

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 3 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熔融炉心を冷却するための設備
 - 3.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
 - 3.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
 - 3.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
 - 3.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
 - 3.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備
 - 3.14 電源設備
 - 3.15 計装設備
 - 3.16 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備
 - 3.17 監視測定設備
 - 3.18 緊急時対策所
 - 3.19 通信連絡を行うために必要な設備

下線部：今回提出資料

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

添付資料 個別設備の設計方針の添付資料

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

下線部：今回提出資料

3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備【44条】

【設置許可基準規則】

(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)

第四十四条 発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行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44条に規定する「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」とは、発電用原子炉が緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。
- 2 第44条に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行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) BWR

- a) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路 (ARI) を整備すること。
- b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置を整備すること。
- c) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備 (SLCS) を整備すること。

(2) PWR

- a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプを自動的に起動させる設備及び蒸気タービンを自動で停止させる設備を整備すること。
- b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」には、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施する設備を整備すること。

3.1.1 適合方針

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界にするために必要な重大事故等対処設備を設置する。

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説明図を第3.1-1図から第3.1-4図に示す。

3.1.1.1 重大事故等対処設備

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うち、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行し、炉心の著しい損傷を防止するための設備として、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）及びほう酸水注入系を設ける。

また、緊急停止失敗時に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。この急激な出力上昇による炉心の著しい損傷を防止するための設備として、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）を設ける。

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

a. ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入

発電用原子炉が運転を緊急に停止していななければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備として、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を使用する。

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路及び代替制御棒挿入機能用電磁弁で構成し、原子炉圧力高信号又は原子炉水位低（レベル2）信号により、全制御棒を全挿入させて発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。

また、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで作動させることができる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

その他、設計基準事故対処設備である制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）を重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

b. 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制

発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備として、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）を使用する。

ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路及び代替原子炉再循環ポンプトリップ遮断器で構成し、原子炉圧力高信号又は原子炉水位低（レベル 2）信号により、原子炉再循環ポンプを停止させて、発電用原子炉の出力を制御できる設計とする。

また、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、自動で停止しない場合に、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで、原子炉再循環ポンプを停止させることができる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

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）として使用する。

c. ほう酸水注入

原子炉保護系の機能が喪失した場合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。

ほう酸水注入系は、ほう酸水注入系ポンプ、ほう酸水注入系貯蔵タンク、電源設備、計測制御設備、流路であるほう酸水注入系の配管、弁類及び注入先である原子炉圧力容器から構成され、原子炉圧力容器下部からほう酸水を注入することで、発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ ほう酸水注入系ポンプ
- ・ ほう酸水注入系貯蔵タンク

本システムの流路として、ほう酸水注入系の配管及び弁類を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

d. ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）による自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動阻止

緊急停止失敗時に自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）が作動し、原子炉圧力容器への注水に伴う急激な出力上昇による炉心の著しい損

傷を防止するための重大事故等対処設備として、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）を使用する。

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、平均出力領域モニタ（局所出力領域モニタ含む）、検出器（原子炉水位）及び論理回路で構成し、中性子束高信号及び原子炉水位低（レベル 2）信号により、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止する設計とする。

また、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を阻止させることができる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）

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）として使用する。

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を第 3.1-1 表に示す。

原子炉圧力容器については、「3.20 原子炉圧力容器」に記載する。

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。

3.1.1.1.1 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。

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで原子炉保護系に対して独立した構成とすることで，原子炉保護系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

また，ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，所内常設蓄電式直流電源設備から受電することで，静止形無停電電源装置から受電する原子炉保護系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は，検出器から代替原子炉再循環ポンプトリップ遮断器まで原子炉保護系に対して独立した構成とすることで，共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

また，ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は，所内常設蓄電式直流電源設備から受電することで，静止形無停電電源装置から受電する原子炉保護系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

ほう酸水注入系は，設計基準事故対処設備である制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，ほう酸水注入系ポンプを非常用交流電源設備からの給電により駆動させることで，アキュムレータを駆動源とする制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）に対して多様性を有する設計とする。

ほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは，原子炉格納容器内及び原子炉建屋原子炉棟内の制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）と異なる区画に設置することで，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）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。

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の論理回路は，自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の論理リセット操作を行う制御盤と異なる制御盤に配置することで，共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

3.1.1.1.2 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。

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は，検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで原子炉保護系に対して独立した構成とすることで，原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計とする。

また，ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の電源は，所内常設蓄電式直流電源設備からの受電とし，静止形無停電電源装置から受電する原子炉保護系と異なる電源とすることで，原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計とする。

ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は，検出器から代替原子炉再循環ポンプトリップ遮断器まで原子炉保護系に対して独立した構成とするこ

とで、原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）の電源は、所内常設蓄電式直流電源設備からの受電とし、静止形無停電電源装置から受電する原子炉保護系と異なる電源とすることで、原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計とする。

ほう酸水注入系は、通常時は原子炉圧力容器と隔離する系統構成とすることで、原子炉圧力容器に悪影響を及ぼさない設計とする。また、ほう酸水注入系の使用時は、他の設備から独立して使用可能とすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、平均出力領域モニタ及び原子炉水位検出器を多重化し、中性子束高信号の「2 out of 3」論理及び原子炉水位低（レベル 2）信号の「2 out of 3」論理を通じて信号を発生させることにより、信頼性の向上を図った回路構成とし、減圧機能に悪影響を及ぼさない設計とする。また、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、自動減圧系の手動操作による主蒸気逃がし安全弁の作動を阻止しない設計とする。

3.1.1.1.3 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

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として使用する ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、想定される重大事故等時において、原子炉圧力高信号又は原子炉水位低（レベル 2）信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。

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として使用する ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、想定される重大事故等時において、原子炉圧力高信号又は原子炉水位低（レベル 2）信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。

ほう酸水注入系のほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備の容量等の仕様が、想定される重大事故等時において、発電用原子炉を未臨界にするために必要な負の反応度添加率を確保するための容量等の仕様に対して十分であるため、設計基準事故対処設備の容量と同仕様の設計とする。

原子炉スクラムが失敗し、原子炉出力が維持されている状態において、減圧機能の作動及び発電用原子炉への注水に伴う急激な出力上昇による炉心の著しい損傷を防止するための設備として使用する ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、想定される重大事故等時において、中性子束高信号及び原子炉水位低（レベル 2）信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。

3.1.1.1.4 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。

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、中央制御室内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。

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）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。

ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、中央制御室内、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。

ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）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。

ほう酸水注入系のほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは、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。

ほう酸水注入系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、中央制御室内、原子炉格納容器内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。

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

3.1.1.1.5 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。

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）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。

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器を多重化し、「1 out of 2 twice」論理を通じて自動的に作動する設計とする。また、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）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。

ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）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。

ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、検出器を多重化し、「1 out of 2 twice」論理を通じて自動的に作動する設計とする。また、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）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。

ほう酸水注入系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備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し、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。ほう酸水注入系は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）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。

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、検出器を多重化し、「2 out of 3」論理を通じて自動的に作動する設計とする。また、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

3.1.1.1.6 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。

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）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。

ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）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。

ほう酸水注入系は、発電用原子炉の運転中に機能・性能試験及び弁動作試験を、発電用原子炉の停止中に機能・性能試験及び弁動作試験が可能な設計とする。

また、発電用原子炉の運転中及び停止中に、ほう酸水注入系テストタンク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。

