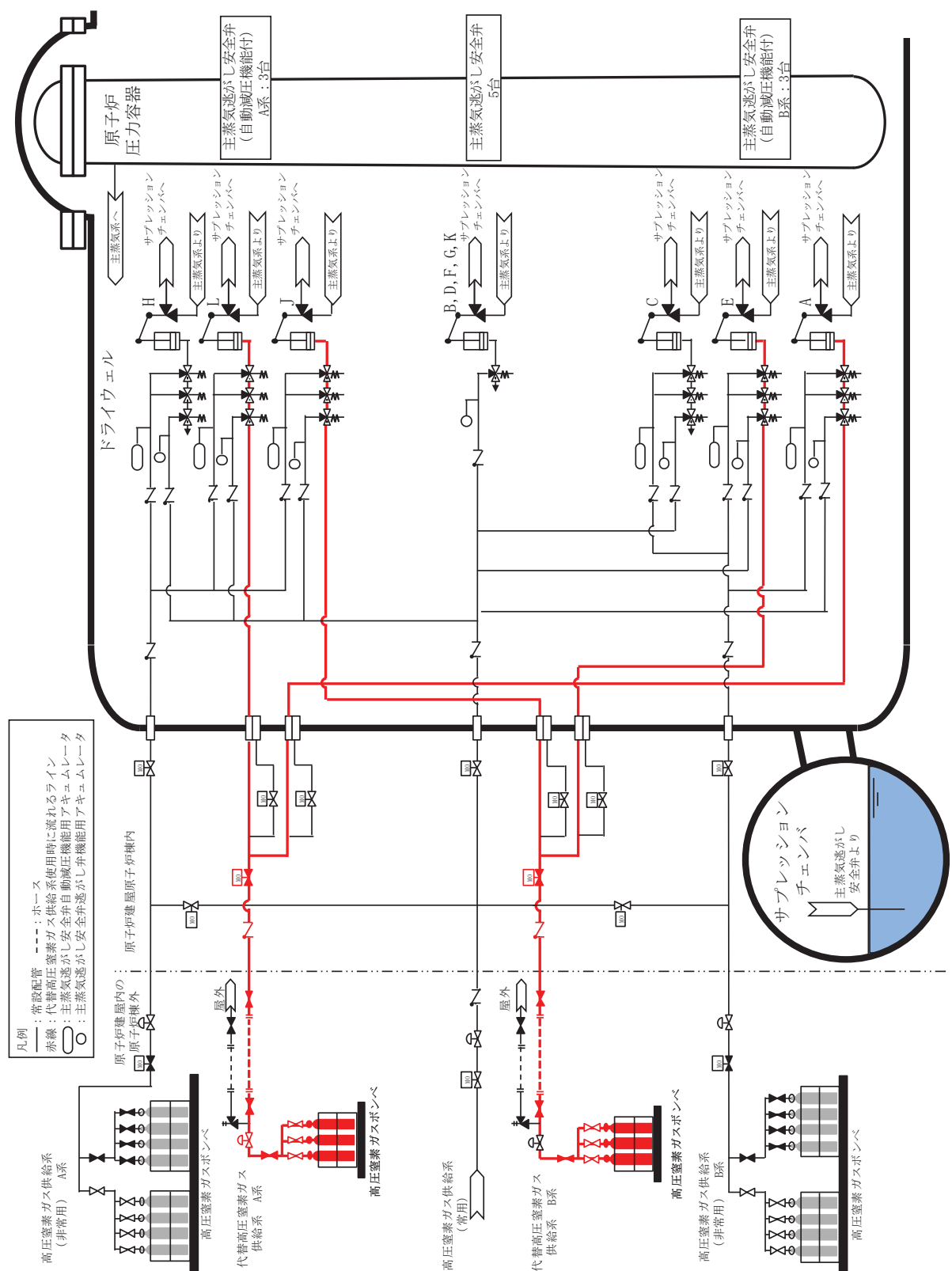


図 3.3-6 代替高圧窒素ガス供給系システム概要図

表 3.3-16 主蒸気逃がし安全弁機能回復（代替高压窒素ガス供給系）
に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	高压窒素ガスボンベ【可搬】
附属設備	—
水源	—
流路	代替高压窒素ガス供給系 配管・弁【常設】 ホース・弁【可搬】
注水先	—
電源設備*1	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
計装設備（補助）*2	代替高压窒素ガス供給系窒素ガス供給止め弁入口圧力【常設】

*1：単線結線図を補足説明資料 46-2 に示す。

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

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

3.3.2.5.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 高压窒素ガスボンベ

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

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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3.3.2.5.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.3.2.5.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項第一号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンペは，原子炉建屋□□（原子炉建屋内の原子炉棟外）に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における原子炉建屋内の原子炉棟外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表3.3-17に示す設計とする。

(46-3)

表3.3-17 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋内の原子炉棟外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。)
風（台風）・積雪	原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため，風（台風）及び積雪の影響を受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項第二号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替高圧窒素ガス供給系は、系統構成として A 系については代替 HPIN 窒素ガスポンベ供給止め弁 (A)、代替 HPIN 窒素ガスポンベ供給弁 (A) 及び代替 HPIN 窒素ガス供給止め弁 (A) を開操作し、代替 HPIN 窒素排気出口弁 (A-1) 及び代替 HPIN 窒素排気出口弁 (A-2) の閉操作を実施する。その後、代替 HPIN 第一隔離弁 (A) を開操作することにより主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能付) へ窒素ガスを供給する。B 系についても同様の操作により主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能付) へ窒素ガスを供給する。代替高圧窒素ガス供給系の操作に必要な機器を表 3.3-18 に示す。

本系統の操作に必要な弁は、中央制御室の操作スイッチ及び設置場所でのハンドルによる手動操作が可能な設計とする。

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

ハンドルによる手動操作は、操作弁の設置場所である原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外) に十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.3-18 操作対象機器

設備名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
高圧窒素ガスポンベ安全弁出口ライン止め弁 (A)	全閉→全開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	F090A
高圧窒素ガスポンベ安全弁出口ライン止め弁 (B)	全閉→全開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	F090A
代替 HPIN 窒素ガスポンベ供給止め弁 (A)	全閉→全開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	1008A
代替 HPIN 窒素ガスポンベ供給止め弁 (B)	全閉→全開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	1008B
代替 HPIN 窒素ガスポンベ供給弁 (A)	全閉→全開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	1007A
代替 HPIN 窒素ガスポンベ供給弁 (B)	全閉→全開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	1007B
ホース	ホース接続	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	
代替 HPIN 窒素ガス供給止め弁 (A)	全閉→全開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	101A
代替 HPIN 窒素ガス供給止め弁 (B)	全閉→全開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	101B
代替 HPIN 第一隔離弁 (A)	全閉→全開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	104A
代替 HPIN 第一隔離弁 (B)	全閉→全開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	104B
代替 HPIN 窒素排気出口弁 (A-1)	全開→全閉	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	105A-1
代替 HPIN 窒素排気出口弁 (A-2)	全開→全閉	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	105A-2
代替 HPIN 窒素排気出口弁 (B-1)	全開→全閉	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	105B-1
代替 HPIN 窒素排気出口弁 (B-2)	全開→全閉	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	105B-2

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

(3) 試験及び検査 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項第三号)

(i) 要求事項

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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替高圧窒素ガス供給系は、表 3.3-19 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験及び外観検査が可能な設計とする。

表 3.3-19 代替高圧窒素ガス供給系の試験及び検査

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

代替高圧窒素ガス供給系は、機能・性能試験として、高圧窒素ガスポンベから高圧窒素ガスを供給することで、高圧窒素ガス供給系の供給圧力の確認及び系統全体の漏えい有無の確認を行うことが可能な設計とする。

高圧窒素ガスポンベは、外観検査として、高圧窒素ガスポンペの変形、発錆等の異常の有無及び規定圧力の確認が可能な設計とする。

(46-5)

(4) 切替えの容易性 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンベは、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。

代替高圧窒素ガス供給系は、通常時の主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能付)の作動に必要な主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能付)用電磁弁の排気ラインに接続し、高圧窒素ガスポンベから作動用窒素ガスを供給するため、重大事故等時に対処するために系統構成を切り替える必要がある。

通常時の系統構成から使用時の系統構成へ切替え操作を行うために必要な操作対象弁のうち原子炉建屋原子炉棟内の弁(A系は、代替 HPIN 窒素排気出口

弁 (A-1), 代替 HPIN 窒素排気出口弁 (A-2), 代替 HPIN 第一隔離弁 (A), B 系は代替 HPIN 窒素排気出口弁 (B-1), 代替 HPIN 窒素排気出口弁 (B-2), 代替 HPIN 第一隔離弁 (B)) は, 中央制御室でのスイッチ操作, 原子炉建屋内の原子炉棟外の弁 (A 系は, 高压窒素ガスポンベ安全弁出口ライン止め弁 (A), 代替 HPIN 高压窒素ガスポンベ供給止め弁 (A), 代替 HPIN 窒素ガス供給止め弁 (A), 代替 HPIN 高压窒素ガスポンベ供給弁 (A), B 系は, 代替 HPIN 高压窒素ガスポンベ安全弁出口ライン止め弁 (B), 代替 HPIN 高压窒素ガスポンベ供給止め弁 (B), 代替 HPIN 窒素ガス供給止め弁 (B), 代替 HPIN 高压窒素ガスポンベ供給弁 (B)) は, 設置場所での手動操作により図 3.3-7 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能な設計とする。

(46-4)

手順の項目		要員(数)		経過時間(分)												備考	
				10	20	30	40	50	60	70							
				25分 代替高压窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放開始 (原子炉減圧)													
代替高压窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放	中央制御室運転員A	1	電源確認 ^{※1}														
	現場運転員B, C	2															
				移動及び系統構成 ^{※3}													
				減圧操作(適宜実施)													

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

図 3.3-7 代替高压窒素ガス供給系による主蒸気逃がし安全弁開放タイムチャート*

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

(5) 悪影響の防止(設置許可基準規則第43条第1項第五号)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

代替高压窒素ガス供給系は, 主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能付)用電磁弁の排気ラインに接続し, 通常時の作動用窒素ガス流路とは異なる電磁弁の排気側から作動用窒素ガスを供給する構成であるため, 配管及び弁を設置することにより通常時の作動用窒素ガスの排気流路を確保し, 悪影響を及ぼさない設計とする。また, 重大事故等時は, 重大事故等対処設備として系統構成することで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンベは、通常時に接続先の系統と分離することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替高圧窒素ガス供給系の通常状態における主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）の作動用窒素ガスの排気流路を構成する弁を表 3.3-20 に示す。

代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンベは、ボンベラックに固縛することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

表 3.3-20 主蒸気逃がし安全弁の排気流路を構成する弁

弁名称	作動方式	状態
代替 HPIN 第一隔離弁 (A)	電気作動	通常時閉
代替 HPIN 第一隔離弁 (B)	電気作動	通常時閉
代替 HPIN 窒素排気出口弁 (A-1)	電気作動	通常時開
代替 HPIN 窒素排気出口弁 (A-2)	電気作動	通常時開
代替 HPIN 窒素排気出口弁 (B-1)	電気作動	通常時開
代替 HPIN 窒素排気出口弁 (B-2)	電気作動	通常時開

(46-4)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替高圧窒素ガス供給系の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.3-18 に示す。操作が必要な機器は、中央制御室及び原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外) にて操作を行うため、放射線量が高くなるおそれが少なく操作可能である。

(46-3, 46-7)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3.3.2.5.3.2 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項第一号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンベは、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することが可能な容量を有する設計とする。また、想定される重大事故等時の、原子炉格納容器内圧力が原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍の状態（854kPa[gage]）においても、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することが可能な容量を有する設計とする。

高圧窒素ガスポンベは、代替高圧窒素ガス供給系で3本使用し、高圧窒素ガス供給系（非常用）での使用も考慮し、負荷に直接接続する可搬型設備であることから、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮し合計で22本を確保し、分散して配備する。

(46-6)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項第二号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧窒素ガスポンベの出口配管と代替高圧窒素ガス供給系の接続は、同一口径（媒介金具を含む）及び同一の接続方式とすることで、容易かつ確実に接続できる設計とする。

(46-3, 46-7)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項第三号）

(i) 要求事項

常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができ

なくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

(ii) 適合性

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

高圧窒素ガスポンベは、原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものではないことから本条文の直接的な要求は受けないが、代替高圧窒素ガス供給系が、A系、B系独立した2系を有する系統であることから、それぞれの接続口を、原子炉建屋内の原子炉棟外の異なる複数の場所に設け、信頼性向上を図る設計とする。

(46-7)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項第四号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンベは、想定される重大事故等時における放射線を考慮しても、放射線量が高くなるおそれの少ない原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため、重大事故等時においても、接続口との接続が可能な設計とする。

(46-3, 46-7)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項第五号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンベは、地震、津波、その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備の配置その他条件を考慮し、原子炉格納容器内に多重化された主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータと位置的分散を図り、原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外) に分散して保管する。

(46-3, 46-8)

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

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンベは、原子炉建屋内の原子炉棟外に設置し、想定される重大事故等時においても、設置場所での接続作業に支障をきたすことがないように、複数の屋内アクセスルートを確認する。

(46-9)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性 (設置許可基準規則第 43 条第 3 項第七号)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

代替高圧窒素ガス供給系に使用する高圧窒素ガスポンベは、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉建屋内の原子炉棟外に保管し、共通要因によって、設計基準事故対処設備である多重化された主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータと同時に機能を損なうおそれがないように、可能な限り主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータと多様性又は多重性及び位置的分散を図る設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

高圧窒素ガスポンベの多様性及び位置的分散について、表 3. 3-21 に示す。
(46-3, 46-4, 46-7, 46-8)

表 3. 3-21 高圧窒素ガスポンベの多様性又は多重性及び位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
		アキュムレータ
減圧用の弁	主蒸気逃がし安全弁 11 個	主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能付) 4 個 ^{*1}
	原子炉格納容器内	
作動用 窒素ガス 供給源	主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用ア キュムレータ 6 個	高圧窒素ガスポンベ 22 本 (うち予備 11 本) ^{*2}
	主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用ア キュムレータ 11 個	—
	原子炉格納容器内	原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)

*1：設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁 11 個のうち、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能付）4 個を重大事故等対処設備として兼用する。

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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3.3.2.6 原子炉建屋ブローアウトパネル

3.3.2.6.1 設備概要

原子炉建屋ブローアウトパネルは、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）発生時に、原子炉冷却材が原子炉建屋原子炉棟内へ漏えいして蒸気となり、原子炉建屋原子炉棟内の圧力が上昇した場合において、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることを目的として使用する。

本設備は、止め板等で構成し、運転員による開放操作を行うことなく、原子炉建屋原子炉棟内と外気との差圧が開放設定圧力に到達した時点で自動的に開放することで、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることが可能な設計とする。これにより、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度を低下させることで、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）発生時に HPCS 注入隔離弁を現場操作により閉止することが可能となる。

原子炉建屋ブローアウトパネルに関する設備概要図を図 3.3-8 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.3-22 に示す。

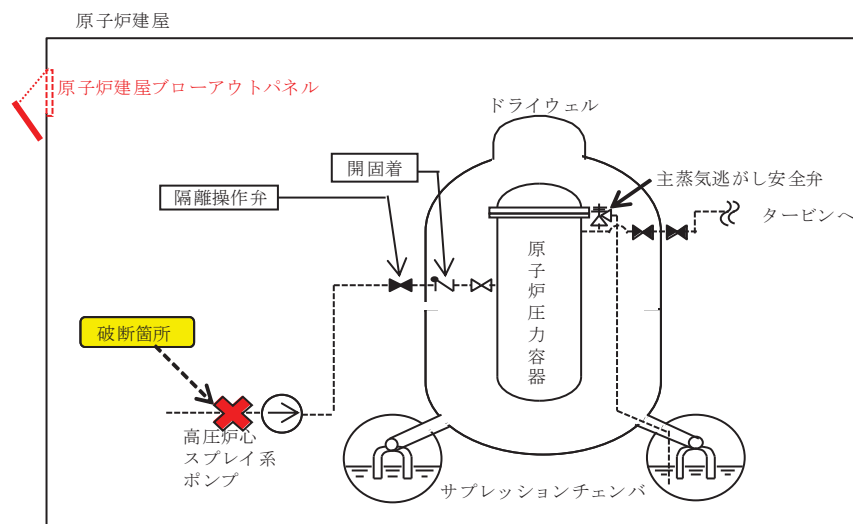


図 3.3-8 原子炉建屋ブローアウトパネル設備概要図

表 3.3-22 原子炉建屋ブローアウトパネルに関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	原子炉建屋ブローアウトパネル【常設】
附属設備	—
水源	—
流路	—
注水先	—
電源設備	—
計装設備	—

3.3.2.6.2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を以下に示す。

(1) 原子炉建屋ブローアウトパネル

個 数：1 式

取付箇所：原子炉建屋

3.3.2.6.3 設置許可基準規則第 43 条への適合方針

3.3.2.6.3.1 設置許可基準規則第 43 条第 1 項への適合方針

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

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉建屋ブローアウトパネルは，原子炉建屋原子炉棟内と屋外との境界に設置し，想定される重大事故等時における，原子炉建屋原子炉棟内及び屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮できるよう，表 3.3-23 に示す設計とする。

(46-3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.3-23 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉棟内及び屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	屋外で想定される風荷重及び積雪荷重を考慮して，機器が損傷しない設計とする。
電磁的障害	重大事故等時においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第二号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉建屋ブローアウトパネルは，原子炉建屋原子炉棟内と屋外との差圧により，自動的に開放する設備とする。

(46-3)

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第三号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉建屋ブローアウトパネルは，表 3.3-24 に示すように，発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査が可能な設計とする。

(46-5)

表 3.3-24 原子炉建屋ブローアウトパネルの試験及び検査

発電用原子炉の 状態	項目	内容
運転中又は停止中	外観検査	原子炉建屋ブローアウトパネル外観の確認

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉建屋ブローアウトパネルは、本来の用途以外の用途として使用しない。
また、原子炉建屋ブローアウトパネルは、重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第五号）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

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

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

(46-3, 46-4)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉建屋ブローアウトパネルは、原子炉建屋原子炉棟内と屋外との差圧により、自動的に開放する設備とする。

3.3.2.6.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項第一号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

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

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項第二号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

原子炉建屋ブローアウトパネルは、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項第三号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

原子炉建屋ブローアウトパネルは常設重大事故防止設備であるが、同一目的の設計基準事故対処設備はない。

(46-3, 46-4)

3.3.3 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

3.3.3.1 インターフェイスシステム LOCA 隔離弁

3.3.3.1.1 設備概要

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁である HPCS 注入隔離弁は、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）発生個所の隔離によって、原子炉格納容器外への原子炉冷却材の漏えいを防止する目的として使用する。

本設備は、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統であり、発電用原子炉運転中に接続箇所の電気作動弁の開閉試験を実施する高圧炉心スプレイ系の注水ラインに1個設置する構成とする。

格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）は、隔離弁の隔離失敗により低圧設計部分が異常に過圧されることで発生するが、主蒸気逃がし安全弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧により原子炉冷却材漏えいの抑制を継続し、現場操作による隔離弁の全閉操作を実施することで、破断が発生した系統を隔離する設計とする。

なお、主蒸気逃がし安全弁による発電用原子炉の減圧は隔離弁の隔離操作が完了するまで継続する。

本設備の系統概要図を図 3.3-9 に、重大事故等対処設備（設計基準拡張）一覧を表 3.3-25 に示す。

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

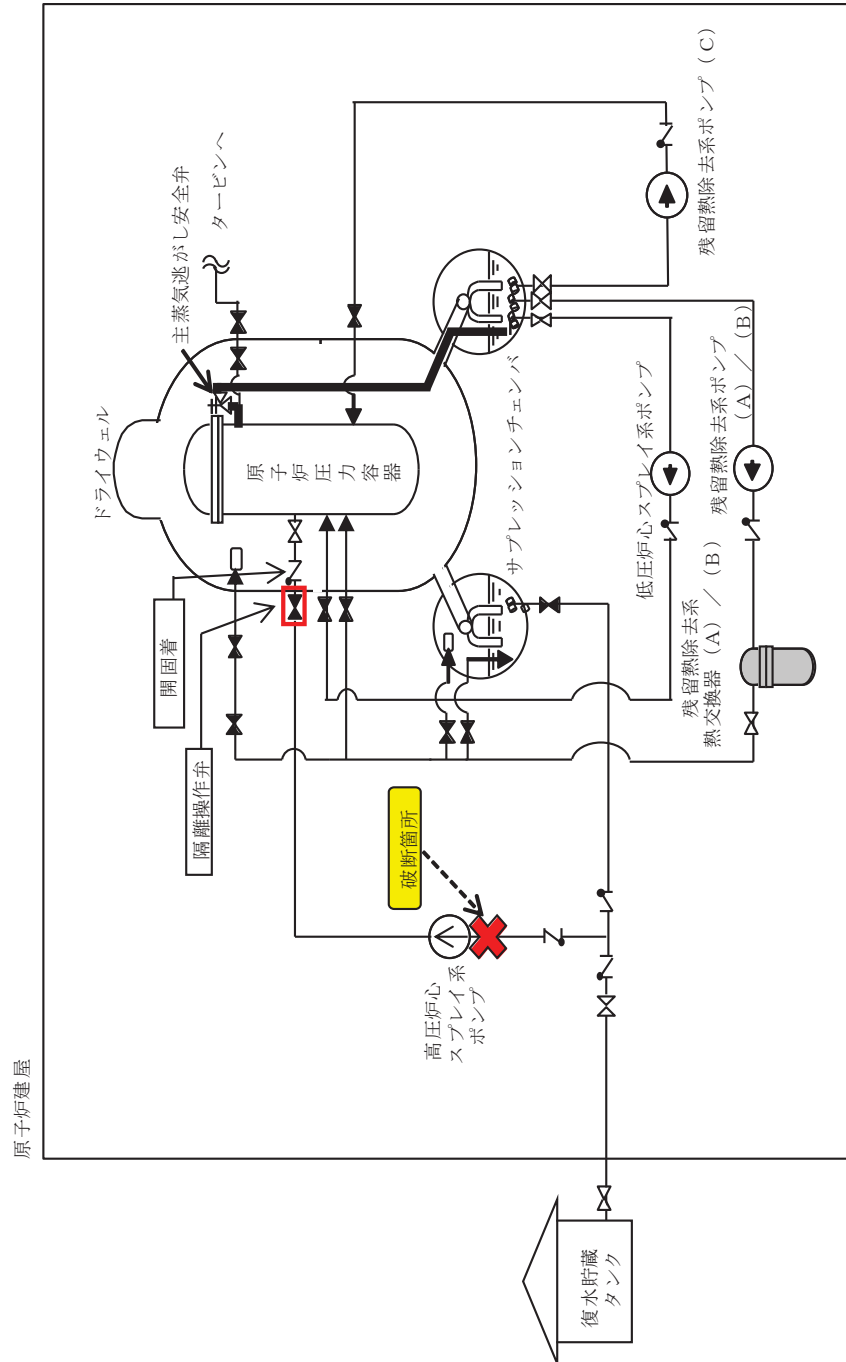


図 3.3-9 インターフェイスシステム LOCA 隔離弁系統概要図

表 3.3-25 インターフェイスシステム LOCA 隔離弁に関する重大事故等対処設備
(設計基準拡張) 一覧

設備区分	設備名
主要設備	HPCS 注入隔離弁【常設】
附属設備	—
電源設備	—
計装設備*	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力【常設】

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

3.3.3.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) HPCS 注入隔離弁

最高使用圧力 : 10.8MPa

最高使用温度 : 302℃

個数 : 1

取付箇所 : 原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)

3.3.3.1.3 設置許可基準規則第 43 条への適合方針

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

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

また、インターフェイスシステム LOCA 隔離弁は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計である。

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

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁である HPCS 注入隔離弁については、原子炉建屋原子炉棟内に設置される設備であることから、想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表 3.3-26 に示す設計である。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.3-26 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響を受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

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

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

インターフェイスシステム LOCA 隔離弁である HPCS 注入隔離弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等時においても使用する設計である。また、HPCS 注入隔離弁は、発電用原子炉の運転中に機能・性能試験、停止中に分解検査が可能な設計とする。

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

3.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備【51条】

【設置許可基準規則】

(原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備)

第五十一条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第51条に規定する「熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び熔融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。

a) 原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

i) 原子炉格納容器下部注水設備(ポンプ車及び耐圧ホース等)を整備すること。(可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。)

ii) 原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。(ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。)

b) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

3.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

3.8.1 設置許可基準規則第 51 条への適合方針

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対処設備として、原子炉格納容器下部注水系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（可搬型）を設ける。

原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却することで、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）を抑制し、溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために必要な重大事故等対処設備として、原子炉格納容器下部注水系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（可搬型）を設ける。

(1) 原子炉格納容器下部注水系（常設）の設置（設置許可基準規則の解釈の第 1 項 a) i), ii))

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するため、常設重大事故等対処設備として原子炉格納容器下部注水系（常設）を使用する。

原子炉格納容器下部注水系（常設）は、原子炉建屋原子炉棟内に設置した復水移送ポンプを用い、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）とは異なる復水貯蔵タンクを水源として、原子炉格納容器下部へ注水可能な設計とする。

また、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却可能な設計とする。

(2) 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の設置（設置許可基準規則の解釈の第 1 項 a) i), ii))

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するため、可搬型重大事故等対処設備として原子炉格納容器下部注水系（可搬型）を使用する。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、大容量送水ポンプ（タイプ I）を用い、原子炉格納容器下部注水系（常設）とは異なる代替淡水源（淡水貯水槽 (No. 1) 又は淡水貯水槽 (No. 2)）又は海を水源として、原子炉格納容器下部へ注水可能な設計とする。

また、溶融炉心が落下するまでに原子炉格納容器下部にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却可能な設計とする。

- (3) 原子炉格納容器下部注水系の多様性及び独立性，位置的分散の確保（設置許可基準規則の解釈の第1項 a) i), ii))

上記(1)及び(2)の重大事故等対処設備である原子炉格納容器下部注水系（常設）と原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は，異なるポンプ（復水移送ポンプと大容量送水ポンプ(タイプ I)），異なる駆動源（常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備と付属空冷式ディーゼルエンジン）異なる水源（復水貯蔵タンクと代替淡水源（淡水貯水槽 (No. 1) 又は淡水貯水槽 (No. 2)）又は海）を用いることで多様性及び独立性を有する設計とする。

また，原子炉建屋原子炉棟内に設置されている復水移送ポンプに対して，大容量送水ポンプ（タイプ I）は屋外に設置することで位置的分散を図った設計とする。

なお，原子炉格納容器下部注水系の多重性又は多様性及び独立性，位置的分散については，3.8.2.1.3項に詳細を示す。

- (4) 原子炉格納容器下部注水系の電源対策（設置許可基準規則の解釈の第1項 b))

原子炉格納容器下部注水系（常設）に使用する復水移送ポンプ及び系統構成に必要な電気作動弁（交流），並びに原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の系統構成に必要な電気作動弁（交流）は，全交流動力電源が喪失した場合においても，常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車から代替所内電気設備の緊急用交流電源切替盤を経由して受電可能な設計とする。また，原子炉格納容器下部注水系（常設）の系統構成に必要な電気作動弁（直流）は，所内常設蓄電式直流電源設備である 125V 蓄電池 2B から受電可能な設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は，付属空冷式ディーゼルエンジンを駆動源とすることで，駆動電源を必要としない設計とする。

- (5) 自主対策設備の整備（原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備）

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため，溶融し，原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するための自主対策設備として，以下を整備する。

- (i) ろ過水ポンプによる原子炉格納容器下部への注水

原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための自主対策として，ろ過水ポンプを用いた原子炉格納容器下部への注水手段を整備している。

ろ過水ポンプを用いた原子炉格納容器下部への注水手段は，ろ過水タンクを水源として，ろ過水ポンプにより，ろ過水系及び補給水系の配管を経由して原子炉格納容器下部へ注水する。

(ii) コリウムシールドの設置

炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し、熔融炉心が原子炉圧力容器から原子炉格納容器下部へと落下する場合に、ドライウェル床ドレンサンプへの熔融炉心の流入を防ぎ、かつ原子炉格納容器下部注水系と合わせて、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために、原子炉格納容器下部にコリウムシールドを設置する。

(6) 技術的能力審査基準への適合のための設備の整備

技術的能力審査基準への適合のため、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延又は防止するための設備として、以下を整備する。

(i) 高压代替注水系による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延及び防止するために、重大事故等対処設備として高压代替注水系を使用し、原子炉圧力容器への注水を実施する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

(高压代替注水系については「3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高压時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第45条に対する設計方針を示す章）」で示す。)

(ii) 低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延及び防止するために、重大事故等対処設備として低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）を使用し、原子炉圧力容器への注水を実施する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

(低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）については「3.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低压時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第47条に対する設計方針を示す章）」で示す。)

(iii) 低压代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延及び防止するために、重大事故等対処設備として低压代替注水系（可搬型）を使用し、原子炉圧力容器への注水を実施する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

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

(iv) ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延及び防止するために、重大事故等対処設備としてほう酸水注入系を使用し、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）及び高圧代替注水系のいずれかによる原子炉圧力容器への注水と並行して実施する。

（「ほう酸水注入系については「3.1 緊急停止時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（設置許可基準規則第44条に対する設計方針を示す章）」で示す）

(7) 技術的能力審査基準への適合のための設備の整備（溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延又は防止設備）

溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延又は防止するための自主対策設備として、以下を整備する。

(i) 復水移送ポンプによる残留熱除去系 B を用いた原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延及び防止するために、残留熱除去系 B 系を用いた復水移送ポンプでの原子炉圧力容器への注水を実施する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

(ii) 制御棒駆動水圧系による原子炉圧力容器への注水

原子炉隔離時冷却系及び高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水機能が喪失した場合、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延及び防止するために、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）により冷却水を確保し、復水貯蔵タンクを水源として制御棒駆動水系ポンプを用いて原子炉圧力容器への注水を実施する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

（制御棒駆動水圧系については「3.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（設置許可基準規則第45条に対する設計方針を示す章）」で示す。）

(iii) ろ過水ポンプによる原子炉圧力容器への注水

炉心の著しい損傷が発生した場合において、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延及び防止するために、ろ過水系のろ過水ポンプで原子炉圧力容器への注水を実施する。なお、この場合は、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器へのほう酸水注入と並行して行う。

(8) 原子炉格納容器下部注水系の海の利用

原子炉格納容器下部注水系（常設）の水源である復水貯蔵タンク並びに原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の水源である代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））の淡水が枯渇した場合において，大容量送水ポンプ（タイプⅡ）を用いて，海水取水箇所（海水ポンプ室又は取水口）より，海水を淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）へ供給する設計とする。淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）から復水貯蔵タンクへの海水供給は，大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を用いて復水貯蔵タンク接続口又は復水貯蔵タンク接続マンホールから補給可能な設計とする。

また，淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2）が使用できない場合は，大容量送水ポンプ（タイプⅠ）を用いて，海水取水箇所（海水ポンプ室又は取水口）より，海水を直接復水貯蔵タンクへ補給及び各種注水（原子炉格納容器，原子炉圧力容器，使用済燃料プールへの注水）の手段を整備している。海の利用については「3.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備（設置許可基準規則第 56 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3.8.2 重大事故等対処設備

3.8.2.1 原子炉格納容器下部注水系（常設）

3.8.2.1.1 設備概要

原子炉格納容器下部注水系（常設）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却することを目的として設置するものである。

本システムは、復水移送ポンプ、電源設備である常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備及び所内常設蓄電式直流電源設備、計装設備、水源である復水貯蔵タンク、流路である補給水系、高圧炉心スプレイ系の配管及び弁、燃料プール補給水系の弁、注水先である原子炉格納容器から構成される。

本システムの系統概要図を図 3.8-1 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.8-1 に示す。

本システムは、復水移送ポンプ 3 台のうち 1 台により、復水貯蔵タンクの水を補給水系、高圧炉心スプレイ系配管を経由して原子炉格納容器の下部へ注水することで、落下した熔融炉心を冷却可能な設計とする。

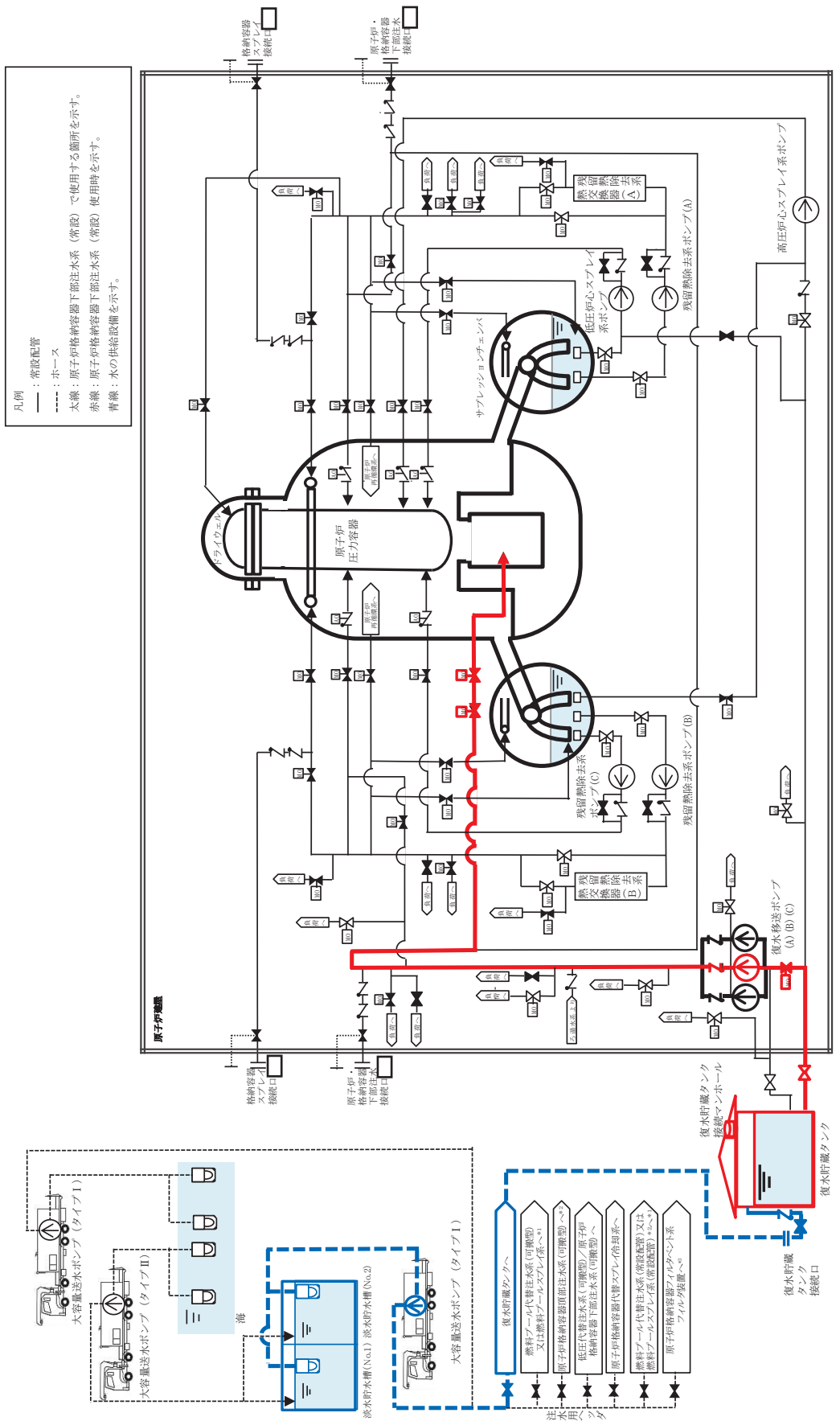
復水移送ポンプ及び系統構成に必要な電気作動弁（交流）は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から、代替所内電気設備を経由して受電可能な設計とする。また、系統構成に必要な電気作動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備である 125V 蓄電池 2B から受電可能な設計とする。

ガスタービン発電機の燃料は、ガスタービン発電設備軽油タンクよりガスタービン発電設備燃料移送ポンプを用いて補給可能な設計とする。

電源車の燃料は、ガスタービン発電設備軽油タンク又は軽油タンクよりタンクローリを用いて補給可能な設計とする。

水源である復水貯蔵タンクは、枯渇しそうな場合においても、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））の淡水を、大容量送水ポンプ（タイプ I）を用いて、復水貯蔵タンク接続口又は復水貯蔵タンク接続マンホールから復水貯蔵タンクへ補給可能な設計とする。

本システムの操作に当たっては、中央制御室での弁操作（緊急用交流電源切替盤の切替え操作を含む）により系統構成を行った後、中央制御室の操作スイッチにより復水移送ポンプを起動し運転を行う。



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

図 3.8-1 原子炉格納容器下部注水系（常設）系統概要図

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

添 3.8-8

表 3.8-1 原子炉格納容器下部注水系（常設）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	復水移送ポンプ【常設】
附属設備	—
水源 ^{*1}	復水貯蔵タンク【常設】
流路	補給水系 配管・弁【常設】 高圧炉心スプレイ系 配管・弁【常設】 燃料プール補給水系 弁【常設】
注水先	原子炉格納容器【常設】
電源設備 ^{*2}	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 代替所内電気設備 ガスタービン発電機接続盤【常設】 緊急用高圧母線 2F 系【常設】 緊急用高圧母線 2G 系【常設】 緊急用動力変圧器 2G 系【常設】 緊急用低圧母線 2G 系【常設】 緊急用交流電源切替盤 2G 系【常設】 非常用高圧母線 2C 系【常設】 非常用高圧母線 2D 系【常設】 所内常設蓄電式直流電源設備 125V 蓄電池 2B【常設】 125V 充電器盤 2B【常設】 上記所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備
計装設備 ^{*3}	原子炉格納容器下部注水流量【常設】 原子炉格納容器下部水位【常設】 ドライウエル水位【常設】 ドライウエル温度【常設】 復水貯蔵タンク水位【常設】

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

*2：単線結線図を補足説明資料 51-2 に示す。

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

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

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

3.8.2.1.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 復水移送ポンプ

種類	:	うず巻形
容量	:	100 m ³ /h/個
全揚程	:	85m
最高使用圧力	:	1.37MPa[gage]
最高使用温度	:	66℃
個数	:	3（うち予備2）
取付箇所	:	原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）
原動機出力	:	45kW

3.8.2.1.3 原子炉格納容器下部注水系（常設）の多様性及び独立性，位置的分散

原子炉格納容器下部注水系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、共通要因によって同時に機能が損なわれるおそれがないよう、表3.8-2に示すとおり、多様性及び位置的分散を図った設計とする。

ポンプについては、原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）に設置された原子炉格納容器下部注水系（常設）の復水移送ポンプに対し、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプI）は原子炉建屋原子炉棟内から離れた屋外に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図った設計とする。

水源については、原子炉格納容器下部注水系（常設）は復水貯蔵タンク、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2））とすることで、異なる水源を使用する設計とする。

また、復水貯蔵タンクは、淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2）と屋外の離れた場所に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

駆動電源については、原子炉格納容器下部注水系（常設）の復水移送ポンプを使用する際は、分散配置する常設代替交流電源設備であるガスタービン発電機又は可搬型代替交流電源設備である電源車を駆動電源とし、代替所内電気設備を経由した給電が可能な設計とするのに対し、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプI）を用いる場合は、電源を必要としない駆動方式（付属空冷式ディーゼル発電機）であること及び、分散配置を実施することにより、多様性及び位置的分散を図る設計としている。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

添 3.8-10

原子炉格納容器下部注水系（常設）に使用する復水移送ポンプ及び系統構成に必要な電気作動弁（交流）、並びに原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の系統構成に必要な電気作動弁（交流）は、設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備が機能喪失した場合においても、非常用所内電気設備とは独立した重大事故等対処設備である代替所内電気設備を用いて、ガスタービン発電機又は電源車から受電可能な設計とする。また、原子炉格納容器下部注水系（常設）の系統構成に必要な電気作動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備である 125V 蓄電池 2B から受電可能な設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（常設）と原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の独立性については、表 3.8-3 に示すとおり、地震、津波、火災及び溢水により同時に故障することを防止するために独立性を確保する設計とする。

さらに、故障の影響を考慮し、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、予備を有する設計とする。

表 3.8-2 原子炉格納容器下部注水系の多様性及び位置的分散

項目	重大事故等対処設備	
	原子炉格納容器下部注水系（常設）	原子炉格納容器下部注水系（可搬型）
ポンプ	復水移送ポンプ	大容量送水ポンプ（タイプ I）
	<div style="border: 2px solid black; display: inline-block; padding: 2px;">原子炉建屋</div>	屋外 (第 1 保管エリア, 第 2 保管エリア, 第 3 保管エリア及び 第 4 保管エリア)
水源	復水貯蔵タンク	屋外 (淡水貯水槽 (No. 1) 又は 淡水貯水槽 (No. 2))
	屋外	屋外
駆動電源	常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機) 又は 可搬型代替交流電源設備 (電源車)	不要 (付属空冷式ディーゼルエンジン)
	屋外	屋外
駆動用空気	不要	不要
潤滑油	不要 (内包油)	不要 (内包油)
冷却方式	不要 (自己冷却)	不要 (自己冷却)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

添 3.8-11

表 3.8-3 原子炉格納容器下部注水系の独立性

項目		原子炉格納容器下部注水系（常設）	原子炉格納容器下部注水系（可搬型）
共通要因故障	地震	重大事故等対処設備の原子炉格納容器下部注水系（常設）及び重大事故等対処設備の原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、基準地震動 S_s で機能を維持可能な設計とすることで、基準地震動 S_s が共通要因となり同時にその機能が損なわれることのない設計とする。	
	津波	重大事故等対処設備の原子炉格納容器下部注水系（常設）は基準津波の影響を受けない原子炉建屋内に設置し、重大事故等対処設備の原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、基準津波の影響を受けない第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリアに保管することで、津波が共通要因となり同時に故障することのない設計とする。	
	火災	重大事故等対処設備の原子炉格納容器下部注水系（常設）及び重大事故等対処設備の原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、火災が共通要因となり同時に故障することのない設計とする（「共-7 重大事故等対処設備の内部火災に対する防護方針について」に示す。）。	
	溢水	重大事故等対処設備の原子炉格納容器下部注水系（常設）及び重大事故等対処設備の原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、溢水が共通要因となり同時に故障することのない設計とする（「共-8 重大事故等対処設備の内部溢水に対する防護方針について」に示す。）。	

3.8.2.1.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.8.2.1.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項第一号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉格納容器下部注水系（常設）の復水移送ポンプは、原子炉建屋 （原子炉建屋原子炉棟内）に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における、原子炉建屋原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表 3.8-4 に示す設計とする。

復水移送ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室の操作スイッチにて遠隔操作可能な設計とする。

(51-3, 51-4)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

添 3.8-12

表 3.8-4 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用可能な設計とする（常時海水を通水しない）。なお，原子炉格納容器下部への注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第二号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉格納容器下部注水系（常設）を運転する場合は，系統構成として，CRD 復水入口弁，MUWC サンプリング取出止め弁，FPMUW ポンプ吸込弁，T/B 緊急時隔離弁，R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施後，復水貯蔵タンク水源確保として，復水貯蔵タンク常用，非常用給水管連絡ライン止め弁の全開操作を実施し，復水移送ポンプの起動，原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁の全開操作及び原子炉格納容器下部注水用復水流量調節弁の開操作を実施することで，原子炉格納容器下部への注水を行う。原子炉格納容器下部注水系（常設）の運転に必要なポンプ及び操作に必要な弁を表 3.8-5 に示す。

原子炉格納容器下部注水系（常設）の操作に必要なポンプ及び弁は，いずれも中央制御室からの遠隔操作でポンプの起動（ポンプ 3 台のうち 1 台を起動）及び弁を開閉することが可能な設計とし，また，ポンプ及び電気作動弁（交流）については，緊急用交流電源切替盤 2G 系を中央制御室から遠隔操作することで，給電元の切替えも可能な設計とする。

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

(51-3, 51-4)

表 3.8-5 操作対象機器

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
復水移送ポンプ(A)	停止→起動	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	うち1台使用
復水移送ポンプ(B)	停止→起動	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
復水移送ポンプ(C)	停止→起動	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
CRD 復水入口弁	全開→全閉	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
復水貯蔵タンク常用, 非常用給水管連絡ライン 止め弁	全開→全開	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
MUMC サンプリング取出 止め弁	全開→全閉	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
FPMUW ポンプ吸込弁	全開→全閉	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
原子炉格納容器下部注 水用復水流量調整弁	全開→調整開	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
原子炉格納容器下部注 水用復水仕切弁	全開→全開	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
緊急用交流電源 切替盤 2G 系	DB→SA	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ操作	非常用高圧母線機能喪失時に切替え操作実施

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

添 3.8-14

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第三号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉格納容器下部注水系（常設）は、表 3.8-6 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験及び弁動作試験を、また、発電用原子炉の停止中に機能・性能試験、弁動作試験、分解検査及び外観検査が可能な設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（常設）に使用する復水移送ポンプは、発電用原子炉の停止中にケーシングカバーを取り外して、ポンプ部品（軸、羽根車等）の状態を確認する分解検査が可能な設計とする。