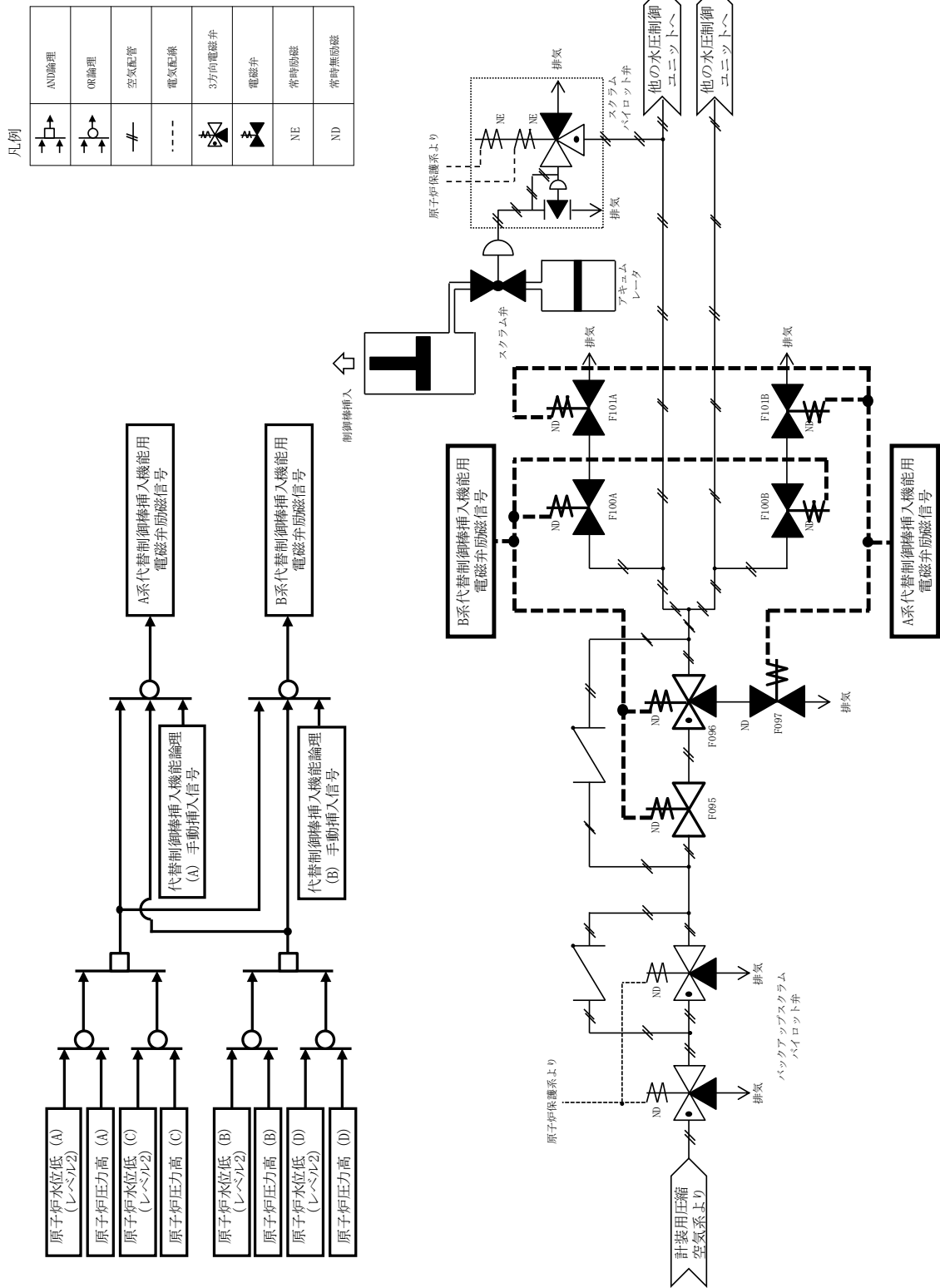
ほう酸水注入系ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解検査が可能な設計とする。

ほう酸水注入系貯蔵タンクは、発電用原子炉の停止中に開放検査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）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。