また、発電用原子炉の運転中又は停止中に、復水貯蔵タンクを水源とし、復水移送ポンプを起動させ、復水貯蔵タンクへ送水するテストラインを使用することで、原子炉格納容器下部注水系（常設）としての機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な系統設計とする。

なお、復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁、原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁及び原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁については、発電用原子炉の運転中又は停止中に弁動作試験を実施することで機能・性能が確認可能な設計とする。

表 3.8-6 原子炉格納容器下部注水系（常設）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中	機能・性能試験	運転性能、漏えい有無の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
停止中	機能・性能試験	運転性能、漏えい有無の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	分解検査	ポンプ各部の状態を目視等で確認
	外観検査	ポンプ外観の確認

運転性能の確認として復水移送ポンプの吐出圧力、系統（ポンプ周り）の振動、異音、異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。

復水移送ポンプを構成する部品の表面状態の確認として、浸透探傷試験により性能に影響を及ぼす指示模様がないこと、目視により性能に影響を及ぼすおそれのある傷、割れ等がないことの確認が可能な設計とする。

添 3.8-15

復水移送ポンプの外観検査として、傷や漏えい跡の確認が可能な設計とする。

(51-5)

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉格納容器下部注水系（常設）は、復水移送ポンプを通常時に使用する系統である補給水系から重大事故等時に対処するために系統構成を切り替える必要があるため、系統に必要な弁を設ける。切替え操作として、復水移送ポンプの起動操作、系統構成として CRD 復水入口弁、MUWC サンプルリング取出止め弁、FPMUW ポンプ吸込弁、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作、原子炉格納容器下部へ注水するために原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁の全開操作を実施し、原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁の開操作を行う。

なお、復水貯蔵タンクからの復水移送ポンプ吸込みラインは、復水貯蔵タンクの常用ライン及び非常用ラインがあるが、通常運転時は常用ラインを使用している。重大事故等時は復水貯蔵タンク水源確保のため、復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁の全開操作を行い、復水移送ポンプ吸込みラインを非常用ラインに切り替える。

原子炉格納容器下部注水系（常設）である復水移送ポンプの起動及び系統の切替えに必要な弁については、中央制御室から遠隔操作可能な設計とすることで、図 3.8-2 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。

また、原子炉格納容器下部注水系（常設）の操作に必要なポンプ及び電気作動弁（交流）については、緊急用交流電源切替盤 2G 系を中央制御室より、遠隔操作することで給電元の切替えが可能である。

(51-4)

		経過時間 (分)		RPV破損確認		備考	
		10	20	120	0		10
手順の項目	要員 (数)	原子炉格納容器下部への注水 (初期水張り) 15分		原子炉格納容器下部への注水 (RPV破損後の注水) 5分 *2			
原子炉格納容器下部注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水	中央制御室運転員A	1				*1 50m ³ /hで110分注水 *2 RPV破損が確認されたから注水開始までの時間。	

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

図 3.8-2 原子炉格納容器下部注水系 (常設) による原子炉格納容器下部への注水
 タイムチャート*

*: 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.8 で示すタイムチャート。

(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項第五号)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

原子炉格納容器下部注水系 (常設) は, 通常時は原子炉格納容器及び残留熱除去系と隔離する系統構成とすることで, 原子炉格納容器及び残留熱除去系へ悪影響を及ぼさない設計とする。取合い系統との隔離弁を表 3.8-7 に示す。

また, 原子炉格納容器下部注水系 (常設) を用いる場合は, 弁操作によって, 通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉格納容器下部注水系 (常設) に使用する復水移送ポンプは, 低压代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) と兼用するため, 各々の必要流量が確保可能な設計とする。各々の必要流量とは, 原子炉格納容器下部への注水を行う場合において, 原子炉圧力容器の破損前は, 低压代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) で 80m³/h, 原子炉格納容器下部注水系 (常設) で 50m³/h であり, これらの必要流量を確保可能な設計とする。

(51-3, 51-4)

表 3.8-7 原子炉格納容器下部注水系（常設）の通常時における取合い系統との隔離弁

取合い系統	系統隔離弁	駆動方式	状態
原子炉格納容器	原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁	電気作動	通常時閉
	原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁	電気作動	通常時閉
残留熱除去系	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	電気作動	通常時閉
	RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	電気作動	通常時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉格納容器下部注水系（常設）の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.8-5 に示す。これらの設備は全て操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ない中央制御室で操作可能な設計とする。

(51-3)

3.8.2.1.4.2 設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項第一号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

原子炉格納容器下部注水系（常設）の復水移送ポンプは、設計基準対象施設の補給水系と兼用しており、設計基準対象施設としてのポンプ流量が、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な注水流量に対して十分であるため、設計基準対象施設と同様で設計する。

添 3.8-18

原子炉格納容器下部への注水流量としては、運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、溶融炉心・コンクリート相互作用に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉格納容器下部注水時（原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位レベル0時）の流量が50m³/h以上を注水可能な設計とする。また、溶融炉心冷却時には35m³/h以上の流量を注水可能な設計とする。

原子炉格納容器下部へ注水する場合の復水移送ポンプの揚程は、原子炉格納容器下部に注水する場合の水源（復水貯蔵タンク）と注水先（原子炉格納容器）の圧力差、静水頭、並びに機器、配管及び弁類の圧力損失を考慮し、復水移送ポンプ1台運転で注水流量35m³/h又は50m³/hを達成可能な設計する。

(51-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項第二号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

原子炉格納容器下部注水系（常設）は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項第三号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

原子炉格納容器下部注水系（常設）は，重大事故緩和設備であり，同一目的の設計基準事故対処設備はない。

原子炉格納容器下部注水系（常設）は，原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に対して，多様性及び独立性，位置的分散を図る設計とする。これらの詳細については，3.8.2.1.3の項に記載のとおりである。

(51-2, 51-3, 51-4)

3.8.2.2 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）

3.8.2.2.1 設備概要

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却することを目的として設置するものである。

本系統は、大容量送水ポンプ（タイプ I）、電源設備である常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び代替所内電気設備、計装設備、水源である代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））、燃料設備である軽油タンク、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリ、流路であるホース、注水用ヘッド、接続口、補給水系の配管及び弁、注水先である原子炉格納容器から構成される。

本系統の系統概要図を図 3.8-3 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.8-8 に示す。

本系統は、屋外に設置する大容量送水ポンプ（タイプ I）により、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））の水を補給水系配管等を経由して、原子炉格納容器下部へ注水することで落下した熔融炉心を冷却可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、付属空冷式ディーゼルエンジンにより駆動可能な設計とし、燃料は燃料補給設備である軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクよりタンクローリを用いて補給可能な設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の系統構成に必要な電気作動弁は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から代替所内電気設備を経由して受電可能な設計とする。

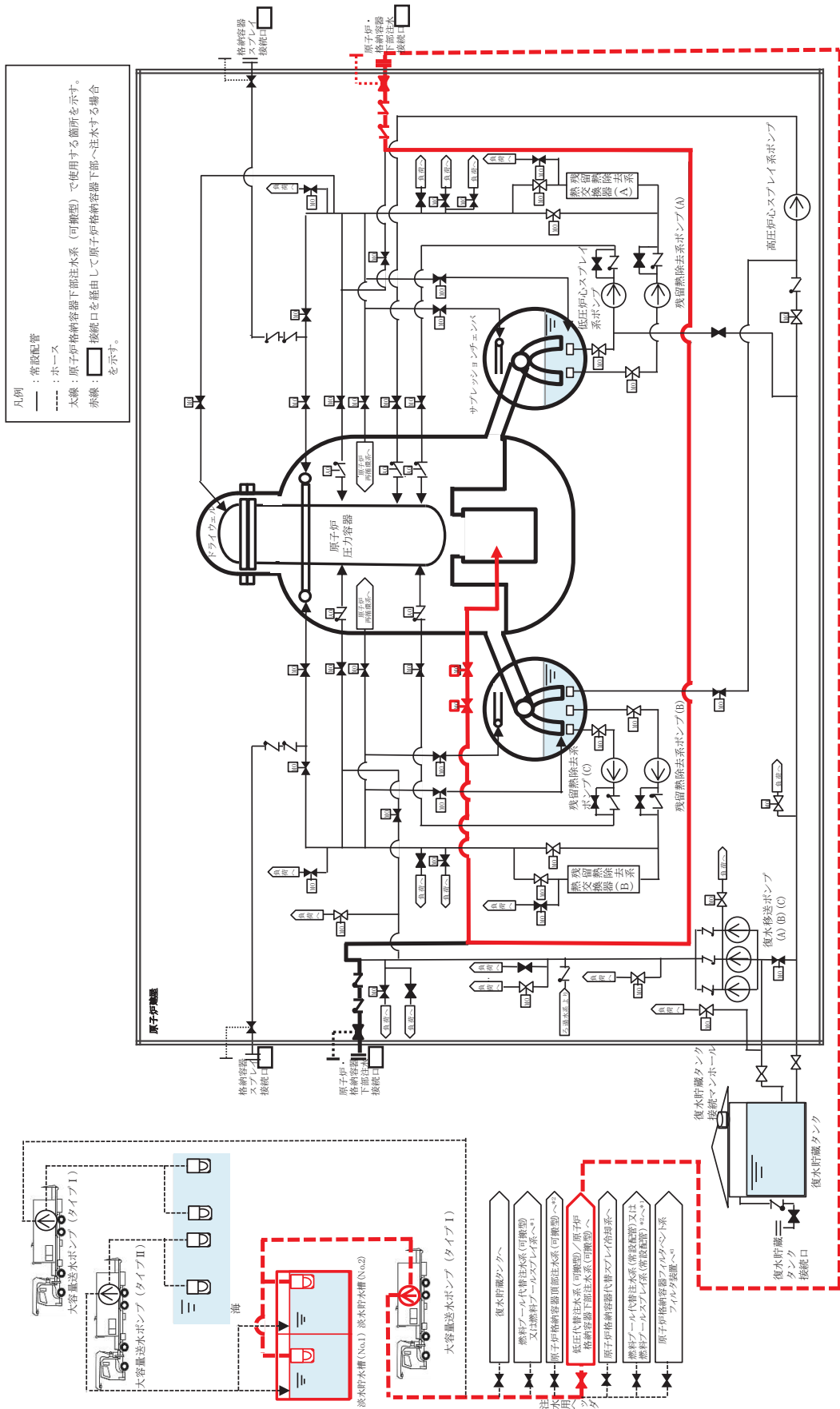
ガスタービン発電機の燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電設備軽油タンクよりガスタービン発電設備燃料移送ポンプを用いて補給可能な設計とする。

電源車の燃料は、燃料補給設備であるガスタービン発電設備軽油タンク又は軽油タンクよりタンクローリを用いて補給可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）を使用する際に接続する接続口は、共通の要因によって接続することができなくなることを防止するために、位置的分散を図った建屋の複数の異なる面に設置する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備，並びに「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として使用する設計とする。

本系統の操作に当たっては，中央制御室での弁操作（緊急用交流電源切替盤の切替え操作を含む）により系統構成を行った後，大容量送水ポンプ（タイプ I）に付属する操作スイッチにより，大容量送水ポンプ（タイプ I）を起動し，遠隔手動弁操作設備により屋外から原子炉建屋内の原子炉棟外の弁を操作し運転を行う。



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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

添 3.8-23

表 3.8-8 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に関する重大事故等対処設備一覧

設備区分	設備名
主要設備	大容量送水ポンプ（タイプ I）【可搬】
附属設備	ホース延長回収車【可搬】
水源*1	淡水貯水槽（No. 1）【常設】 淡水貯水槽（No. 2）【常設】
流路	ホース・注水用ヘッド・接続口【可搬】 補給水系 配管・弁【常設】
注水先	原子炉格納容器【常設】
電源設備*2 （燃料補給設備を含む。）	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ【常設】 可搬型代替交流電源設備 電源車【可搬】 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】 代替所内電気設備 ガスタービン発電機接続盤【常設】 緊急用高圧母線 2F 系【常設】 緊急用高圧母線 2G 系【常設】 緊急用動力変圧器 2G 系【常設】 緊急用低圧母線 2G 系【常設】 緊急用交流電源切替盤 2G 系【常設】 非常用高圧母線 2D 系【常設】 燃料補給設備 軽油タンク【常設】 ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】 タンクローリ【可搬】
計装設備*3	原子炉格納容器下部注水流量【常設】 原子炉格納容器下部水位【常設】 ドライウエル水位【常設】 ドライウエル温度【常設】

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

*2：単線結線図を補足説明資料 51-2 に示す。

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

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

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

3.8.2.2.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 大容量送水ポンプ（タイプ I）^{*1}

種類	: うず巻形
容量	: 1,440 m ³ /h/個以上
揚程	: 122 m
最高使用圧力	: 0.9 MPa[gage] ^{*2} , 1.2MPa[gage] ^{*3,4}
最高使用温度	: 50℃
個数	: 5（うち予備 1） ^{*5}
設置場所	: 屋外（淡水貯水槽（No. 1） ^{*2} , 淡水貯水槽（No. 2） ^{*2} , 取水口 ^{*3,4} 及び海水ポンプ室 ^{*3,4} ）
保管場所	: 屋外（第 1 保管エリア, 第 2 保管エリア, 第 3 保管エリア及び第 4 保管エリア）
原動機出力	: <input type="text"/> kW

*1：「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の各系統の注水設備及び水の供給設備，並びに「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として使用する。

*2：淡水貯水槽を水源とし，「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する場合は示す。

*3：「原子炉補機代替冷却水系」に使用する場合は示す。

*4：海を水源とし，「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系及び復水貯蔵タンクへの補給」に使用する場合は示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

*5 : 「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレイ系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の注水設備及び水の供給設備として1台、「原子炉補機代替冷却水系」の熱を海へ輸送する設備として1台使用する。

3.8.2.2.3 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の多様性及び独立性、位置的分散

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は可搬型重大事故緩和設備であり、常設重大事故緩和設備の原子炉格納容器下部注水系（常設）に対し、多様性及び独立性、位置的分散を図る設計とする。

これらの詳細については、3.8.2.1.3の項に記載のとおりである。

3.8.2.2.4 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.8.2.2.4.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項第一号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプI）は、屋外の第1保管エリア、第2保管エリア、第3保管エリア及び第4保管エリアに保管し、重大事故等時は、淡水貯水槽（No.1）又は淡水貯水槽（No.2）付近の屋外に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における、屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表3.8-9に示す設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプI）は、付属の操作スイッチにより、想定される重大事故等時において、設置場所から操作可能な設計とする。

(51-7, 51-8)

表 3.8-9 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	降水及び凍結により機能を損なうことのないよう防水対策及び凍結対策を行える設計とする。
海水を通水する系統への影響	淡水だけでなく海水も使用可能な設計とする（常時海水を通水しない）。なお，原子炉格納容器下部への注水は，可能な限り淡水源を優先し，海水通水は短期間とすることで，設備への影響を考慮する。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しないことを確認し，輪留め等で固定可能な設計とする。
風（台風）・積雪	屋外で想定される風荷重及び積雪荷重を考慮して，機器が損傷しない設計とする。
電磁的障害	重大事故等時においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第二号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）を運転する場合は，系統構成として T/B 緊急時隔離弁，R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作を実施後，原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁の全開操作を実施し，大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置及びホース接続が完了した後，大容量送水ポンプ（タイプ I）を起動し，原子炉・格納容器下部注水弁，緊急時原子炉北側外部注水入口弁（又は緊急時原子炉東側外部注水入口弁）の全開操作及び原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁の開操作を実施することで原子炉格納容器下部への注水を行う。原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の運転に必要なポンプ，操作に必要な弁及び接続ホースを表 3.8-10 に示す。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の操作に必要な原子炉建屋原子炉棟内に設置する弁は、いずれも中央制御室からの遠隔操作が可能な設計とし、また、緊急用交流電源切替盤 2G 系を中央制御室から遠隔操作することで、給電元の切替えも可能な設計とする。

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

屋外の系統構成に必要な原子炉・格納容器下部注水弁は、設置場所にて操作可能な設計とする。原子炉建屋内の原子炉棟外に設置する緊急時原子炉北側外部注水入口弁（又は緊急時原子炉東側外部注水入口弁）は、重大事故等時の作業性を考慮し、遠隔手動弁操作設備により屋外から手動操作で開閉することが可能な設計とする。

また、大容量送水ポンプ（タイプ I）については、大容量送水ポンプ（タイプ I）付属の操作スイッチから起動する設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）の操作は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は、淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）まで屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な車両設計するとともに、設置場所にて輪留め等で固定可能な設計とする。

ホースの接続作業に当たっては、特殊な工具及び技量を必要としない、簡便な接続方式である嵌合構造とし、一般的な工具を使用することにより、確実に接続が可能な設計とする。

(51-3, 51-4, 51-7)

表 3.8-10 操作対象機器

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
大容量送水ポンプ (タイプ I)	起動停止	屋外	屋外	スイッチ操作	
ホース	ホース接続	屋外	屋外	手動操作	
原子炉・格納容器下部注水弁	全閉→全開	屋外	屋外	手動操作	注水用ヘッダ 付属弁
緊急時原子炉北側外部注水入口弁	全閉→全開	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋外	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)	<input type="checkbox"/> 接続時
緊急時原子炉東側外部注水入口弁	全閉→全開	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋外	手動操作 (遠隔手動弁操作設備)	<input type="checkbox"/> 接続時
T/B 緊急時隔離弁	全開→全閉	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
R/B B1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
R/B 1F 緊急時隔離弁	全開→全閉	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁	全閉→調整 開	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁	全閉→全開	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
緊急用交流電源切替盤 2G 系	DB→SA	原子炉建屋 <input type="checkbox"/> (原子炉建屋内の原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ操作	非常用高圧 母線機能喪失時に切替え操作実施

(3) 試験及び検査 (設置許可基準規則第 43 条第 1 項第三号)

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉格納容器下部注水系 (可搬型) は、表 3.8-11 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験、弁動作試験及び外観検査が可能な設計とする。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

添 3.8-29

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2）を水源とする他系統と独立したテストラインにより、運転性能及び漏えい有無の確認が可能な設計とする。また、車両としての運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

なお、緊急時原子炉北側外部注水入口弁、緊急時原子炉東側外部注水入口弁、原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁及び原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁については、発電用原子炉の運転中又は停止中に弁作動試験を実施することで機能・性能が確認可能な設計とする。

また、原子炉・格納容器下部注水弁は、弁の動作試験が可能な設計とする。

表 3.8-11 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
運転中又は停止中	機能・性能試験	運転性能，漏えい有無の確認 車両走行状態の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認
	外観検査	き裂，腐食等の有無を目視で確認

運転性能の確認として、大容量送水ポンプ(タイプⅠ)の吐出圧力、流量の確認を行うことが可能な設計とする。

ホースの外観検査として、機能・性能に影響を及ぼすおそれのあるき裂、腐食等の有無を目視で確認することが可能な設計とする。

(51-5)

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

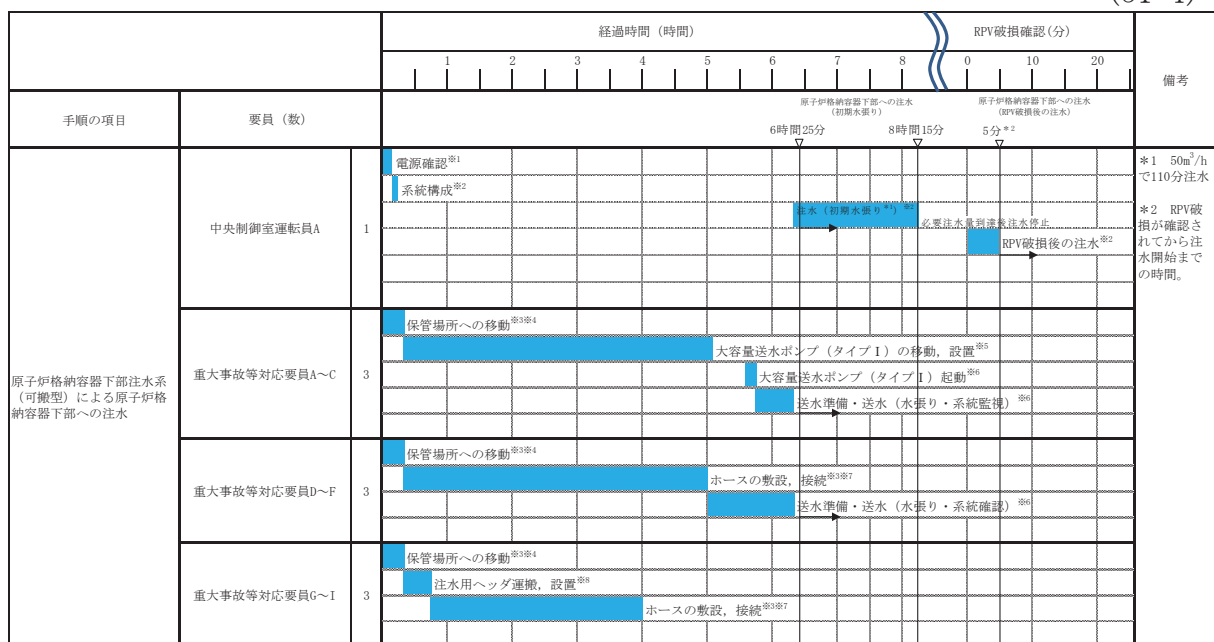
原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の大容量送水ポンプ（タイプⅠ）は、本来の用途以外の用途には使用しない。

なお、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、通常時に使用する系統である補給水系から重大事故等時に対処するために系統構成を切り替える必要があるため、系統に必要な弁を設ける。切替え操作として、大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動操作，T/B 緊急時隔離弁，R/B B1F 緊急時隔離弁及び R/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作，並びに原子炉格納容器下部へ注水するために原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁，原子炉・格納容器下部注水弁及び緊急時原子炉北側外部注水入口弁（又は緊急時原子炉東側外部注水入口弁）の全開操作を実施し，原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁の開操作を行う。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）の移動，設置，起動操作及び系統の切替えに必要な弁操作については，図 3.8-4 で示すタイムチャートのとおり速やかに切り替えることが可能である。

また，原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の操作に必要な電気作動弁については，緊急用交流電源切替盤 2G 系を中央制御室より，遠隔操作することで給電元の切替えが可能である。

(51-4)



※1：中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
 ※3：大容量送水ポンプ（タイプ I）及びホースの保管場所は第1保管エリア，第2保管エリア，第3保管エリア及び第4保管エリア，ホース延長回収車及び注水用ヘッダの保管場所は第2保管エリア，第3保管エリア及び第4保管エリア
 ※4：緊急時対策所から第3保管エリアまでの移動を想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※5：大容量送水ポンプ（タイプ I）の移動時間として，第3保管エリアから淡水貯水槽までを想定した移動時間及び大容量送水ポンプ（タイプ I）の設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※6：大容量送水ポンプ（タイプ I）の起動実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※7：ホースの敷設実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※8：注水用ヘッダの運搬距離として，第2保管エリアから原子炉建屋付近までを想定した移動時間及び注水用ヘッダの設置実績を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

図 3.8-4 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）による原子炉格納容器下部への注水タイムチャート*

*：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての 1.8 で示すタイムチャート。

(5) 悪影響の防止（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第五号）

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は，通常時に接続先の系統と分離することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は，通常時は原子炉格納容器及び残留熱除去系と隔離する系統構成とすることで，原子炉格納容器及び残留熱除去系へ悪影響を及ぼさない設計とする。取合い系統との隔離弁を表 3.8-12 に示す。

また，原子炉格納容器下部注水系（可搬型）を用いる場合は，弁操作等によって，通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は，保管場所において転倒しないことを確認することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は，「低圧代替注水系（可搬型），原子炉格納容器代替スプレイ冷却系，原子炉格納容器下部注水系（可搬型），燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型），燃料プールのスプレイ系，原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の同時使用を考慮して，各系統に必要な流量を 1 台で確保可能な 569m³/h 以上の容量を有する設計とする。なお，燃料プール代替注水系（常設配管），燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールのスプレイ系の同時使用は考慮しない。

(51-4, 51-5)

表 3.8-12 原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の通常時における取合い系統との隔離弁

取合い系統	系統隔離弁	駆動方式	状態
原子炉格納容器	原子炉格納容器下部注水用復水流量調整弁	電気作動	通常時閉
	原子炉格納容器下部注水用復水仕切弁	電気作動	通常時閉
残留熱除去系	RHR ヘッドスプレイライン洗浄流量調整弁	電気作動	通常時閉
	RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	電気作動	通常時閉

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.8-10 に示す。このうち、屋外で操作する大容量送水ポンプ（タイプ I）、緊急時原子炉北側外部注水入口弁（又は緊急時原子炉東側外部注水入口弁）の遠隔手動弁操作設備、注水用ヘッダ及びホースは、屋外にあり操作場所及び設置場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。また、中央制御室にて操作を行う機器は、操作場所の放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

(51-3, 51-7)

3.8.2.2.4.2 設置許可基準規則第 43 条第 3 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第一号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）である大容量送水ポンプ（タイプ I）は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために必要な注水流量を有する設計とする。

注水流量としては、運転中の原子炉における重大事故シーケンスのうち、熔融炉心・コンクリート相互作用に係る有効性評価解析において、有効性が確認されている原子炉格納容器下部注水時（原子炉への注水機能喪失及び原子炉水位レベル 0 時）の流量が 50m³/h 以上を注水可能な設計とする。また、熔融炉心冷却時には 35m³/h 以上の流量を注水可能な設計とする。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、作業効率化、被ばく低減を図るため「低圧代替注水系（可搬型）、原子炉格納容器代替スプレー冷却系、原子炉格納容器下部注水系（可搬型）、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレー系、原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置への補給及び復水貯蔵タンクへの補給」の同時使用を考慮して、各システムに必要な流量を 1 台で確保可能な 569m³/h 以上の容量を有する設計とする。なお、燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）及び燃料プールのスプレー系の同時使用は考慮しない。

さらに、大容量送水ポンプ（タイプ I）は、「原子炉補機代替冷却水系」として必要な流量 1,200m³/h 以上の容量を有する設計とする。

原子炉格納容器下部へ注水する場合の大容量送水ポンプ（タイプ I）の揚程は、原子炉格納容器下部に注水する場合の水源（代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）又は淡水貯水槽（No. 2））又は海）と注水先（原子炉格納容器内）の圧力差、静水頭、並びに機器、配管、ホース及び弁類の圧力損失を考慮し、大容量送水ポンプ（タイプ I）1 台運転で原子炉格納容器下部へ必要な流量を注水できる揚程を確保可能な設計とする。

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

(51-6)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第二号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）と接続口との接続は、ホース及び接続部の口径を統一し、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に接続が可能な設計とする。

大容量送水ポンプ（タイプ I）から注水用ヘッドまでのホース及び接続部は口径を 300A に統一する設計とする。

注水用ヘッドから原子炉格納容器下部注水系（可搬型）の接続口までのホース及び接続部は、口径を 150A に統一する設計とする。

(51-7)

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第三号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する接続口は、重大事故等の環境条件、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 に 1 箇所及び原子炉建屋 に 1 箇所設置する設計とする。

(51-7)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

添 3.8-35

(4) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第四号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、屋外で使用する設備であり、想定される重大事故等時における放射線を考慮しても、設置及び接続口への接続作業が可能であると想定している。仮に放射線量が高い場合は、放射線量を測定し、線源からの離隔距離をとり放射線量が低い場所に設置すること等により、設備の設置及び常設設備との接続を可能とする。なお、設置場所での接続作業は、簡便な接続方式である嵌合構造にすることにより、確実に速やかに接続が可能な設計とする。

(51-7)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第五号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮し、常設重大事故等対処設備である復水移送ポンプと位置的分散を図り、第 1 保管エリア、第 2 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管する設計とする。

(51-8)

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

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）に使用する大容量送水ポンプ（タイプ I）は、第 1 保管エリア、第 2 保管エリア、第 3 保管エリア及び第 4 保管エリアに分散して保管しており、想定される重大事故等時においても、保管場所から設置場所までの経路について、設備の運搬及び移動に支障をきたすことのないよう、複数のアクセスルートを確保する。

（「可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて」参照）

(51-9)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第 43 条第 3 項第七号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、重大事故緩和設備であり、同一目的の設計基準事故対処設備はない。

原子炉格納容器下部注水系（可搬型）は、常設重大事故等対処設備である原子炉格納容器下部注水系（常設）に対して、多様性及び独立性、位置的分散を図る設計とする。これらの詳細については、3.8.2.1.3 の項に記載のとおりである。

(51-3, 51-4, 51-7, 51-8)

3.15 計装設備【58条】

【設置許可基準規則】

(計装設備)

第五十八条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けなければならない。

(解釈)

- 1 第58条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。
 - a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。
(最高計測可能温度等)
 - b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。
 - i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。
 - ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。
 - iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。
 - c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。

3.15 計装設備

3.15.1 設置許可基準規則第 58 条への適合方針

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は配備する。

当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ）は、「表3.15-9 重大事故等対策における手順の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された主要パラメータ（重要監視パラメータ）とする。

当該パラメータを推定するために必要なパラメータは、「表3.15-9 重大事故等対策における手順の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された代替パラメータ（重要代替監視パラメータ）とする。

主要パラメータ及び代替パラメータのうち自主対策設備の計器のみで計測される場合は、有効監視パラメータ（自主対策設備）とする（図3.15-3 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー参照）。

また、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。なお、重大事故等対処設備の運転及び動作状態を表示する設備（ランプ表示灯）については、各条文の設置許可基準規則第 43 条への適合方針のうち、(2)操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第二号）にて適合性を整理する（図 3.15-3 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー参照）。

(1) 把握能力の整備（設置許可基準規則解釈の第1項 a））

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。計測範囲を表3.15-10に示す。

(2) 推定手段の整備（設置許可基準規則解釈の第1項 b））

a. 監視機能喪失時に使用する設備

発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。

重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合、「表 3.15-9 重大事故等対策における手順の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」の計器故障時の代替パ

ラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定が可能な設計とする。

計器故障時に、当該パラメータの他チャンネルの計器がある場合、他チャンネルの計器により計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関連性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。推定手段及び優先順位を表 3. 15-11 に示す。

b. 計器電源喪失時に使用する設備

非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において、計装設備への代替電源設備として常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備を使用する。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 常設代替交流電源設備
- ・ 可搬型代替交流電源設備
- ・ 所内常設蓄電式直流電源設備
- ・ 常設代替直流電源設備
- ・ 可搬型代替直流電源設備

また、代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測するための設備として、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池等を電源とした可搬型計測器を配備する。

なお、可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 可搬型計測器

(3) パラメータ記録時に使用する設備（設置許可基準規則解釈の第1項 c））

原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要となる重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは計測又は監視及び記録が可能な設計とする。

重大事故等の対応に必要となるパラメータは、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないとともに、帳票が出力可能な設計とする。

また，記録は必要な容量を保存可能な設計とする。

具体的な設備については，以下のとおりとする。

- ・安全パラメータ表示システム (SPDS) (データ収集装置，SPDS 伝送装置及び SPDS 表示装置)

(図3.15-6)

3.15.2 重大事故等対処設備

3.15.2.1 計装設備

3.15.2.1.1 設備概要

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は配備する。

表3.15-1に計測設備に関する重大事故等対処設備一覧を示す。

図3.15-4～6に重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計装設備の概要図を示す。

なお、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータについては、重大事故等時の有効な情報を把握するため、設計基準対象施設の計装設備も用いて監視している。このような計装設備は、設計基準対象施設としての要件に沿って設置しており、かつ、その使用目的を変えるものではないが、推定という手法も含めて設置許可基準規則第58条適合のために必要な設備であることから、他の重大事故等対処設備の計装設備と併せて設置許可基準規則第43条への適合方針を整理する。

表3. 15-1 計装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	原子炉圧力容器温度【常設】 原子炉圧力【常設】 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力【常設】 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力(設計基準 拡張)【常設】 原子炉水位(広帯域)【常設】 原子炉水位(燃料域)【常設】 高圧代替注水系ポンプ出口流量【常設】 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量(設計基準拡張)【常設】 高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量(設計基準拡張)【常設】 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレーライン 洗浄流量)【常設】 残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライ ン洗浄流量)【常設】 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量【常設】 代替循環冷却ポンプ出口流量【常設】 低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量(設計基準拡張)【常設】 残留熱除去系ポンプ出口流量(設計基準拡張)【常設】 原子炉格納容器下部注水流量【常設】 原子炉格納容器代替スプレー流量【常設】 ドライウエル温度【常設】 圧力抑制室内空気温度【常設】 サプレッションプール水温度【常設】 ドライウエル圧力【常設】 圧力抑制室圧力【常設】 圧力抑制室水位【常設】 原子炉格納容器下部水位【常設】 ドライウエル水位【常設】 格納容器内水素濃度(D/W)【常設】 格納容器内水素濃度(S/C)【常設】 格納容器内雰囲気水素濃度【常設】 格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)【常設】 格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)【常設】

(次頁へ続く)

設備区分	設備名
主要設備	<p>起動領域モニタ【常設】</p> <p>平均出力領域モニタ【常設】</p> <p>フィルタ装置入口圧力（広帯域）【常設】</p> <p>フィルタ装置出口圧力（広帯域）【常設】</p> <p>フィルタ装置水位（広帯域）【常設】</p> <p>フィルタ装置水温度【常設】</p> <p>フィルタ装置出口水素濃度【常設】</p> <p>フィルタ装置出口放射線モニタ【常設】</p> <p>原子炉補機冷却水系系統流量（設計基準拡張）【常設】</p> <p>残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量（設計基準拡張）【常設】</p> <p>高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力（設計基準拡張）【常設】</p> <p>低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力（設計基準拡張）【常設】</p> <p>残留熱除去系ポンプ出口圧力（設計基準拡張）【常設】</p> <p>復水貯蔵タンク水位【常設】</p> <p>高圧代替注水系ポンプ出口圧力【常設】</p> <p>原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力（設計基準拡張）【常設】</p> <p>復水移送ポンプ出口圧力【常設】</p> <p>直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力【常設】</p> <p>代替循環冷却ポンプ出口圧力【常設】</p> <p>原子炉建屋内水素濃度【常設】</p> <p>静的触媒式水素再結合装置動作監視装置【常設】</p> <p>格納容器内雰囲気酸素濃度【常設】</p> <p>使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）【常設】</p> <p>使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）【常設】</p> <p>使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）【常設】</p> <p>使用済燃料プール監視カメラ【常設】</p> <p>安全パラメータ表示システム(SPDS)【常設】*2</p> <p>可搬型計測器【可搬】</p>
附属設備	—
水源	—
流路	—
注水先	—

(次頁へ続く)

設備区分	設備名
電源設備*1	<p>常設代替交流電源設備</p> <p>ガスタービン発電機【常設】</p> <p>ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】</p> <p>ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ【常設】</p> <p>可搬型代替交流電源設備</p> <p>電源車【可搬】</p> <p>軽油タンク【常設】</p> <p>ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】</p> <p>タンクローリ【可搬】</p> <p>代替所内電気設備</p> <p>ガスタービン発電機接続盤【常設】</p> <p>緊急用高圧母線2F系【常設】</p> <p>緊急用高圧母線2G系【常設】</p> <p>緊急用動力変圧器2G系【常設】</p> <p>緊急用低圧母線2G系【常設】</p> <p>緊急用交流電源切替盤2G系【常設】</p> <p>非常用高圧母線2C系【常設】</p> <p>非常用高圧母線2D系【常設】</p> <p>所内常設蓄電式直流電源設備</p> <p>125V蓄電池2A【常設】</p> <p>125V蓄電池2B【常設】</p> <p>125V充電器盤2A【常設】</p> <p>125V充電器盤2B【常設】</p> <p>常設代替直流電源設備</p> <p>125V代替蓄電池【常設】</p> <p>可搬型代替直流電源設備</p> <p>125V代替蓄電池【常設】</p> <p>125V代替充電器盤【常設】</p> <p>電源車【可搬】</p> <p>軽油タンク【常設】</p> <p>ガスタービン発電設備軽油タンク【常設】</p> <p>タンクローリ【可搬】</p> <p>非常用交流電源設備</p> <p>非常用ディーゼル発電機（設計基準拡張）【常設】</p>

(次頁へ続く)

設備区分	設備名
電源設備*1	高圧炉心スプレイ系用直流電源設備 125V蓄電池2H（設計基準拡張）【常設】 125V充電器盤2H（設計基準拡張）【常設】 上記所内常設蓄電式直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 上記高圧炉心スプレイ系用直流電源設備への給電のための設備として以下の設備を使用する。 高圧炉心スプレイ系用交流電源設備

*1：単線結線図を補足説明資料58-2に示す。

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

*2：安全パラメータ表示システム(SPDS)については、「3.19 通信連絡を行うために必要な設備（設置許可基準規則第62条に対する設計方針を示す章）」で示す。

3. 15. 2. 1. 2 主要設備の仕様

主要設備の仕様を表3. 15-2に示す。

表3. 15-2 主要設備の仕様(1/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
原子炉圧力容器温度	熱電対	0～500℃	5	原子炉格納容器内
原子炉圧力	弾性圧力検出器*1	0～10MPa[gage]	2	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力	弾性圧力検出器*2	0～10MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力	弾性圧力検出器*2	0～10MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
原子炉水位 (広帯域)	差圧式水位検出器*3	-3,800～1,500mm*11	2	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
原子炉水位 (燃料域)	差圧式水位検出器*3	-3,800～1,300mm*12	2	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
高圧代替注水系ポンプ出口流量	差圧式流量検出器*4	0～120m ³ /h	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	差圧式流量検出器*4	0～150m ³ /h	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	差圧式流量検出器*4	0～1,500m ³ /h	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	差圧式流量検出器*4	0～220m ³ /h	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	差圧式流量検出器*4	0～220m ³ /h	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	差圧式流量検出器*4	0～100m ³ /h	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
代替循環冷却ポンプ出口流量	差圧式流量検出器*4	0～200m ³ /h	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	差圧式流量検出器*4	0～1,500m ³ /h	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
残留熱除去系ポンプ出口流量	差圧式流量検出器*4	0～1,500m ³ /h	3	原子炉建屋 [] (A及びB) 原子炉建屋 [] (C) (原子炉建屋原子炉棟内)
原子炉格納容器下部注水流量	差圧式流量検出器*4	0～110m ³ /h	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
原子炉格納容器代替スプレイ流量	差圧式流量検出器*4	0～100m ³ /h	2	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
ドライウエル温度	熱電対	0～300℃	11	原子炉格納容器内
圧力抑制室内空気温度	熱電対	0～300℃	4	原子炉格納容器内
サプレッションプール水温度	測温抵抗体	0～200℃	16	原子炉格納容器内
ドライウエル圧力	弾性圧力検出器*5	0～1MPa[abs]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
圧力抑制室圧力	弾性圧力検出器*5	0～1MPa[abs]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
圧力抑制室水位	差圧式水位検出器*6	0～5m (O. P. -3900～1100mm)	2	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
原子炉格納容器下部水位	電極式水位検出器	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m*13 (O. P. -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)	12	原子炉格納容器内
ドライウエル水位	電極式水位検出器	0.02m, 0.23m, 0.34m*14 (O. P. 1170mm, 1380mm, 1490mm)	6	原子炉格納容器内

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表3.15-2 主要設備の仕様(2/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器内水素濃度(D/W)	水素吸蔵材料式水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内
格納容器内水素濃度(S/C)	水素吸蔵材料式水素検出器	0~100vol%	2	原子炉格納容器内
格納容器内雰囲気水素濃度	熱伝導率式水素検出器	0~30vol%	2	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
		0~100vol%	2	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	2	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	2	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
起動領域モニタ	核分裂電離箱	中性子源領域 $10^{-1} \sim 10^6 \text{cps}$ ($1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^9 \text{nv}$) 中間領域 0~40%又は 0~125% ($1 \times 10^8 \sim 2 \times 10^{13} \text{nv}$)	8	原子炉格納容器内
平均出力領域モニタ	核分裂電離箱	0~125% ^{*15} ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{nv}$)	6 ^{*16}	原子炉格納容器内
フィルタ装置入口圧力(広帯域)	弾性圧力検出器 ^{*7}	-0.1~1MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
フィルタ装置出口圧力(広帯域)	弾性圧力検出器 ^{*7}	-0.1~1MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
フィルタ装置水位(広帯域)	差圧式水位検出器 ^{*8}	[]	3	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
フィルタ装置水温度	熱電対	0~200℃	3	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
フィルタ装置出口水素濃度	熱伝導率式水素検出器	0~30vol%	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
		0~100vol%	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
フィルタ装置出口放射線モニタ	電離箱	$10^{-2} \sim 10^5 \text{mSv/h}$	2	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
原子炉補機冷却水系系統流量	差圧式流量検出器 ^{*4}	0~4,000m ³ /h	2	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	差圧式流量検出器 ^{*4}	0~1,500m ³ /h	2	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
高压炉心スプレィ系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器 ^{*9}	0~12MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
低压炉心スプレィ系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器 ^{*9}	0~5MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
残留熱除去系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器 ^{*9}	0~4MPa[gage]	3	原子炉建屋 [] (A及びB) 原子炉建屋 [] (C) (原子炉建屋原子炉棟内)
復水貯蔵タンク水位	差圧式水位検出器 ^{*10}	0~3,200m ³ (O. P. 9586~19772mm)	1	屋外 (CST連絡トレンチ/バルブ室)
高压代替注水系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器 ^{*9}	0~15MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器 ^{*9}	0~15MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
復水移送ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器 ^{*9}	0~1.5MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
直流駆動低压注水ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器 ^{*9}	0~1.5MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)
代替循環冷却ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器 ^{*9}	0~4MPa[gage]	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

表3. 15-2 主要設備の仕様(3/3)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
原子炉建屋内水素濃度	触媒式水素検出器	0~10vol%	3	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
	熱伝導率式水素検出器	0~10vol%	4	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
静的触媒式水素再結合装置 動作監視装置	熱電対	0~500℃	8*17	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
格納容器内雰囲気酸素濃度	熱磁気風式酸素検出器	0~30vol%	2	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	熱電対	-4, 240~7, 010mm ^{*18} (O. P. 21680~ 32930mm)	1*19	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
		0~150℃		
使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式)	ガイドパルス式水位検出器	-4, 300~7, 300mm ^{*18} (O. P. 21620~ 33220mm)	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
	測温抵抗体	0~120℃	2	
使用済燃料プール上部空間放射 線モニタ (高線量, 低線量)	電離箱	10 ¹ ~10 ⁸ mSv/h	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
		10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)
使用済燃料プール監視カメラ	可視光カメラ	—	1	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)

- * 1: 隔液ダイアフラムにかかる原子炉圧力 (凝縮槽からの水頭圧を含む) と大気圧の差を計測。
- * 2: 隔液ダイアフラムにかかるタービン駆動用蒸気圧力を計測。
- * 3: 隔液ダイアフラムにかかる原子炉圧力 (凝縮槽からの水頭圧を含む) と原子炉圧力容器下部の差圧を計測。
- * 4: 隔液ダイアフラムにかかる絞り機構前後の差圧を計測。
- * 5: 隔液ダイアフラムにかかるドライウエル圧力, 圧力抑制室圧力の絶対圧力を計測。
- * 6: 隔液ダイアフラムにかかる圧力抑制室圧力 (凝縮槽からの水頭圧を含む) と圧力抑制室下部の差圧を計測。
- * 7: 隔液ダイアフラムにかかるフィルタ装置入口圧力, フィルタ装置出口圧力を計測。
- * 8: 隔液ダイアフラムにかかるフィルタ装置内の圧力 (気相部) とフィルタ装置下部の差圧を計測。
- * 9: 隔液ダイアフラムにかかる出口圧力を計測。
- *10: 隔液ダイアフラムにかかるタンクの水頭圧と大気圧の差を計測。
- *11: 計測範囲の零は, 原子炉圧力容器零レベルより1, 313cm上のところとする (ドライヤスカート底部付近)。
- *12: 計測範囲の零は, 原子炉圧力容器零レベルより900cm上のところとする (有効燃料棒頂部付近)。
- *13: 計測範囲の零は, 原子炉格納容器下部 (ベデスタル底部) [] のところとする。
- *14: 計測範囲の零は, ドライウエル床面 [] のところとする。
- *15: 定格出力時の値に対する比率で示す。
- *16: 局部出力領域モニタの検出器は124個であり, 平均出力領域モニタの各チャンネルには, A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。
- *17: 4個の静的触媒式水素再結合装置に対して, 入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
- *18: 計測範囲の零は, 使用済燃料貯蔵ラック上端 (O. P. 25920mm) のところとする。
- *19: 検出点は21箇所。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

安全パラメータ表示システム(SPDS)の主要機器仕様を以下に示す。

設 備 名 データ収集装置
使用回線 有線系回線及び無線系回線
個 数 1式
取付箇所 制御建屋

設 備 名 SPDS伝送装置
使用回線 有線系回線及び無線系回線
個 数 1式
取付箇所 緊急時対策建屋

設 備 名 SPDS表示装置
個 数 1式
取付箇所 緊急時対策建屋

可搬型計測器の主要機器仕様を以下に示す。

個 数 50 (うち予備25)
保管場所 制御建屋
緊急時対策建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3.15.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.15.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項第一号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，原子炉格納容器内に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における，原子炉格納容器内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.15-3 に示す設計とする。

なお，起動領域モニタ及び平均出力領域モニタについては，重大事故等時初期における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

- ・原子炉圧力容器温度
- ・ドライウエル温度
- ・圧力抑制室内空気温度
- ・サプレッションプール水温度
- ・原子炉格納容器下部水位
- ・ドライウエル水位
- ・格納容器内水素濃度(D/W)
- ・格納容器内水素濃度(S/C)
- ・起動領域モニタ
- ・平均出力領域モニタ

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，原子炉建屋原子炉棟内に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における，原子炉建屋原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3.15-3 に示す設計とする。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度の計測に必要な操作は，中央制御室の操作スイッチにて遠隔操作可能な設計とする。

フィルタ装置出口水素濃度の計測に必要な弁の操作は，弁の設置場所と異なる原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動操作設備にて操作可能な設計

とするとともに、サンプリング装置については、中央制御室の操作スイッチにて遠隔操作可能な設計とする。

- ・ 原子炉圧力
- ・ 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力
- ・ 原子炉水位（広帯域）
- ・ 原子炉水位（燃料域）
- ・ 高圧代替注水系ポンプ出口流量
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量
- ・ 高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量
- ・ 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量）
- ・ 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）
- ・ 代替循環冷却ポンプ出口流量
- ・ 低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量
- ・ 残留熱除去系ポンプ出口流量
- ・ 原子炉格納容器下部注水流量
- ・ 原子炉格納容器代替スプレー流量
- ・ ドライウェル圧力
- ・ 圧力抑制室圧力
- ・ 圧力抑制室水位
- ・ 格納容器内雰囲気水素濃度
- ・ 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)
- ・ 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
- ・ フィルタ装置出口圧力（広帯域）
- ・ フィルタ装置水位（広帯域）
- ・ フィルタ装置水温度
- ・ フィルタ装置出口水素濃度
- ・ 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量
- ・ 高圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力
- ・ 低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力
- ・ 残留熱除去系ポンプ出口圧力
- ・ 高圧代替注水系ポンプ出口圧力
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力
- ・ 復水移送ポンプ出口圧力
- ・ 原子炉建屋内水素濃度
- ・ 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置

- ・格納容器内雰囲気酸素濃度
- ・使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）
- ・使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）
- ・使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）
- ・使用済燃料プール監視カメラ

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，原子炉建屋内の原子炉棟外に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における，原子炉建屋内の原子炉棟外の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，表 3. 15-3 に示す設計とする。

- ・直流駆動低圧注水ポンプ出口流量
- ・フィルタ装置入口圧力（広帯域）
- ・フィルタ装置出口放射線モニタ
- ・原子炉補機冷却水系系統流量
- ・直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力
- ・代替循環冷却ポンプ出口圧力

表3. 15-3 想定する環境条件及び荷重条件（屋内）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉格納容器内，原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋内の原子炉棟外で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	原子炉格納容器内，原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため，天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2. 1. 2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	原子炉格納容器内，原子炉建屋原子炉棟内及び原子炉建屋内の原子炉棟外に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、屋外（CST 連絡トレンチ／バルブ室）に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における、屋外の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表 3.15-4 に示す設計とする。

- ・復水貯蔵タンク水位

表3.15-4 想定する環境条件及び荷重条件（屋外）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	屋外で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	屋外に設置するが、地下へ設けるため、天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	屋外に設置するが、地下へ設けるため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

安全パラメータ表示システム(SPDS)のうちデータ収集装置は、制御建屋内に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における、制御建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表 3.15-5 に示す設計とする。

可搬型計測器は、制御建屋内に保管し、重大事故等時は制御建屋内に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における、制御建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表 3.15-5 に示す設計とする。

安全パラメータ表示システム(SPDS)のうち SPDS 伝送装置及び SPDS 表示装置は、緊急時対策建屋内に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における、緊急時対策建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表 3.15-6 に示す設計とする。

可搬型計測器は、緊急時対策建屋内に保管し、重大事故等時は制御建屋内に設置する設備であることから、想定される重大事故等時における、緊急時対策建屋内の環境条件及び荷重条件を考慮し、その機能を有効に発揮することができるよう、表 3.15-6 に示す設計とする。

表3.15-5 想定する環境条件及び荷重条件（制御建屋内）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	制御建屋内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	制御建屋内に設置するため、天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	制御建屋内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

表3.15-6 想定する環境条件及び荷重条件（緊急時対策建屋内）

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	緊急時対策建屋内で想定される温度、圧力、湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	緊急時対策建屋内に設置するため、天候による影響は受けない。
海水を通水する系統への影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	緊急時対策建屋内に設置するため、風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(58-3)

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項第二号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、通常時からサンプリング方式による計測を実施し、中央制御室にて監視を行う。サンプリング装置は、中央制御室の操作スイッチにて遠隔操作が可能な設計とする。中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

フィルタ装置出口水素濃度は、サンプリング方式による計測を実施し、サンプリングに必要な弁の操作は、弁の設置場所と異なる原子炉建屋内の原子炉棟外から遠隔手動弁操作設備にて操作を可能とし、想定される重大事故等時の環境下においても確実に操作可能な設計とする。サンプリング装置については中央制御室の操作スイッチにて遠隔操作が可能な設計とする。中央制御室の制御盤の操作器、表示器及び銘板は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

安全パラメータ表示システム(SPDS)のうち SPDS 表示装置は、電源、通信ケーブルは接続されており、各パラメータの監視は、緊急時対策建屋の操作スイッチにより監視が可能な設計とする。緊急時対策建屋の SPDS 表示装置は、操作者の操作性・監視性・識別性を考慮し、また、十分な操作空間を確保することで、確実に操作可能な設計とする。

可搬型計測器の接続は、中央制御室にて操作可能であり、想定される重大事故等時の環境下においても、確実に操作可能な設計とする。操作場所である中央制御室では、十分な操作空間を確保することで確実に操作可能な設計とする。

可搬型計測器のケーブルの接続は、ボルト・ネジ接続とし、接続規格を統一することにより、一般的に使用される工具を用いて接続箇所確実に接続可能な設計とし、付属の操作スイッチにより設置場所で操作可能な設計とする。

表 3.15-7 に操作対象機器を示す。

表3.15-7 操作対象機器

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
格納容器内雰囲気水素濃度(サンプリング装置)	停止→起動 測定点選択 (D/W⇔S/C)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
格納容器内雰囲気酸素濃度(サンプリング装置)	停止→起動 測定点選択 (D/W⇔S/C)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
フィルタ装置出口水素濃度計ドレン排出弁(遠隔手動弁操作設備)	全閉→全開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	
フィルタ装置出口水素濃度計入口弁(遠隔手動弁操作設備)	全閉→全開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	
フィルタ装置出口水素濃度計出口弁(遠隔手動弁操作設備)	全閉→全開	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	原子炉建屋 [] (原子炉建屋内の原子炉棟外)	手動操作	
フィルタ装置出口水素濃度(サンプリング装置)	停止→起動	原子炉建屋 [] (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	
SPDS表示装置	停止→起動 (パラメータ監視)	緊急時対策建屋 [] (緊急時対策所)	緊急時対策建屋 [] (緊急時対策所)	スイッチ操作	
可搬型計測器	接続箇所端子リフト 可搬型計測器接続	中央制御室	中央制御室	接続操作 スイッチ操作	

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、想定される重大事故等時において中央制御室で監視可能な設計であり現場又は中央制御室での操作は発生しない。

- ・ 原子炉圧力容器温度
- ・ 原子炉圧力
- ・ 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力
- ・ 原子炉水位（広帯域）
- ・ 原子炉水位（燃料域）
- ・ 高圧代替注水系ポンプ出口流量
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量
- ・ 高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量
- ・ 残留熱除去洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量）
- ・ 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）
- ・ 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量
- ・ 代替循環冷却ポンプ出口流量
- ・ 低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量
- ・ 残留熱除去系ポンプ出口流量
- ・ 原子炉格納容器下部注水流量
- ・ 原子炉格納容器代替スプレー流量
- ・ ドライウェル温度
- ・ 圧力抑制室内空気温度
- ・ サプレッションプール水温度
- ・ ドライウェル圧力
- ・ 圧力抑制室圧力
- ・ 圧力抑制室水位
- ・ 原子炉格納容器下部水位
- ・ ドライウェル水位
- ・ 格納容器内水素濃度(D/W)
- ・ 格納容器内水素濃度(S/C)
- ・ 格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)
- ・ 格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)
- ・ 起動領域モニタ
- ・ 平均出力領域モニタ
- ・ フィルタ装置入口圧力（広帯域）
- ・ フィルタ装置出口圧力（広帯域）

- ・フィルタ装置水位（広帯域）
- ・フィルタ装置水温度
- ・フィルタ装置出口放射線モニタ
- ・原子炉補機冷却水系系統流量
- ・残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量
- ・高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力
- ・低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力
- ・残留熱除去系ポンプ出口圧力
- ・復水貯蔵タンク水位
- ・高圧代替注水系ポンプ出口圧力
- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力
- ・復水移送ポンプ出口圧力
- ・直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力
- ・代替循環冷却ポンプ出口圧力
- ・原子炉建屋内水素濃度
- ・静的触媒式水素再結合装置動作監視装置
- ・使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）
- ・使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）
- ・使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）
- ・使用済燃料プール監視カメラ

安全パラメータ表示システム(SPDS)のうちデータ収集装置及び SPDS 伝送装置は、通常は操作を行わずに常時伝送が可能であり、通常時及び重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。

(3) 試験及び検査（設置許可基準規則第43条第1項第三号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に特性試験が可能な設計とする。

安全パラメータ表示システム(SPDS)は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験が可能な設計とする。

可搬型計測器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に特性試験が可能な設計とする。

計装設備の試験及び検査について表 3.15-8 へ示す。

(58-5)

表3.15-8 計装設備の試験及び検査(1/2)

計器分類	パラメータ	発電用原子炉の状態	項目	内容
水位計	原子炉水位（広帯域）	停止中	特性試験	計器校正
	原子炉水位（燃料域）			
	圧力抑制室水位			
	フィルタ装置水位（広帯域）			
	復水貯蔵タンク水位			
	原子炉格納容器下部水位			
	ドライウエル水位	動作確認 計器校正		
使用済燃料プール水位／温度（ガイドバルス式）	停止中又は運転中	水位確認 計器校正 絶縁抵抗測定		
圧力計	原子炉圧力	停止中	特性試験	計器校正
	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力			
	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力			
	ドライウエル圧力			
	圧力抑制室圧力			
	フィルタ装置入口圧力（広帯域）			
	フィルタ装置出口圧力（広帯域）			
	高圧代替注水系ポンプ出口圧力			
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力			
	高圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力			
	復水移送ポンプ出口圧力			
	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力			
	代替循環冷却ポンプ出口圧力			
	低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力			
	残留熱除去系ポンプ出口圧力			

表3. 15. 8 計装設備の試験及び検査(2/2)

計器分類	パラメータ	発電用原子炉の状態	項目	内容
流量計	高压代替注水系ポンプ出口流量	停止中	特性試験	計器校正
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量			
	高压炉心スプレー系ポンプ出口流量			
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量)			
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)			
	直流駆動低压注水ポンプ出口流量			
	代替循環冷却ポンプ出口流量			
	低压炉心スプレー系ポンプ出口流量			
	残留熱除去系ポンプ出口流量			
	原子炉格納容器下部注水流量			
	原子炉格納容器代替スプレー流量			
	原子炉補機冷却水系系統流量			
	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量			
温度計	原子炉圧力容器温度	停止中	特性試験	絶縁抵抗測定 温度確認 計器校正
	ドライウェル温度			
	圧力抑制室内空気温度			
	サブプレッションプール水温度			
	フィルタ装置水温度	停止中又は 運転中		
	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置			
	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)			
使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式)				
水素及び酸素濃度計	格納容器内雰囲気水素濃度	運転中	特性試験	基準ガス校正
		停止中		
	格納容器内水素濃度 (D/W)	停止中		基準ガス校正 計器校正
	格納容器内水素濃度 (S/C)			
	フィルタ装置出口水素濃度			
	原子炉建屋内水素濃度	運転中		基準ガス校正 計器校正
格納容器内雰囲気酸素濃度				
放射線量率計	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	停止中	特性試験	線源校正 計器校正
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)			
	フィルタ装置出口放射線モニタ			
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	停止中又は 運転中		
原子炉出力	起動領域モニタ	運転中	特性試験	プラト特性 プラト特性 計器校正 プラト特性 計器校正
		停止中		
	平均出力領域モニタ	運転中		
		停止中		
使用済燃料プール監視カメラ		停止中又は 運転中	機能・性能試験	映像確認 外観確認
安全パラメータ表示システム (SPDS)		停止中又は 運転中	機能・性能試験	外観確認 機能 (データの表示 及び伝送) 確認
可搬型計測器		停止中又は 運転中	特性試験	計器校正

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第43条第1項第四号）

(i) 要求事項

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

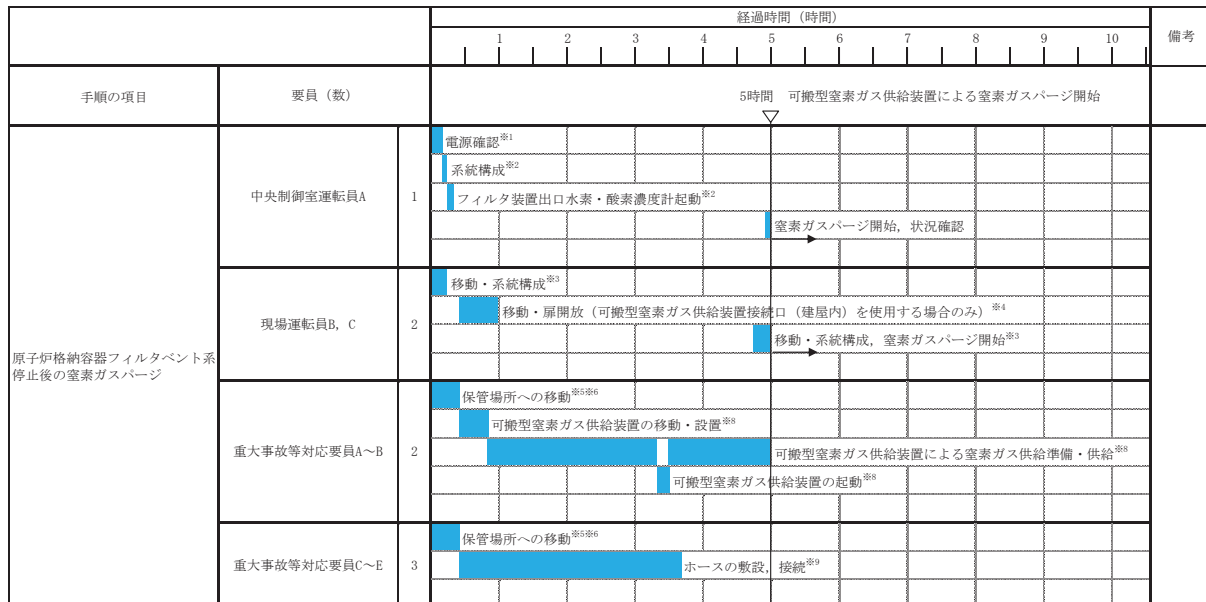
(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。

なお、フィルタ装置出口水素濃度は、計測に必要な弁操作については、速やかに実施可能な設計とする。

図 3. 15-1 にフィルタ装置出口水素濃度計測のタイムチャートを示す。



※1：訓練実績に基づく中央制御室での状況確認に必要な想定時間
 ※2：機器の操作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間
 ※3：中央制御室から機器操作場所までの移動時間及び機器の操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※4：中央制御室から扉開放場所までの移動時間及び類似の扉開放操作時間に余裕を見込んだ時間
 ※5：可搬型窒素ガス供給装置の保管場所は、第1保管エリア及び第4保管エリア
 ※6：緊急時対策所から第4保管エリアまでの移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※7：可搬型窒素ガス供給装置の移動時間として第1保管エリアから原子炉建屋近傍までを想定した移動時間に余裕を見込んだ時間
 ※8：可搬型窒素ガス供給装置の設計を考慮して想定した作業時間に余裕を見込んだ時間
 ※9：ホース仕様を考慮した作業時間に余裕を見込んだ時間

図3. 15-1 フィルタ装置出口水素濃度計測のタイムチャート*

*：「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての1.7で示すタイムチャート

安全パラメータ表示システム(SPDS)は、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。

可搬型計測器は、本来の用途以外の用途には使用しない設計とする。可搬型計測器のケーブルの接続は、接続規格を統一することにより、速やかに接続操作可能な設計とする。

図 3.15-2 に中央制御室での可搬型計測器接続による監視パラメータ計測のタイムチャートを示す。

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)												備考			
		4	6	8	10	12	14	16	18								
		▽接続開始 ▽接続完了, 計測開始															
可搬型計測器によるパラメータの計測, 監視	中央制御室 運転員A	1	1														

図3.15-2 可搬型計測器接続による監視パラメータ計測のタイムチャート*

*: 「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況についての1.15で示すタイムチャート

(5) 悪影響の防止 (設置許可基準規則第43条第1項第五号)

(i) 要求事項

工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

(ii) 適合性

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

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備のうち多重性を有するパラメータの計測装置は、チャンネル相互を物理的, 電氣的に分離し、チャンネル間の独立を図る設計とする。また、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置の間においてもパラメータ相互をヒューズにより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。

安全パラメータ表示システム(SPDS)は、通常時から他系統と隔離された系統構成となっており、通常時の系統構成を変えことなく重大事故等対処設備としての系統構成が可能な設計とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型計測器は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び

重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(6) 設置場所（設置許可基準規則第43条第1項第六号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

計測のための操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.15-7 に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は、重大事故等時において中央制御室で監視できる設計であり現場における操作は発生しない。

格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度は、すべて中央制御室にて操作を行い、放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

フィルタ装置出口水素濃度は、サンプリングに必要な弁の操作は原子炉建屋内の原子炉棟外にて操作を行い、サンプリング装置については中央制御室にて操作を行うため、放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

安全パラメータ表示システム(SPDS)のうち SPDS 表示装置は、緊急時対策建屋内に設置されており、放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

可搬型計測器のケーブルの接続は、すべて中央制御室にて操作を行い、放射線量が高くなるおそれが少ないため操作が可能である。

(58-3) (58-9)

3. 15. 2. 1. 3. 2 設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項第一号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2. 3. 2 容量等」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準対象施設としての計測機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できるため、設計基準対象施設と同仕様の設計とする。

- ・ 原子炉圧力
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力
- ・ 原子炉水位（広帯域）
- ・ 原子炉水位（燃料域）
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量
- ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量
- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量
- ・ 残留熱除去系ポンプ出口流量
- ・ 格納容器内雰囲気気水素濃度
- ・ 格納容器内雰囲気気放射線モニタ (D/W)
- ・ 格納容器内雰囲気気放射線モニタ (S/C)
- ・ 起動領域モニタ
- ・ 平均出力領域モニタ
- ・ 原子炉補機冷却水系系統流量
- ・ 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量
- ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力
- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力
- ・ 残留熱除去系ポンプ出口圧力
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力
- ・ 格納容器内雰囲気気酸素濃度
- ・ 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定可能な設計とする。

- ・ 原子炉圧力容器温度
- ・ 高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力
- ・ 高圧代替注水系ポンプ出口流量
- ・ 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）
- ・ 残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）
- ・ 直流駆動低圧注水ポンプ出口流量
- ・ 代替循環冷却ポンプ出口流量
- ・ 原子炉格納容器下部注水流量
- ・ 原子炉格納容器代替スプレイ流量
- ・ ドライウェル温度
- ・ 圧力抑制室内空気温度
- ・ サプレッションプール水温度
- ・ ドライウェル圧力
- ・ 圧力抑制室圧力
- ・ 圧力抑制室水位
- ・ 原子炉格納容器下部水位
- ・ ドライウェル水位
- ・ 格納容器内水素濃度(D/W)
- ・ 格納容器内水素濃度(S/C)
- ・ フィルタ装置入口圧力（広帯域）
- ・ フィルタ装置出口圧力（広帯域）
- ・ フィルタ装置水位（広帯域）
- ・ フィルタ装置水温度
- ・ フィルタ装置出口水素濃度
- ・ フィルタ装置出口放射線モニタ
- ・ 復水貯蔵タンク水位
- ・ 高圧代替注水系ポンプ出口圧力
- ・ 復水移送ポンプ出口圧力
- ・ 直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力
- ・ 代替循環冷却ポンプ出口圧力
- ・ 原子炉建屋内水素濃度
- ・ 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置
- ・ 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）

- ・使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）
- ・使用済燃料プール監視カメラ

安全パラメータ表示システム(SPDS)は，設計基準対象施設として必要となるデータ量の伝送及び表示が可能な設計とする。

また，重大事故等時，発電所内の必要のある場所に必要なデータ量の伝送及び表示が可能な設計とする。

安全パラメータ表示システム(SPDS)のうちSPDS表示装置は，緊急時対策建屋内に1式を設置し，保守点検又は故障時のバックアップ用として，自主的に1式を保管する設計とする。

(58-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項第二号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は，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。

安全パラメータ表示システム(SPDS)は，二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

(3) 設計基準事故対処設備との多様性（設置許可基準規則第43条第2項第三号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

重要代替監視パラメータを計測する設備は，重要監視パラメータを計測す

る設備と異なる物理量(水位,注水量等)の計測又は測定原理とすることで,重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測可能な設計とする。

重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

安全パラメータ表示システム(SPDS)は,共通要因によってその機能が損なわれることを防止するために,可能な限り多様性を確保し,頑健性を持たせた設計とする(詳細については,「3.19 通信連絡を行うために必要な設備」で示す)。

重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータを計測する設備の電源は,共通要因によって同時に機能を損なわないよう,非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電可能な設計とする。

電源設備の多様性,位置的分散については「3.14 電源設備」に記載する。

(58-2) (58-3)

3. 15. 2. 1. 3. 3 設置許可基準規則第43条第3項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第3項第一号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2. 3. 2 容量等」に示す。

可搬型計測器は、原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）の計測用として1セット25個（測定時の故障を想定した予備として1個含む）を使用する。保有数は、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25個を含めて合計50個を分散して保管する設計とする。

(58-3) (58-9)

(2) 確実な接続（設置許可基準規則第43条第3項第二号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2. 3. 4 操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型計測器のケーブルの接続は、ボルト・ネジ接続とし、接続規格を統一することにより、一般的に使用される工具を用いて容易かつ確実に接続操作可能な設計とする。

(3) 複数の接続口（設置許可基準規則第43条第3項第三号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

可搬型計測器は、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。

(58-9)

(4) 設置場所（設置許可基準規則第43条第3項第四号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

可搬型計測器のケーブルの接続は、放射線量が高くなるおそれが少ない中央制御室で操作可能な設計とする。

(58-3) (58-9)

(5) 保管場所（設置許可基準規則第43条第3項第五号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

可搬型計測器は、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備とは異なる場所である制御建屋内及び緊急時対策建屋内に保管することで位置的分散を図る設計とする。

(58-3) (58-9)

(6) アクセスルートの確保（設置許可基準規則第43条第3項第六号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型計測器は、制御建屋内及び緊急時対策建屋内に保管しており、可搬型計測器のケーブルの接続は、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設置場所である中央制御室であり、アクセスルートは確保されている。

(58-3) (58-9)

(7) 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性（設置許可基準規則第43条第3項第七号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

可搬型計測器は、設計基準事故対処設備の配置を考慮し、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備とは異なる場所である制御建屋内及び緊急時対策建屋内に保管することで位置的分散を図る設計とする。

(58-3) (58-9)

表 3.15-9 重大事故等対策における手順の概要 (1/4)

1.15 事故時の計装に関する手順等	
方針 目的	<p>重大事故等が発生し、計測機器の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため、計器故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合の対応、計器電源喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</p>
パラメータの 選定	<p>重大事故等に対処するために監視することが必要となるパラメータを技術的能力に係る審査基準1.1～1.14の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータから抽出し、これを抽出パラメータとする。</p> <p>抽出パラメータのうち、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを主要パラメータとする。</p> <p>また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータの推定に必要なパラメータを代替パラメータとする。</p> <p>一方、抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対策設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。</p> <p>主要パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要監視パラメータ <p>主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し重大事故等対策設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> ・有効監視パラメータ <p>主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対策設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。</p> <p>代替パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替監視パラメータ <p>主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対策設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。</p> ・有効監視パラメータ <p>主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。</p>

表3.15-9 重大事故等対策における手順の概要 (2/4)

対応手段等	監視機能喪失時	計器の故障時	他チャンネルによる計測	<p>主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合において、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、当該計器を用いて計測を行う。</p>
			代替パラメータによる推定	<p>主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。</p> <p>推定に当たり、使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件及び計測される値の不確かさを考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。</p> <p>代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度及び中性子束）により推定。 ・水位を注水源若しくは注水先の水位変化、注水量又は出口圧力により推定。 ・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定。 ・除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定。 ・圧力、温度又は水位を水の飽和状態の関係により推定。 ・注水量を注水先の圧力及び温度の傾向監視により推定。 ・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定。 ・酸素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定。 ・水素濃度を装置の作動状況により推定。 ・エリア放射線モニタの傾向監視により、格納容器バイパス事象が発生したことを推定。 ・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器の圧力により推定。 ・使用済燃料プールの状態を同一物理量（水位及び温度）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮へいが確保されていることを推定。 ・原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力（圧力抑制室圧力）の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定。

表3.15-9 重大事故等対策における手順の概要 (3/4)

対応手段等 監視機能喪失時	計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合	代替パラメータによる推定	<p>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは原子炉圧力容器内の温度及び水位である。</p> <p>これらのパラメータの値が計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定するための手段を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器内の温度のパラメータである原子炉圧力容器温度は、原子炉圧力容器内の水位が有効燃料棒頂部(TAF)以下になった場合、計測範囲を超える場合があるが、重大事故等時における原子炉格納容器下部注水判断の温度は300℃であり、計器の計測範囲内で計測が可能である。また、原子炉圧力容器温度が計測範囲内である300℃以上の場合には炉心損傷状態と推定して対応する。 原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、高圧代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）、直流駆動低圧注水ポンプ出口流量、代替循環冷却ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量及び残留熱除去系ポンプ出口流量のうち、機器動作状態にある流量計より崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、前回推定した冷却材体積に加算することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。また、原子炉圧力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧により、また原子炉圧力容器内の水位が有効燃料棒頂部(TAF)以上であることは、原子炉圧力容器温度により監視可能である。
	可搬型計測器による計測	<p>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合には、可搬型計測器により計測することも可能である。</p>	

表3. 15-9 重大事故等対策における手順の概要 (4/4)

対応手段等	計器電源の喪失時	<p>全交流動力電源喪失が発生した場合は、以下の手順により計器へ給電し、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 所内常設蓄電式直流電源設備から給電する。 ・ 常設代替交流電源設備から給電する。 ・ 可搬型代替交流電源設備等から給電する。 ・ 代替所内電気設備により給電する。 ・ 所内常設蓄電式直流電源設備が枯渇するおそれがある場合は、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備等から給電する。 <p>代替電源（交流、直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合は、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、可搬型計測器を接続し計測又は監視を行う。</p>
	パラメータ記録	<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム (SPDS) により計測結果を記録する。</p> <p>ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ（使用した計測結果を含む）の値、現場操作時のみ監視する現場の指示値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は、記録用紙に記録する。</p>
配慮すべき事項	発電用原子炉施設の状態把握	<p>重要監視パラメータを計測する重要計器及び重要代替監視パラメータを計測する重要代替計器の計測範囲、個数、耐震性及び非常用電源からの給電の有無を示し、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握する能力を明確化する。</p>
	確からしきの考慮	<p>圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和温度の関係から推定する場合は、水が飽和状態でないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。</p> <p>推定に当たっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p>
	計測又は監視の留意事項 可搬型計測器による	<p>可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視する。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。</p>

表 3.15-10 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (1/12)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
① 原子炉温度力容器内	原子炉圧力容器温度	5	0～500℃	最大値：約297℃*4	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準 (300℃) に対して500℃までを監視可能。	1	C (Gs)	区分 I 直流電源 125V代替 直流電源
	原子炉圧力*1				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。			
	原子炉水位 (広帯域)*1				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
	原子炉水位 (燃料域)*1							
② 原子炉圧力容器内	原子炉圧力	2	0～10MPa [gage]	最大値：約8.11MPa [gage]	重大事故等時における原子炉圧力容器最高圧力 (9.26MPa [gage]) を包絡する範囲として設定。		S	区分 I, II 直流電源 125V代替 直流電源
	高圧代替注水系タービン入口蒸気圧力*1	1	0～10MPa [gage]	最大値：約8.11MPa [gage]	高圧代替注水系タービンの最高使用圧力 (8.62MPa [gage]) を監視可能。	1	-(Ss)	区分 II 直流電源 125V代替 直流電源
	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力*1	1	0～10MPa [gage]	最大値：約8.11MPa [gage]	原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービンの最高使用圧力 (8.62MPa [gage]) を監視可能。		S	区分 I 直流電源 125V代替 直流電源
	原子炉水位 (広帯域)*1				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
	原子炉水位 (燃料域)*1							
原子炉圧力容器温度*1					「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。			

表3.15-10 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (2/12)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源	
③ 原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	2	-3,800~1,500mm ^{*5}	有効燃料棒底部程度〜レベル8 (-7,832~1,470mm) ^{*5}	炉心の冷却状態を確認する上で原子炉水位制御範囲 (レベル3〜レベル8) 及び有効燃料棒底部まで監視可能。	1	S	区分 I、II 直流電源 125V代替 直流電源	
	原子炉水位 (燃料域)	2	-3,800~1,300mm ^{*6}	有効燃料棒底部程度〜レベル8 (-3,702~5,600mm) ^{*6}					
	高圧代替注水系ポンプ出口流量 ^{*1}								
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ^{*1}								
	高圧炉心スプレイスポンプ出口流量 ^{*1}								
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイスライン洗浄流量) ^{*1}								
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系D系格納容器冷却ライン洗浄流量) ^{*1}								
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 ^{*1}								
	代替循環冷却ポンプ出口流量 ^{*1}								
	低圧炉心スプレイスポンプ出口流量 ^{*1}								
	残留熱除去系ポンプ出口流量 ^{*1}								
	原子炉圧力容器温度 ^{*1}								
	原子炉圧力 ^{*1}								
圧力抑制室圧力 ^{*1}									

「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。

「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。

「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。

表3.15-10 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (3/12)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源		
④ 原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	1	0~120m ³ /h	-*10	高圧代替注水系ポンプの最大注水量 (90.8m ³ /h) を監視可能。	1	-(Ss)	区分II 直流電源 125V代替 直流電源		
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	1	0~150m ³ /h	0~90.8m ³ /h	原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 (90.8m ³ /h) を監視可能。		1	S	区分I 直流電源 125V代替 直流電源	
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	0~1,500m ³ /h	(高圧側) 0~318m ³ /h (低圧側) 0~1,050m ³ /h	高圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量 (318m ³ /h, 1,050m ³ /h) を監視可能。			1	S	区分III 直流電源
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	1	0~220m ³ /h	-*10	復水移送ポンプ又は大容量送水ポンプ (タイプI) を用いた低圧代替注水系 (残留熱除去系A系ライン) における最大注水量 (145m ³ /h) を監視可能。	1			B(Ss)	区分I 直流電源 125V代替 直流電源*13
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	1	0~220m ³ /h	-*10	大容量送水ポンプ (タイプI) を用いた低圧代替注水系 (残留熱除去系B系ライン) における最大注水量 (145m ³ /h) を監視可能。		1		B(Ss)	区分II 直流電源 125V代替 直流電源
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	1	0~100m ³ /h	-*10	直流駆動低圧注水ポンプを用いた原子炉注水時における最大注水量 (80m ³ /h) を監視可能。			1	-(Ss)	区分I 直流電源 125V代替 直流電源
	代替循環冷却ポンプ出口流量	1	0~200m ³ /h	-*10	代替循環冷却ポンプを用いた原子炉注水時における最大注水量 (150m ³ /h) を監視可能。	1			-(Ss)	区分I 直流電源 125V代替 直流電源
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	1	0~1,500m ³ /h	0~1,050m ³ /h	低圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量 (1,050m ³ /h) を監視可能。		1		S	区分I 直流電源 125V代替 直流電源
	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	0~1,500m ³ /h	0~1,136m ³ /h	残留熱除去系ポンプの最大注水量 (1,136m ³ /h) を監視可能。			1	S	区分I, II 直流電源 125V代替 直流電源
	原子炉水位 (広帯域) *1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	原子炉水位 (燃料域) *1	「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								
	復水貯蔵タンク水位*1	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								
	圧力抑制室水位*1	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。								

表3.15-10 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (4/12)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑤ 原子炉格納容器注水量	原子炉格納容器下部注水流量	1	0~110m ³ /h	-*10	復水移送ポンプ又は大容量送水ポンプ(タイプI)を用いた原子炉格納容器下部注水系による最大注水量(35m ³ /h, 50m ³ /h)*12を監視可能。	1	-(Ss)	区分I 直流電源 125V代替 直流電源*14
	原子炉格納容器代替スプレイ流量	2	0~100m ³ /h	-*10	大容量送水ポンプ(タイプI)を用いた原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による最大注水量(88m ³ /h)を監視可能。	1	-(Ss)	区分I, II 直流電源 125V代替 直流電源*13
	代替循環冷却ポンプ出口流量	1	0~200m ³ /h	-*10	代替循環冷却ポンプを用いた原子炉格納容器スプレイ時における最大注水量(150m ³ /h)を監視可能。	1	-(Ss)	区分I 直流電源 125V代替 直流電源
⑥ 原子炉温度	原子炉格納容器下部水位*1	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	ドライウエル水位*1	「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。						
	復水貯蔵タンク水位*1	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
	ドライウエル温度*1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	ドライウエル圧力*1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	圧力抑制室圧力*1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	ドライウエル温度	11	0~300℃	最大値: 146℃	原子炉格納容器の限界温度(200℃)を監視可能。			区分I 直流電源 125V代替 直流電源*13*14
	圧力抑制室内空気温度*2	4	0~300℃	最大値: 97℃				区分II 直流電源 125V代替 直流電源*13
	サブプレッションプール水温度*2	16	0~200℃	最大値: 97℃	原子炉格納容器の限界圧力(2Pd: 854kPa[gage])におけるサブプレッションプールの飽和温度(約178℃)を監視可能。			区分II 直流電源 125V代替 直流電源*13
	ドライウエル圧力*1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
圧力抑制室圧力*1	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。							

表3.15-10 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (5/12)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑦ 原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 ^{*2}	1	0~1MPa[abs]	最大値：330kPa[Gage]	原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd：854kPa[Gage]) を監視可能。	1	C (Ss)	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源 ^{*13}
	圧力抑制室圧力 ^{*2}	1	0~1MPa[abs]	最大値：210kPa[Gage]				
	ドライウエル温度 ^{*1}							
	圧力抑制室内空気温度 ^{*1}							
「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。								
⑧ 原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	2	0~5m (O. P. -3900~-1100mm)	0.05m (O. P. -3850mm)	外部水源注水量限界 (通常運転水位 ^約 2m (O. P. -1914mm)) を把握できる範囲を監視可能。	1	C (Ss)	区分Ⅰ, Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源
	原子炉格納容器下部水位	12	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m ^{*7} (O. P. -2000mm, - 1500mm, -1000mm, - 500mm, 0mm, 300mm)	- ^{*10}	重大事故等時において、原子炉格納容器下部への注水によるベデスタル部の蓄水状況を監視可能。	1	-(Ss)	区分Ⅰ, Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源 ^{*14}
	ドライウエル水位	6	0.02m, 0.23m, 0.34m ^{*8} (O. P. 1170mm, 1380mm, 1490mm)	- ^{*10}	重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に必要な水深があることを監視可能。	1	-(Ss)	区分Ⅰ, Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源 ^{*14}
	高圧代替注水ポンプ出口流量 ^{*1}							
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ^{*1}							
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 ^{*1} 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 ヘッドスプレイライン洗浄流量) ^{*1} 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系 格納容器冷却ライン洗浄流量) ^{*1}							
直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 ^{*1}								
代替循環冷却ポンプ出口流量 ^{*1}								
原子炉格納容器下部注水流量 ^{*1}								
原子炉格納容器代替スプレイ流量 ^{*1}								
復水貯蔵タンク水位 ^{*1}								
「④原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。 「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。 「④原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。 「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。 「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。								

表3.15-10 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (6/12)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑨ 原子炉 水炉 濃度 格納 容器 内の	格納容器内水素濃度(D/W)*2	2	0~100vol%	0~1.9vol%	重大事故等時において、原子炉格納容器内の水素燃焼の可能性(水素濃度:4vol%)を把握する上で監視可能。 重大事故等時において、炉心の著しい損傷時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲(0~100vol%)を監視可能。	-	-(Ss)	区分I, II 直流電源 125V代替 直流電源
	格納容器内水素濃度(S/C)*2	2	0~100vol%	0~1.9vol%				
	格納容器内雰囲気水素濃度*2	2	0~30vol%	0~1.9vol%				
		2	0~100vol%					
⑩ 原子 放 射 線 格 納 容 器 内 の	格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)	2	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h未満*11	炉心損傷の判断値(原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h)を把握する上で監視可能(上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	-	S	区分I, II 直流電源 125V代替 直流電源
	格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)	2	$10^{-2} \sim 10^5 \text{Sv/h}$	10Sv/h未満*11	炉心損傷の判断値(原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約10Sv/h)を把握する上で監視可能(上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる)。	-	S	区分I, II 直流電源 125V代替 直流電源
⑪ 未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	起動領域モニタ*2	8	中性子源領域 $10^3 \sim 10^6 \text{cps}$ ($1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^6 \text{nv}$) 中間領域 0~40%又は 0~125% ($1 \times 10^5 \sim 2 \times 10^{13} \text{nv}$)	定格出力の 約8倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、起動領域モニタが測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域モニタによって監視可能。	-	S	区分I, II 無停電交流電源
	平均出力領域モニタ*2	6*3	0~125% ($1.2 \times 10^{12} \sim 2.8 \times 10^{14} \text{nv}$)	定格出力の 約8倍	原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準事故及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示値に基づき操作を伴うものでないことから、現状の計測範囲でも運転監視に影響はない。 また、重大事故等時においても代替原子炉再循環ポンプトリップ機能等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	-	S	区分I, II 無停電交流電源

表3.15-10 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (7/12)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑫ 最終ヒートシンクの確保	サブプレッションプール水温度*2		「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。					
	代替循環冷却ポンプ出口流量		「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。 「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉水位 (広帯域) *1		「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉水位 (燃料域) *1							
	原子炉圧力容器温度*1		「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。					
	ドライウエル圧力*1							
	圧力抑制室圧力*1		「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。					
	ドライウエル温度*1							
	圧力抑制室内空気温度*1		「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。					
	原子炉格納容器下部水位*1							
	ドライウエル水位*1		「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。					

表3.15-10 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (8/12)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源	
原子炉格納容器フィルタベント系 ⑫最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置入口圧力(広帯域)	1	-0.1~1MPa [gauge]	-*10	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の最高使用圧力 (854 kPa [gauge]) を監視可能。	1	-(Ss)	区分 I 直流電源 125V代替 直流電源*13	
	フィルタ装置出口圧力(広帯域)	1	-0.1~1MPa [gauge]	-*10	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の最高使用圧力 (854 kPa [gauge]) を監視可能。	1	-(Ss)	区分 I 直流電源 125V代替 直流電源*13	
	フィルタ装置水位(広帯域)	3	[]	-*10	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置底部を計測範囲の零とし、フィルタ装置機能維持のための上限水位 [] 及び下限水位 [] を監視可能。	1	-(Ss)	区分 I 直流電源 125V代替 直流電源*13	
	フィルタ装置水温度	3	0~200℃	-*10	原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の最高使用温度 (200℃) を監視可能。	1	-(Ss)	区分 I 直流電源 125V代替 直流電源*13	
	フィルタ装置出口水素濃度	1	0~30vol%	-*10	原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント後に窒素による掃気を実施し、原子炉格納容器フィルタベント系の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度 (4vol%) 未満であることを監視可能。	—	計器, サンプリング装置: 区分 I 交流計測制御電源 代替交流計測制御電源*13	区分 I, II 直流電源 125V代替 直流電源*13	
	フィルタ装置出口放射線モニタ	1	0~100vol%	-*10		—			
	ドライウェル圧力*1	2	10 ⁻² ~10 ⁵ mSv/h	-*10	原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント実施時に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率 (1.9×10 ⁵ mSv/h) を監視可能。	—	—	—	
	圧力抑制室圧力*1	[⑨原子炉圧力容器内の圧力] を監視するパラメータと同じ。							
	格納容器内水素濃度 (D/W)*1	[⑨原子炉圧力容器内の水素濃度] を監視するパラメータと同じ。							
	格納容器内水素濃度 (S/C)*1	[⑨原子炉圧力容器内の水素濃度] を監視するパラメータと同じ。							
ドライウェル温度*2	[⑥原子炉格納容器内の温度] を監視するパラメータと同じ。								
圧力抑制室内空気温度*2	[⑥原子炉格納容器内の温度] を監視するパラメータと同じ。								
サブプレッションブーンル水温度*1	[⑦原子炉格納容器内の圧力] を監視するパラメータと同じ。								
ドライウェル圧力*2	[⑦原子炉格納容器内の圧力] を監視するパラメータと同じ。								
圧力抑制室圧力*2	[⑦原子炉格納容器内の圧力] を監視するパラメータと同じ。								

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表3.15-10 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備) (9/12)

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑫ 最終ヒートシートの確保	残留熱除去系ポンプ出口流量	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ (ただし、個数は2とする)。						
	原子炉補機冷却水系系統流量*1	2	0~4,000m ³ /h	0~2,800m ³ /h	原子炉補機冷却水系のポンプ2台あたりの定格流量 (2,800m ³ /h) を監視可能。	1	S	区分Ⅰ, Ⅱ 無停電交流電源
	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量*1	2	0~1,500m ³ /h	0~950m ³ /h	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量の最大流量 (950m ³ /h) を監視可能。原子炉補機代替冷却水系 (サブレッションポンプ) の水冷却モード) の運転を行う場合に必要な流量 (392m ³ /h) を監視可能。		C (Ss)	区分Ⅰ, Ⅱ 無停電交流電源
	原子炉圧力容器温度*1	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
⑬ 格納容器内の状態	サブレッションポンプ水温度*1	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
	残留熱除去系ポンプ出口圧力*1	「⑬格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉水位 (広帯域)*2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉水位 (燃料域)*2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉圧力*2	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉圧力容器温度*1	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
	ドライウェル温度*2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。						
原子炉建屋内の状態	ドライウェル圧力*2	「②原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	圧力抑制室圧力*1							
	高圧炉心スプレレイ系ポンプ出口圧力	1	0~12MPa[gage]	最大値: 10.8MPa[gage]	高圧炉心スプレレイ系の運転時における高圧炉心スプレレイ系ポンプの最高使用圧力 (10.8MPa[gage]) を監視可能。	1	S	区分Ⅲ 直流電源
	低圧炉心スプレレイ系ポンプ出口圧力	1	0~5MPa[gage]	最大値: 4.41MPa[gage]	低圧炉心スプレレイ系の運転時における低圧炉心スプレレイ系ポンプの最高使用圧力 (4.41MPa[gage]) を監視可能。	1	S	区分Ⅰ 交流計測制御電源
残留熱除去系ポンプ出口圧力	3	0~4MPa[gage]	最大値: 3.73MPa[gage]	残留熱除去系の運転時における残留熱除去系ポンプの最高使用圧力 (3.73MPa[gage]) を監視可能。		C (Ss)	区分Ⅰ, Ⅱ 交流計測制御電源	
原子炉圧力*1	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。							

表3.15-10 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（10/12）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
④ 水 源 の 確 保	復水貯蔵タンク水位	1	0～3.200m ³ (O.P.9586～19772mm)	0～3.173m ³ (O.P.9586～ 19686mm)	重大事故等時において復水貯蔵タンクの底部からオーバーフローレベル (0～3.173m ³) を監視可能。	1	C (Gs)	区分 I 直流電源 125V代替 直流電源*13*14
	圧力抑制室水位	「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	高圧代替注水系ポンプ出口流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	高圧炉心スプレイス系ポンプ出口流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 ヘッドスプレイスライン洗浄流量) *1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系 格納容器冷却ライン洗浄流量) *1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉格納容器下部注水流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	代替循環冷却ポンプ出口流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	低圧炉心スプレイス系ポンプ出口流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	残留熱除去系ポンプ出口流量*1	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉水位 (広帯域) *1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉水位 (燃料域) *1	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						

表3.15-10 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（11/12）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
④ 水源の確保	高圧代替注水系ポンプ出口圧力*1	1	0～15MPa [gage]	—*10	高圧代替注水系の運転時における高圧代替注水系ポンプの最高使用圧力 (14.0MPa [gage]) を監視可能。	1	—(Ss)	区分Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力*1	1	0～15MPa [gage]	最大値：11.8MPa [gage]	原子炉隔離時冷却系における原子炉隔離時冷却系ポンプの最高使用圧力 (11.8MPa [gage]) を監視可能。		区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源	
	復水移送ポンプ出口圧力*1	1	0～1.5MPa [gage]	—*10	低圧代替注水系 (常設) の運転時における復水移送ポンプの最高使用圧力 (1.37MPa [gage]) を監視可能。		区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源	
	直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力*1	1	0～1.5MPa [gage]	—*10	直流駆動低圧注水ポンプの運転時における直流駆動低圧注水ポンプの最高使用圧力 (1.37MPa [gage]) を監視可能。		区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源	
	代替循環冷却ポンプ出口圧力*1	1	0～4MPa [gage]	—*10	代替循環冷却系における代替循環冷却ポンプの最高使用圧力 (3.73MPa [gage]) を監視可能。		区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源	
	高炉心スプレイスポンプ出口圧力*1							
低圧炉心スプレイスポンプ出口圧力*1								
残留熱除去系ポンプ出口圧力*1								
⑤ 原子炉建屋内の水素濃度	「⑬格納容器バイパスの監視」を監視するパラメータと同じ。							
	原子炉建屋内水素濃度	7	0～10vol%	—*10	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素燃焼の可能性 (水素濃度：4vol%) を把握する上で監視可能 (なお、静的触媒式水素再結合装置にて、原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界である4vol%未満に低減する)。	—	—(Ss)	区分Ⅰ, Ⅱ 交流計測制御 電源 代替交流計測制御 電源 区分Ⅰ, Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源
	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置*1	8*15	0～500℃	—*10	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合装置作動時に想定される温度範囲を監視可能。	1	—(Ss)	区分Ⅰ, Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源
	格納容器内雰囲気酸素濃度	2	0～30vol%	約4.3vol%	重大事故等時において、原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲 (0～4.3vol%) を監視可能。	—	S	計器、サンプリング 装置： 区分Ⅰ, Ⅱ 直流電源 交流計測制御電源
⑥ 原子炉格納容器内の	「⑩原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。							
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)*1							
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)*1							
	ドライウェル圧力*1							
圧力抑制室圧力*1								

表3.15-10 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（12/12）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	耐震性	電源
⑩ 使用 済燃料 プールの 監視	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) ^{*2}	1 ^{*16}	-4.240~7.010mm ^{g9} (O.P.21680~ 32930mm)	- ^{*10}	重大事故等時において、変動する可能性のある使用済燃料プールの上部から底部近傍の範囲で使用済燃料プールの水位を監視可能。	1	-(Ss)	区分Ⅱ 直流電源 125V代替 直流電源
			0~150℃	- ^{*10}	重大事故等時において、変動する可能性のある範囲にわたり使用済燃料プールの温度を監視可能。			
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) ^{*2}	1	-4.300~7.300mm ^{g9} (O.P.21620~ 33220mm)	O.P.32895mm	重大事故等時において、変動する可能性のある使用済燃料プールの上部から底部近傍の範囲で使用済燃料プールの水位を監視可能。	-	B(Ss)	区分Ⅰ 交流計測制御電源 区分Ⅰ 直流電源
		2	0~120℃	最大値：65℃	重大事故等時において、変動する可能性のある範囲にわたり使用済燃料プールの温度を監視可能。			
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) ^{*2}	1	10 ¹ ~10 ⁴ µSv/h	- ^{*10}	重大事故等時において、変動する可能性のある範囲 (5.4×10 ⁻² ~ 11 ⁰ µSv/h) にわたり放射線量を監視可能。	-	-(Ss)	区分Ⅰ 直流電源 125V代替 直流電源
	使用済燃料プール監視カメラ ^{*2}	1	-	- ^{*10}	重大事故等時において、使用済燃料プールの状況を監視可能。	-	-(Ss)	区分Ⅰ 交流計測制御電源

*1：重要代替監視パラメータを示す。
 *2：重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 *3：局部出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャネルには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。
 *4：設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。
 *5：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより1,313cm上のごととする(ドライヤスカート底部付近)。
 *6：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより900cm上のごととする(有効燃料棒頂部付近)。
 *7：計測範囲の零は、原子炉格納容器下部(ベドスタル底部)のごととする。
 *8：計測範囲の零は、ドライウエル床面のごととする。
 *9：計測範囲の零は、使用済燃料貯蔵ラック上端(O.P.25920mm)のごととする。
 *10：重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故等(運転時の異常な過渡変化時を含む)に関する値なし。
 *11：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h(経過時間とともに判断値は低くなる)であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
 *12：原子炉格納容器下部注水時に溶融炉心を冷却する場合の必要注水量は35m³/h。また、原子格納容器下部注水時(原子炉圧力容器への注水機能喪失及び原子炉水位レベル0時)に原子格納容器下部への初期水張りする場合の必要注水量は50m³/h。
 *13：設置許可基準規則第47条、第48条及び第49条で抽出された計測設備の電源については、非常用所内電気設備と独立性を有し、位置的分散を設ける設計とする。詳細については、「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に對する設計方針を示す章)」の補足説明資料57-9参照。なお、各条文中に對するパラメータの選定結果は、補足説明資料58-11に整理する。
 *14：設置許可基準規則第51条で抽出された計測設備は複数のパラメータとすることで多様性を有しており、原子炉格納容器下部注水流重、ドライウエル温度及び復水貯蔵タンク水位に對して、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位はそれぞれ独立性を有する設計としている。電源については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から代替所内電気設備を經由して電源を受電できる設計とすると共に、可搬型計測器による計測が可能な設計としており、多様性を有している。詳細については、「3.14 電源設備(設置許可基準規則第57条に對する設計方針を示す章)」の補足説明資料57-9参照。なお、各条文中に對するパラメータの選定結果は、補足説明資料58-11に整理する。
 *15：4個の静的触媒式水素再結合装置に對して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。
 *16：検出点21箇所。

枠組みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.15-11 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/10)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他の検出器 ②原子炉圧力 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ③ [残留熱除去系熱交換器入口温度] *2	①原子炉圧力容器温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度 (有効監視パラメータ) により推定する。 推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャヤンネル ②高圧代替注水システムタービン入口蒸気圧力 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力 ③原子炉圧力容器温度 ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域)	①原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、高圧代替注水システムタービン入口蒸気圧力又は原子炉隔離時冷却系ポンプ駆動用タービン入口蒸気圧力により推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、高圧代替注水システムタービン入口蒸気圧力により推定する。 ③原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャヤンネルを優先する。
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャヤンネル ②高圧代替注水システムタービン出口流量 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ②高圧炉心スプレイスポンプ出口流量 ②残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイスポンプ出口流量) ②残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) ②直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 ②代替循環冷却ポンプ出口流量 ②低圧炉心スプレイスポンプ出口流量 ②残留熱除去系ポンプ出口流量 ③原子炉圧力 ③原子炉圧力容器温度 ④原子炉圧力 ④圧力抑制室圧力	①原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、高圧代替注水システムタービン出口流量、高圧炉心スプレイスポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイスポンプ出口流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)、直流駆動低圧注水ポンプ出口流量、代替循環冷却ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイスポンプ出口流量及び残留熱除去系ポンプ出口流量のうち、実際の機器動作状態にある注水流量と崩壊熱除去に必要な注水流量により推定する。 ③原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力から飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器温度及び原子炉圧力より原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④原子炉圧力容器への注水により、主蒸気配管より上まで注水し、原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は主要パラメータの他チャヤンネルを優先する。

表3. 15-11 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/10)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法	
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	①高圧代替注水系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②高圧代替注水系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。 ①原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。	
	高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。 ①高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。	
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。 ①残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。	
	直流駆動低圧注水ポンプ出口流量	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②復水貯蔵タンク水位	推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。 ①直流駆動低圧注水ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②直流駆動低圧注水ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵タンク水位の変化により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。	
	代替循環冷却ポンプ出口流量	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②圧力抑制室水位	推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。 ①代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室水位の変化により注水量を推定する。	
	低圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②圧力抑制室水位	推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。 ①低圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②低圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室水位の変化により注水量を推定する。	
				推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。

表3. 15-11 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/10)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力注水量	残留熱除去系ポンプ出口流量	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②圧力抑制室水位	①残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉水位の変化量により注水量を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室水位の変化により注水量を推定する。
		原子炉格納容器下部注水量	推定は、炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉水位を優先する。
原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器代替スプレイ流量	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②復水貯蔵タンク水位	①原子炉格納容器下部注水量の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の変化量により注水量を推定する。 ②原子炉格納容器下部注水量の監視が不可能となった場合は、復水貯蔵タンク水位の変化量により注水量を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水量を推定する。
		原子炉格納容器代替スプレイ流量	推定は、溶解炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位を優先する。
原子炉格納容器内の温度	代替循環冷却ポンプ出口流量	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②ドライウエル温度 ②ドライウエル圧力 ②圧力抑制室圧力	①原子炉格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の変化量により注水量を推定する。 ②原子炉格納容器代替スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力が低下傾向にあることにより注水量を推定する。
		原子炉格納容器下部水位	推定は、溶解炉心冷却状態を把握することができ注水先である原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位を優先する。
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②ドライウエル温度 ②ドライウエル圧力 ②圧力抑制室圧力	①代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の変化量により注水量を推定する。 ②代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力が低下傾向にあることにより注水量を推定する。
		主要パラメータの他検出器	推定は、注水先である原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位を優先する。
原子炉格納容器内の温度	圧力抑制室内空気温度	①主要パラメータの他検出器 ②ドライウエル圧力 ③圧力抑制室圧力	①ドライウエル温度の1つの検出器が故障した場合は、他検出器により推定する。 ②ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル温度を推定する。 ③ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室圧力により上記②と同様にドライウエル温度を推定する。
		原子炉格納容器内の温度	推定は、主要パラメータの他検出器を優先する。
原子炉格納容器内の温度	サブプレッションプール水温度	①主要パラメータの他検出器 ②圧力抑制室内空気温度	①サブプレッションプール水温度の1つの検出器が故障した場合は、他検出器により推定する。 ②サブプレッションプール水温度の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室内空気温度により推定する。
		原子炉格納容器内の温度	推定は、主要パラメータの他検出器を優先する。

表3. 15-11 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/10)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ ^{*1}	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の圧力抑制室の圧力	ドレイウエール圧力	①圧力抑制室圧力 ②ドレイウエール温度 ③ [ドレイウエール圧力] ^{*2}	①ドレイウエール圧力の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室圧力により推定する。 ②ドレイウエール圧力の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドレイウエール温度によりドレイウエール圧力を推定する。 ③監視可能であればドレイウエール圧力 (常用計器) により、ドレイウエール圧力を推定する。
	圧力抑制室圧力	①ドレイウエール圧力 ②圧力抑制室内空気温度 ③ [圧力抑制室圧力] ^{*2}	推定は、真空破壊装置及びベント管を介して均圧される圧力抑制室圧力を優先する。 ①圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合は、ドレイウエール圧力により推定する。 ②圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して圧力抑制室内空気温度により圧力抑制室圧力を推定する。 ③監視可能であれば圧力抑制室圧力 (常用計器) により、圧力抑制室圧力を推定する。
	圧力抑制室水位	①主要パラメータの他チャンネル ②高圧代替注水系ポンプ出口流量 ③原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ④高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量 ⑤残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量) ⑥残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) ⑦直流駆動低圧注水ポンプ出口流量 ⑧原子炉格納容器下部注水流量 ⑨原子炉格納容器代替スプレイレイン流量 ⑩復水貯蔵タンク水位	推定は、真空破壊装置及びベント管を介して均圧されるドレイウエール圧力を優先する。 ①圧力抑制室水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②圧力抑制室水位の監視が不可能となった場合は、高圧代替注水系ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)、直流駆動低圧注水ポンプ出口流量、原子炉格納容器下部注水流量、原子炉格納容器代替スプレイレイン流量により、外部水源を使用した注水流量の積算により圧力抑制室水位を推定する。 ③水源である復水貯蔵タンク水位の変化により、圧力抑制室水位を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で注水流量を推定する。 (上記②、③の推定方法は、注水流量及び水源の水位変化から算出した水量が全てサブレッションチェンネルへ移行する場合は想定しており、圧力抑制室水位の計測目的であるサブレッションチェンネルからの原子炉格納容器ベント操作可否判断 (通常運転水位+約2m(O.P.-191.4mm)) から考えると保守的な評価となることから問題ない。)
原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器下部水位	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉格納容器下部注水流量 ③原子炉格納容器代替スプレイレイン流量 ④代替循環冷却ポンプ出口流量	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ①原子炉格納容器下部水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部注水流量、原子炉格納容器代替スプレイレイン流量、代替循環冷却ポンプ出口流量により原子炉格納容器下部水位を推定する。
ドレイウエール水位		①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉格納容器下部注水流量 ③原子炉格納容器代替スプレイレイン流量 ④代替循環冷却ポンプ出口流量	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ①ドレイウエール水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドレイウエール水位の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部注水流量、原子炉格納容器代替スプレイレイン流量、代替循環冷却ポンプ出口流量によりドレイウエール水位を推定する。

表3. 15-11 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/10)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (D/W)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 格納容器内雰囲気水素濃度	① 格納容器内水素濃度 (D/W) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 格納容器内水素濃度 (D/W) の監視が不可能となった場合は、格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。
	格納容器内水素濃度 (S/C)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 格納容器内雰囲気水素濃度	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ① 格納容器内水素濃度 (S/C) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 格納容器内水素濃度 (S/C) の監視が不可能となった場合は、格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。
	格納容器内雰囲気水素濃度	① 主要パラメータの他チャンネル ② 格納容器内水素濃度 (D/W) ③ 格納容器内水素濃度 (S/C)	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ① 格納容器内雰囲気水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 格納容器内雰囲気水素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内水素濃度 (D/W) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) により推定する。
原子炉放射線量率内の	格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	① 主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] *2	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ① 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) の監視が不可能となった場合には、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて格納容器内の放射線量率を推定する。
	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)	① 主要パラメータの他チャンネル ② [エリア放射線モニタ] *2	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ① 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) の監視が不可能となった場合には、エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示値を用いて格納容器内の放射線量率を推定する。
	起動領域モニタ	① 主要パラメータの他チャンネル ② 平均出力領域モニタ ③ [制御棒位置指示系] *2	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ① 起動領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、平均出力領域モニタにより推定する。 ③ 起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、制御棒位置指示系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が全挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。
未臨界の維持又は監視	平均出力領域モニタ	① 主要パラメータの他チャンネル ② 起動領域モニタ ③ [制御棒位置指示系] *2	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ① 平均出力領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ② 平均出力領域モニタの監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定する。 ③ 起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、制御棒位置指示系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が全挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。
	[制御棒位置指示系] *2	① 起動領域モニタ ② 平均出力領域モニタ	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ① 制御棒位置指示系 (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定する。 ② 制御棒位置指示系 (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は、平均出力領域モニタにより推定する。
			推定は、低出力領域を監視する起動領域モニタを優先する。

表3. 15-11 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/10)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
代替循環冷却系 最終ヒートシンクの確保	サブプレッションポンプー水温度	①主要パラメータの他の検出器 ②圧力抑制室内空気温度	①サブプレッションポンプー水温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 ②サブプレッションポンプー水温度の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室内空気温度により推定する。
	代替循環冷却ポンプ出口流量 (原子炉圧力容器への注水)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ②原子炉圧力容器温度	推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。 ①原子炉圧力容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位により代替循環冷却ポンプ出口流量を推定する。 ②原子炉圧力容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度により最終ヒートシンクが確保されていることを確認する。
	代替循環冷却ポンプ出口流量 (原子炉格納容器への注水)	①原子炉格納容器下部水位 ①ドライウエル水位 ②ドライウエル温度 ②ドレイウエル圧力 ②圧力抑制室圧力	推定は注水先の原子炉水位を優先する。 ①原子炉格納容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドレイウエル水位の水位変化により代替循環冷却ポンプ出口流量を推定する。 ②原子炉格納容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、ドレイウエル温度、ドレイウエル圧力、圧力抑制室圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを確認する。
	代替循環冷却ポンプ出口流量 (サブプレッションポンプー水冷却)	①サブプレッションポンプー水温度 ①圧力抑制室内空気温度	推定は、注水先の原子炉格納容器下部水位及びドレイウエル水位を推定する。 ①サブプレッションポンプー水の冷却時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、サブプレッションポンプー水温度、圧力抑制室内空気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを確認する。
	フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	①ドレイウエル圧力 ①圧力抑制室圧力	①フィルタ装置入口圧力 (広帯域) の監視が不可能となった場合は、ドレイウエル圧力又は圧力抑制室圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を確認する。
	フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	①ドレイウエル圧力 ①圧力抑制室圧力	①フィルタ装置出口圧力 (広帯域) の監視が不可能となった場合は、ドレイウエル圧力又は圧力抑制室圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の健全性を確認する。
	フィルタ装置水位 (広帯域)	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置水位 (広帯域) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	フィルタ装置水温度	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	フィルタ装置出口水素濃度	①格納容器内水素濃度 (D/W) ①格納容器内水素濃度 (S/C)	①フィルタ装置出口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが原子炉格納容器フィルタベント系フィルタ装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (D/W)又は格納容器内水素濃度 (S/C)により推定する。
	フィルタ装置出口放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置出口放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。

表3. 15-11 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7/10)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法	
耐圧強化ベント系 最終ヒートシンの確保	ドライウエル温度	①主要パラメータの他の検出器 ②ドライウエル圧力 ③圧力抑制室圧力	①ドライウエル温度の1つの検出器が故障した場合、他の検出器により推定する。 ②ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル温度を推定する。 ③ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室圧力により上記②と同様にドライウエル温度を推定する。	
	圧力抑制室内空気温度	①主要パラメータの他の検出器 ②サプレッションポンプール水温度 ③圧力抑制室圧力	推定は、主要パラメータの他の検出器を優先する。 ①圧力抑制室内空気温度の1つの検出器が故障した場合は、他の検出器により推定する。 ②圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合は、サプレッションポンプール水温度により圧力抑制室内空気温度を推定する。 ③圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して圧力抑制室圧力により圧力抑制室内空気温度を推定する。	
	ドライウエル圧力	①圧力抑制室圧力 ②ドライウエル温度 ③ [ドライウエル圧力] *2	推定は、真空破壊装置及びベント管を介して均圧される圧力抑制室圧力を優先する。 ①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室圧力により推定する。 ②ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度によりドライウエル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウエル圧力 (常用計器) により、ドライウエル圧力を推定する。	
	圧力抑制室圧力	①ドライウエル圧力 ②圧力抑制室内空気温度 ③ [圧力抑制室圧力] *2	推定は、真空破壊装置及びベント管を介して均圧される圧力抑制室圧力を優先する。 ①圧力抑制室圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力により推定する。 ②圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して圧力抑制室内空気温度により圧力抑制室圧力を推定する。 ③監視可能であれば圧力抑制室圧力 (常用計器) により、圧力抑制室圧力を推定する。	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	①残留熱除去系ポンプ出口圧力	推定は、真空破壊装置及びベント管を介して均圧されるドライウエル圧力を優先する。 ①残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ出口圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系ポンプ出口流量が確保されていることを推定する。	
	[残留熱除去系熱交換器入口温度] *2	①原子炉圧力容器温度 ①サプレッションポンプール水温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度及びサプレッションポンプール水温度により最終ヒートシンの監視が確保されていることを推定する。	
	[残留熱除去系熱交換器出口温度] *2	①原子炉補機冷却水系系統流量 ①残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度 (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は、原子炉補機冷却水系系統流量及び残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量により最終ヒートシンの監視が確保されていることを推定する。	

表3. 15-11 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/10)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力状態容器内の状態容器内の格納容器内の格納容器バイパスの監視	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル	①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。
	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定すること, 原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	ドライウエル温度	①主要パラメータの他の検出器 ②ドライウエル圧力	①ドライウエル温度の1つの検出器が故障した場合は, 他の検出器により推定する。 ②ドライウエル温度の監視が不可能となった場合は, 飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル温度を推定する。
格納容器バイパスの監視	原子炉圧力	①圧力抑制室圧力 ②ドライウエル温度 ③ [ドライウエル圧力] *2	推定は, 主要パラメータの他の検出器を優先する。 ①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は, 圧力抑制室圧力により推定する。 ②ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は, 飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル温度によりドライウエル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウエル圧力 (常用計器) により, ドライウエル圧力を推定する。 推定は, 真空破壊装置及びびべント管を介して均圧される圧力抑制室圧力を優先する。
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ② [エリア放射線モニタ] *2	①高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は, エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。
原子炉建屋内の状態	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ② [エリア放射線モニタ] *2	推定は, 原子炉圧力を優先する。 ①低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は, エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。
	残留熱除去系ポンプ出口圧力	①原子炉圧力 ② [エリア放射線モニタ] *2	推定は, 原子炉圧力を優先する。 ①残留熱除去系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は, エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。

表3. 15-11 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9/10)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
水源の確保	<p>①高圧代替注水系ポンプ出口流量</p> <p>①原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量</p> <p>①高圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口流量</p> <p>①残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)</p> <p>①残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)</p> <p>①直流駆動低圧注水ポンプ出口流量</p> <p>①原子炉格納容器下部注水流量</p> <p>②高圧代替注水系ポンプ出口圧力</p> <p>②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力</p> <p>②高圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口圧力</p> <p>②復水移送ポンプ出口圧力</p> <p>②直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力</p> <p>③原子炉水位(広帯域)</p> <p>③原子炉水位(燃料域)</p>	<p>①高圧代替注水系ポンプ出口流量</p> <p>①原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量</p> <p>①高圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口流量</p> <p>①残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)</p> <p>①残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)</p> <p>①直流駆動低圧注水ポンプ出口流量</p> <p>①原子炉格納容器下部注水流量</p> <p>②高圧代替注水系ポンプ出口圧力</p> <p>②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力</p> <p>②高圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口圧力</p> <p>②復水移送ポンプ出口圧力</p> <p>②直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力</p> <p>③原子炉水位(広帯域)</p> <p>③原子炉水位(燃料域)</p>	<p>①復水貯蔵タンク水位の監視が不可能となった場合は、高圧代替注水系ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)、直流駆動低圧注水ポンプ出口流量、原子炉格納容器下部注水流量のうち、復水貯蔵タンクを水源として実際の機器動作状態にある流量により推定する。</p> <p>②復水貯蔵タンクを水源とする高圧代替注水系ポンプ出口圧力、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力、高圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口圧力、復水移送ポンプ出口圧力、直流駆動低圧注水ポンプ出口圧力が正常に動作していることを把握することにより、水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることを推定する。</p> <p>③注水先の原子炉水位の水位変化により復水貯蔵タンク水位を推定する。なお、復水貯蔵タンクの補給状況も考慮した上で水位を推定する。</p> <p>推定は、復水貯蔵タンクを水源とするポンプの注水量を優先する。</p>
原子炉建屋内水素濃度	<p>①主要パラメータの他チャヤンネル</p> <p>②静的触媒式水素再結合装置動作監視装置</p>	<p>①主要パラメータの他チャヤンネル</p> <p>②代替循環冷却ポンプ出口流量</p> <p>②低圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口流量</p> <p>②残留熱除去系ポンプ出口流量</p> <p>③代替循環冷却ポンプ出口圧力</p> <p>③低圧炉心スプレイレイ系ポンプ出口圧力</p> <p>③残留熱除去系ポンプ出口圧力</p>	<p>①圧力抑制室水位の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定する。</p> <p>②圧力抑制室水位の監視が不可能となった場合は、圧力抑制室を水源とする代替循環冷却ポンプ、低圧炉心スプレイレイ系ポンプ、残留熱除去系ポンプの出口流量から、これらのポンプが正常に動作していることを把握することにより水源である圧力抑制室水位が確保されていることを推定する。</p> <p>③サブプレッショナルチェンバのプールの水を水源とする代替循環冷却ポンプ、低圧炉心スプレイレイ系ポンプ及び残留熱除去系ポンプの出口圧力から低圧炉心スプレイレイ系ポンプ、残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを把握することにより水源である圧力抑制室水位が確保されていることを推定する。</p> <p>推定は、サブプレッショナルチェンバのプールの水を水源とするポンプの注水量を優先する。</p>

表3.15-11 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (10/10)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ*1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の酸素濃度の監視	格納容器内雰囲気酸素濃度	①主要パラメータの他チャネル ②格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) ③格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) ④ドライウェル圧力 ⑤圧力抑制室圧力	①格納容器内雰囲気酸素濃度の1チャネルが故障した場合、他チャネルにより推定する。 ②格納容器内雰囲気酸素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) 又は格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) により格納容器内雰囲気酸素濃度を推定する。 ③ドライウェル圧力及び圧力抑制室圧力により原子炉格納容器内の圧力が正圧であることを確認すること、事故後の原子炉格納容器内への空気(酸素)の流入の有無を把握し、酸素燃焼の可能性を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	①使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) ②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) ③使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) により水位・温度を推定する。 ②使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) の監視が不可能な場合は、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) により放射線量/水位の関係を利用し使用済燃料プール水位を推定するとともに使用済燃料プール監視カメラにて使用済燃料プールの状態を監視する。
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式)	①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) ②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) ③使用済燃料プール監視カメラ	推定は、計測対象が同一である使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) を優先する。 ①使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) により水位・温度を推定する。 ②使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) の監視が不可能な場合は、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) により放射線量/水位の関係を利用し使用済燃料プールの状態を監視する。
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) ②使用済燃料プール監視カメラ	推定は、計測対象が同一である使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) を優先する。 ①使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) の監視が可能な場合は、使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) 及び使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) にて水位を計測した後、水位と放射線量等の関係により放射線量率を推定する。 ②使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、使用済燃料プールの監視カメラを直接監視する使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) 及び使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) を優先する。
	使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) ②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)	①使用済燃料プール監視カメラの監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式), 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドパルス式) 及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) により使用済燃料プールの状態を推定する。

*1: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2: [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

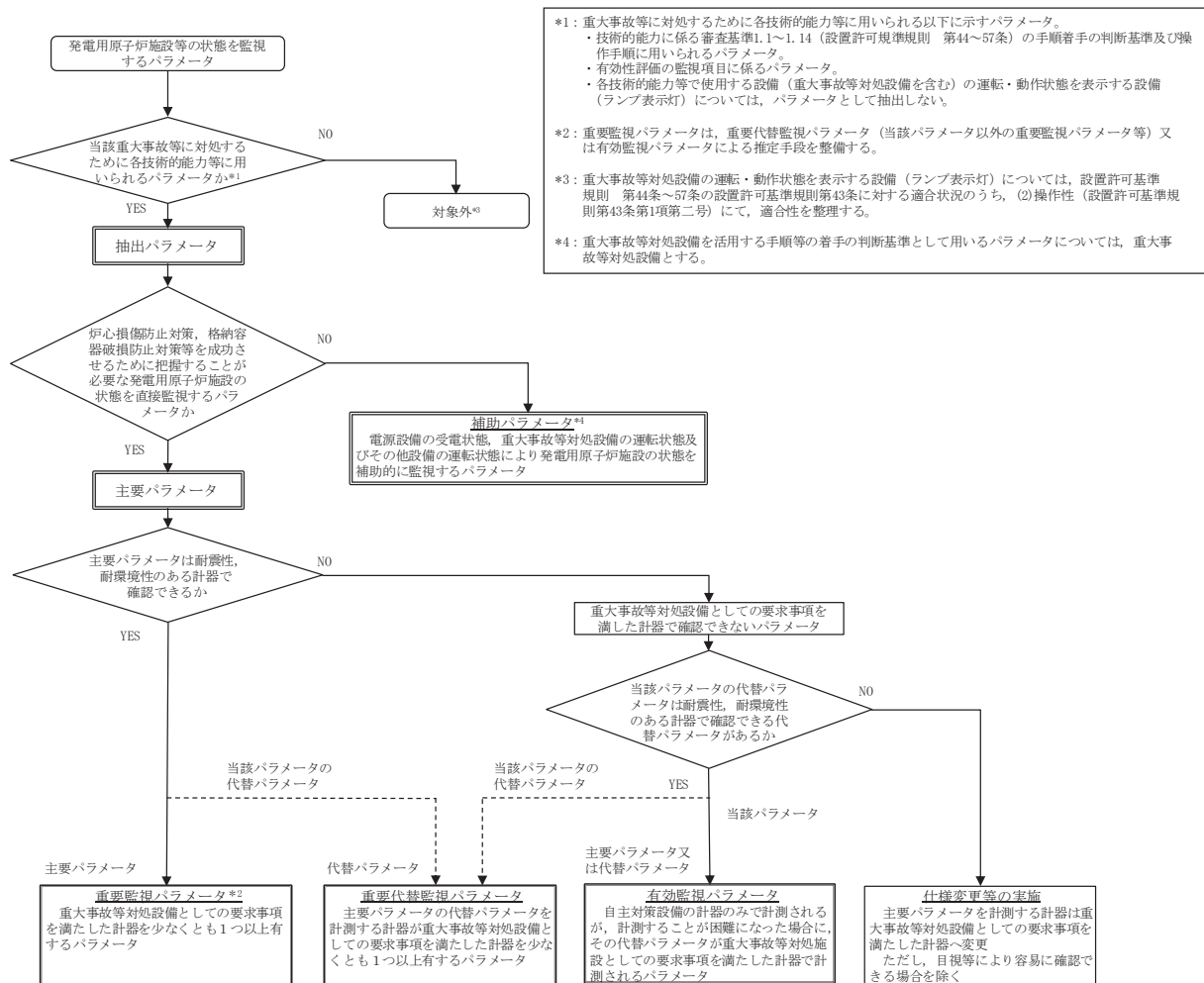
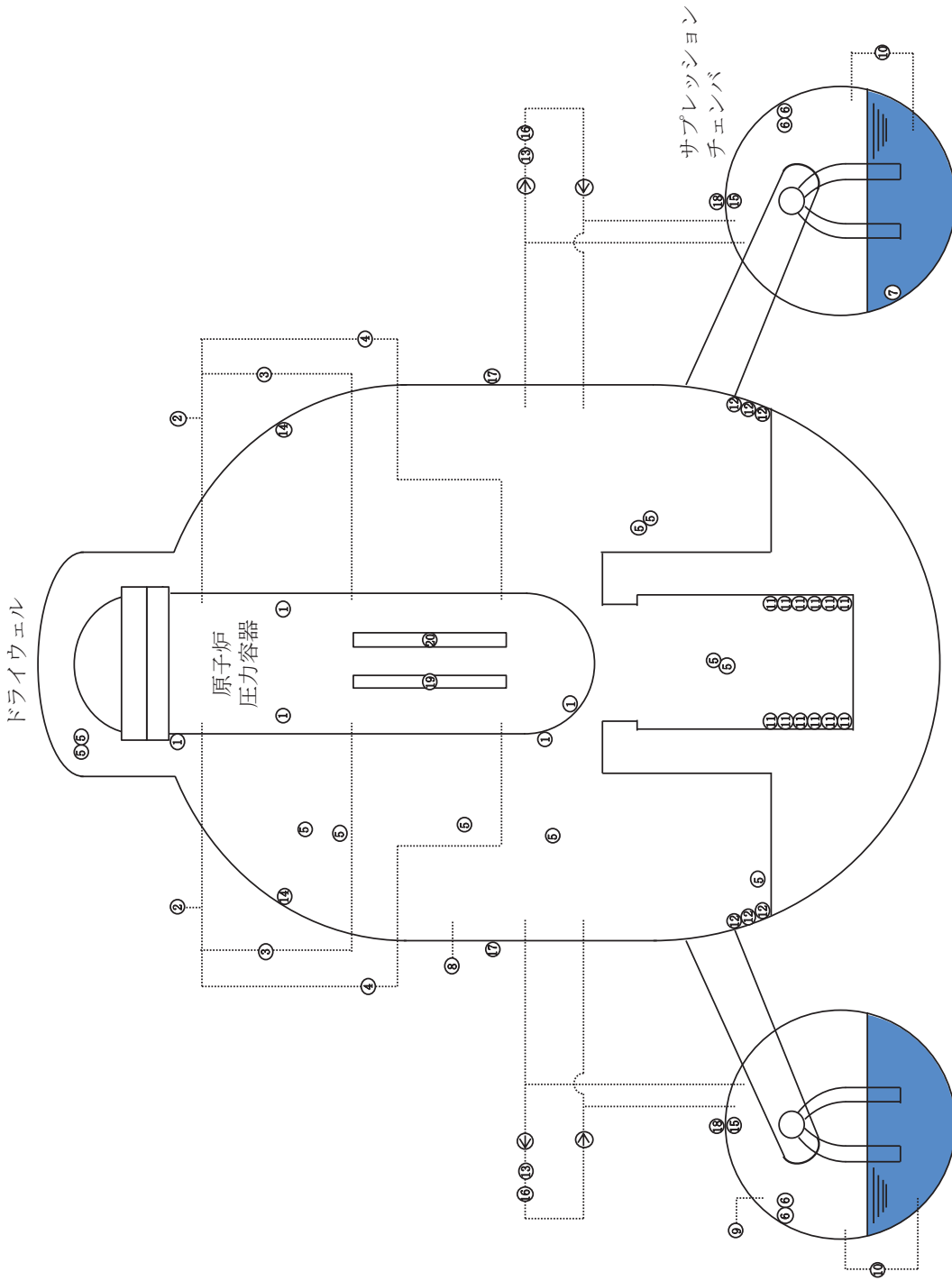


図 3.15-3 重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー



- 【凡例】
- ①：原子炉压力容器温度
 - ②：原子炉圧力
 - ③：原子炉水位（広帯域）
 - ④：原子炉水位（燃料域）
 - ⑤：ドライウエル温度
 - ⑥：圧力抑制室内空気温度
 - ⑦：サブレーションナトリウム水温度
 - ⑧：ドライウエル圧力
 - ⑨：圧力抑制室圧力
 - ⑩：圧力抑制室水位
 - ⑪：原子炉格納容器下部水位
 - ⑫：ドライウエル水位
 - ⑬：格納容器内雰囲気水素濃度
 - ⑭：格納容器内水素濃度 (D/W)
 - ⑮：格納容器内水素濃度 (S/C)
 - ⑯：格納容器内雰囲気酸濃度
 - ⑰：格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)
 - ⑱：格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)
 - ⑲：起動領域モニタ
 - ⑳：平均出力領域モニタ

図 3.15-4 主要設備 概略系統図 (1/3)

- 【凡例】
- ①：残留熱除去系ポンプ出口流量
 - ②：残留熱除去系ポンプ入口流量
 - ③：原子炉補給容器冷却水系系流量
 - ④：原子炉補給容器冷却水入口流量
 - ⑤：原子炉補給容器冷却水出口流量
 - ⑥：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - ⑦：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - ⑧：原子炉補給容器冷却水入口流量
 - ⑨：原子炉補給容器冷却水出口流量
 - ⑩：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - ⑪：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - ⑫：原子炉補給容器冷却水入口流量
 - ⑬：原子炉補給容器冷却水出口流量
 - ⑭：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - ⑮：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - ⑯：原子炉補給容器冷却水入口流量
 - ⑰：原子炉補給容器冷却水出口流量
 - ⑱：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - ⑲：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - ⑳：原子炉補給容器冷却水入口流量
 - ㉑：原子炉補給容器冷却水出口流量
 - ㉒：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - ㉓：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - ㉔：原子炉補給容器冷却水入口流量
 - ㉕：原子炉補給容器冷却水出口流量
 - ㉖：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - ㉗：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - ㉘：原子炉補給容器冷却水入口流量
 - ㉙：原子炉補給容器冷却水出口流量
 - ㉚：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - ㉛：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - ㉜：原子炉補給容器冷却水入口流量
 - ㉝：原子炉補給容器冷却水出口流量
 - ㉞：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - ㉟：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - ㊱：原子炉補給容器冷却水入口流量
 - ㊲：原子炉補給容器冷却水出口流量
 - ㊳：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - ㊴：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - ㊵：原子炉補給容器冷却水入口流量
 - ㊶：原子炉補給容器冷却水出口流量
 - ㊷：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - ㊸：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - ㊹：原子炉補給容器冷却水入口流量
 - ㊺：原子炉補給容器冷却水出口流量
 - ㊻：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - ㊼：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - ㊽：原子炉補給容器冷却水入口流量
 - ㊾：原子炉補給容器冷却水出口流量
 - ㊿：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 1：残留熱除去系ポンプ出口圧力
 - 2：残留熱除去系ポンプ入口圧力
 - 3：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 4：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 5：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 6：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 7：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 8：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 9：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 10：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 11：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 12：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 13：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 14：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 15：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 16：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 17：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 18：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 19：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 20：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 21：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 22：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 23：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 24：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 25：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 26：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 27：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 28：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 29：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 30：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 31：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 32：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 33：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 34：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 35：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 36：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 37：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 38：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 39：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 40：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 41：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 42：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 43：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 44：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 45：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 46：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 47：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 48：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 49：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 50：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 51：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 52：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 53：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 54：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 55：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 56：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 57：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 58：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 59：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 60：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 61：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 62：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 63：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 64：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 65：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 66：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 67：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 68：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 69：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 70：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 71：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 72：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 73：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 74：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 75：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 76：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 77：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 78：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 79：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 80：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 81：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 82：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 83：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 84：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 85：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 86：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 87：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 88：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 89：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 90：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 91：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 92：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 93：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 94：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 95：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 96：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 97：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 98：原子炉補給容器冷却水出口圧力
 - 99：原子炉補給容器冷却水入口圧力
 - 100：原子炉補給容器冷却水出口圧力

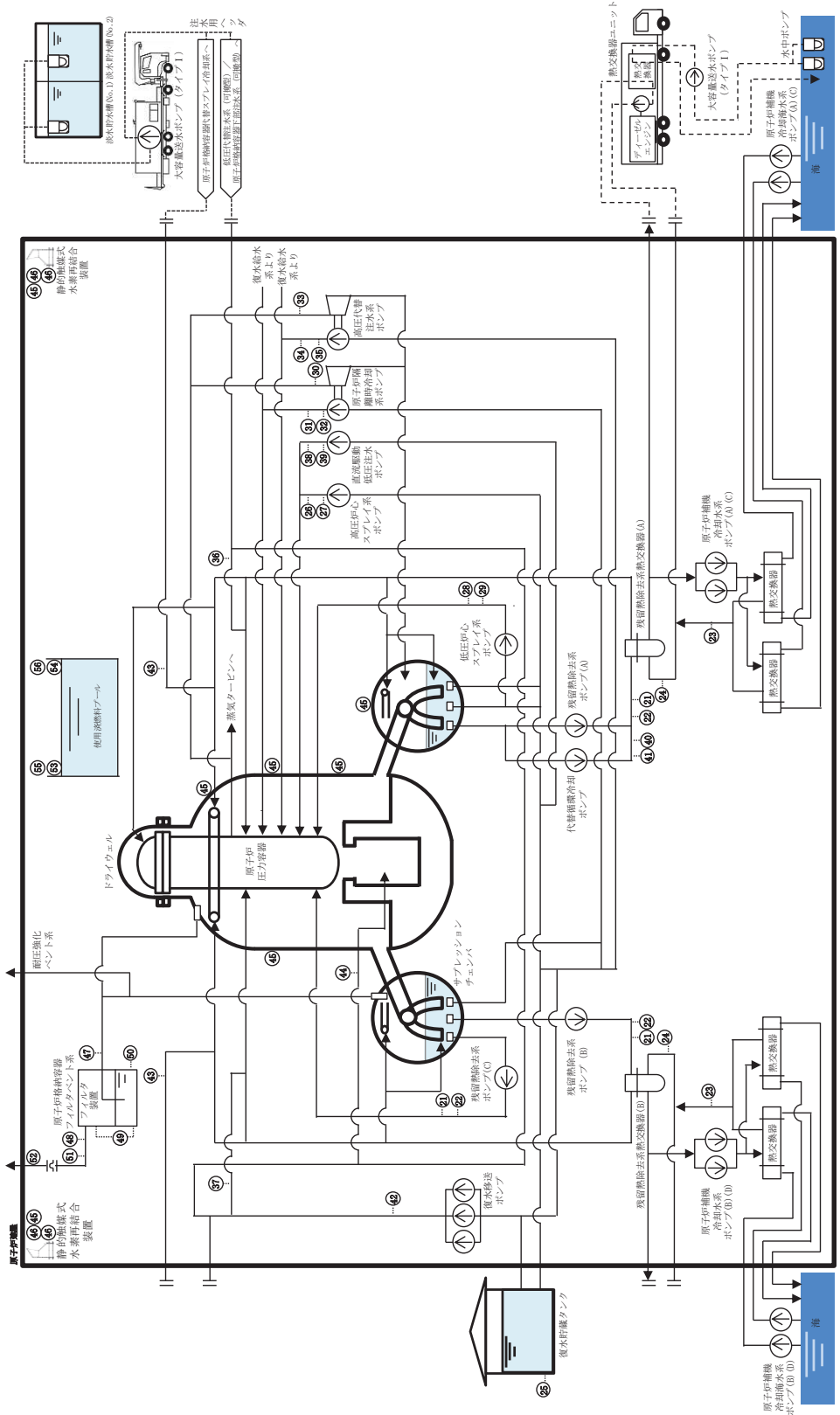
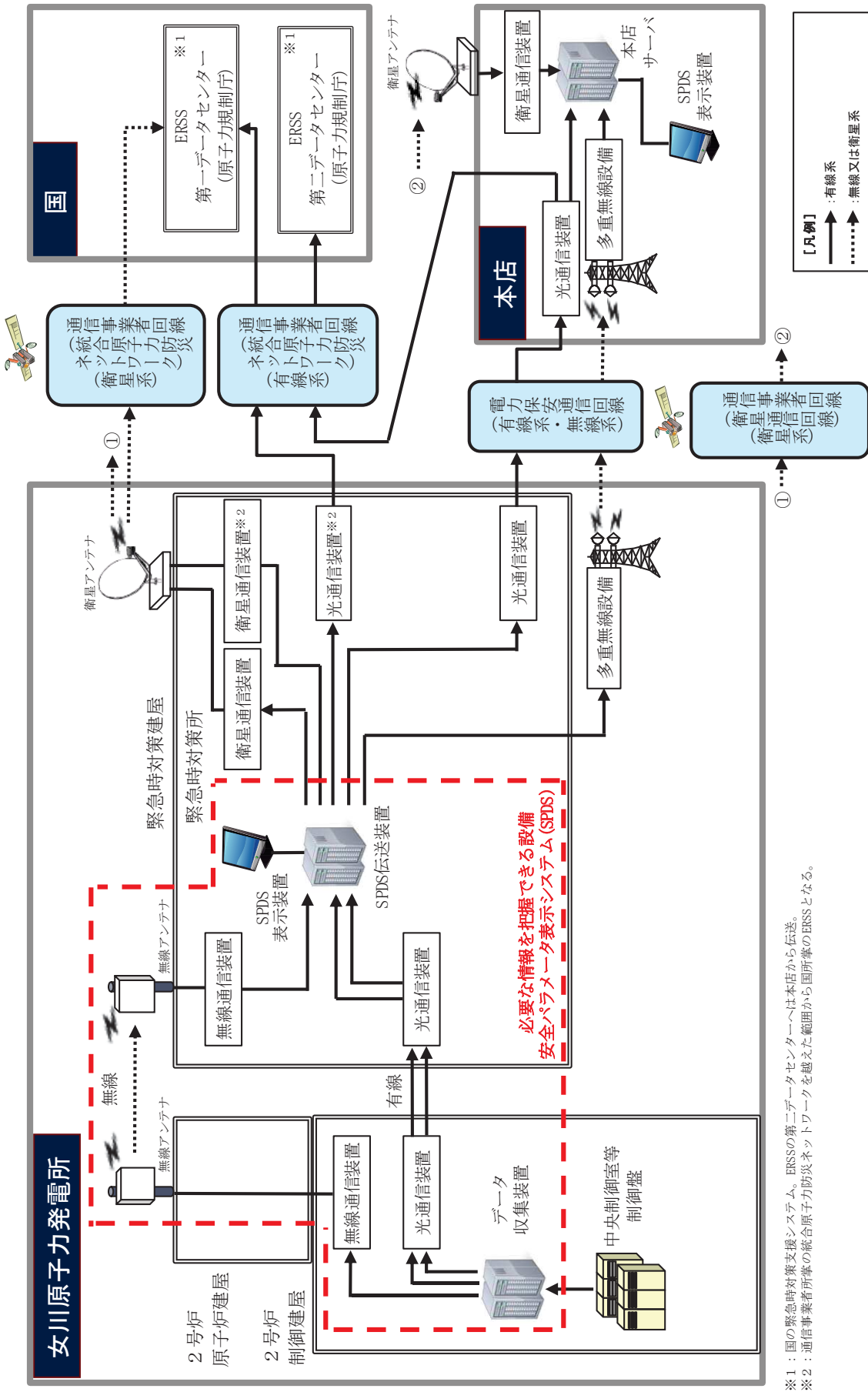


図 3.15-5 主要設備 概略系統図 (2/3)



※1：国の緊急時対策支援システム。ERSSの第二データセンターへは本店から伝送。
 ※2：通信事業者所掌の統合原子力防災ネットワークを越えた範囲から国所掌のERSSとなる。

図 3.15-6 主要設備 概略系統図 (3/3)