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

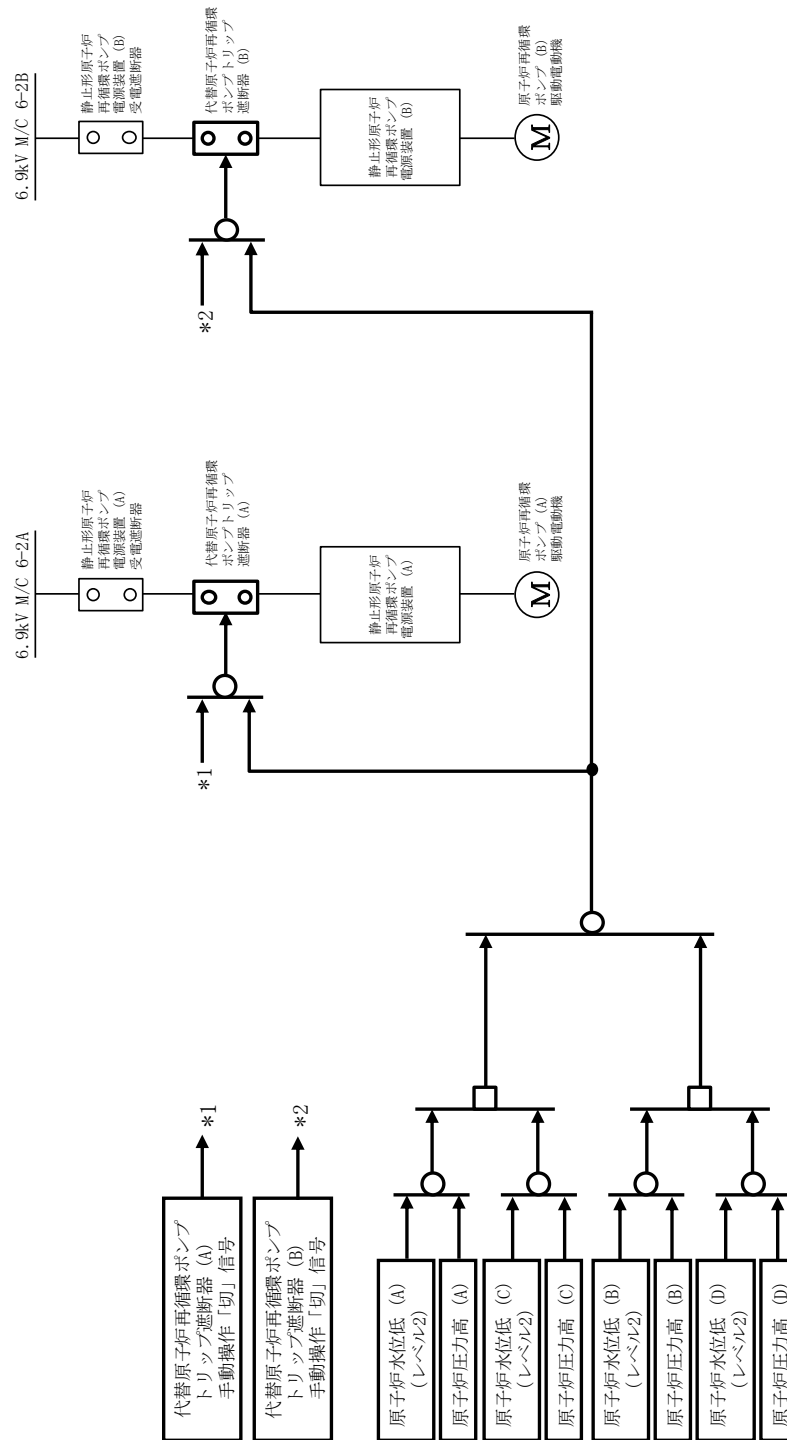
(1) ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)	
個 数	1
(2) ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)	
個 数	1
(3) ほう酸水注入系	
系 統 数	1
中性子吸収材	ほう素 (五ほう酸ナトリウム溶液)
停止時実効増倍率	$k_{\text{eff}} \leq 0.95$
反応度印加速度	最低 0.001 $\Delta k/\text{min}$
ほう酸水注入系ポンプ	
台 数	2 (うち 1 台は予備)
容 量	約 163 $\text{l}/\text{min}/\text{台}$
吐出圧力	約 8.43 MPa [gage]
ほう酸水注入系貯蔵タンク	
材 料	ステンレス鋼
基 数	1
容 量	18.6 $\text{m}^3/\text{個}$
(4) ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能)	
個 数	2



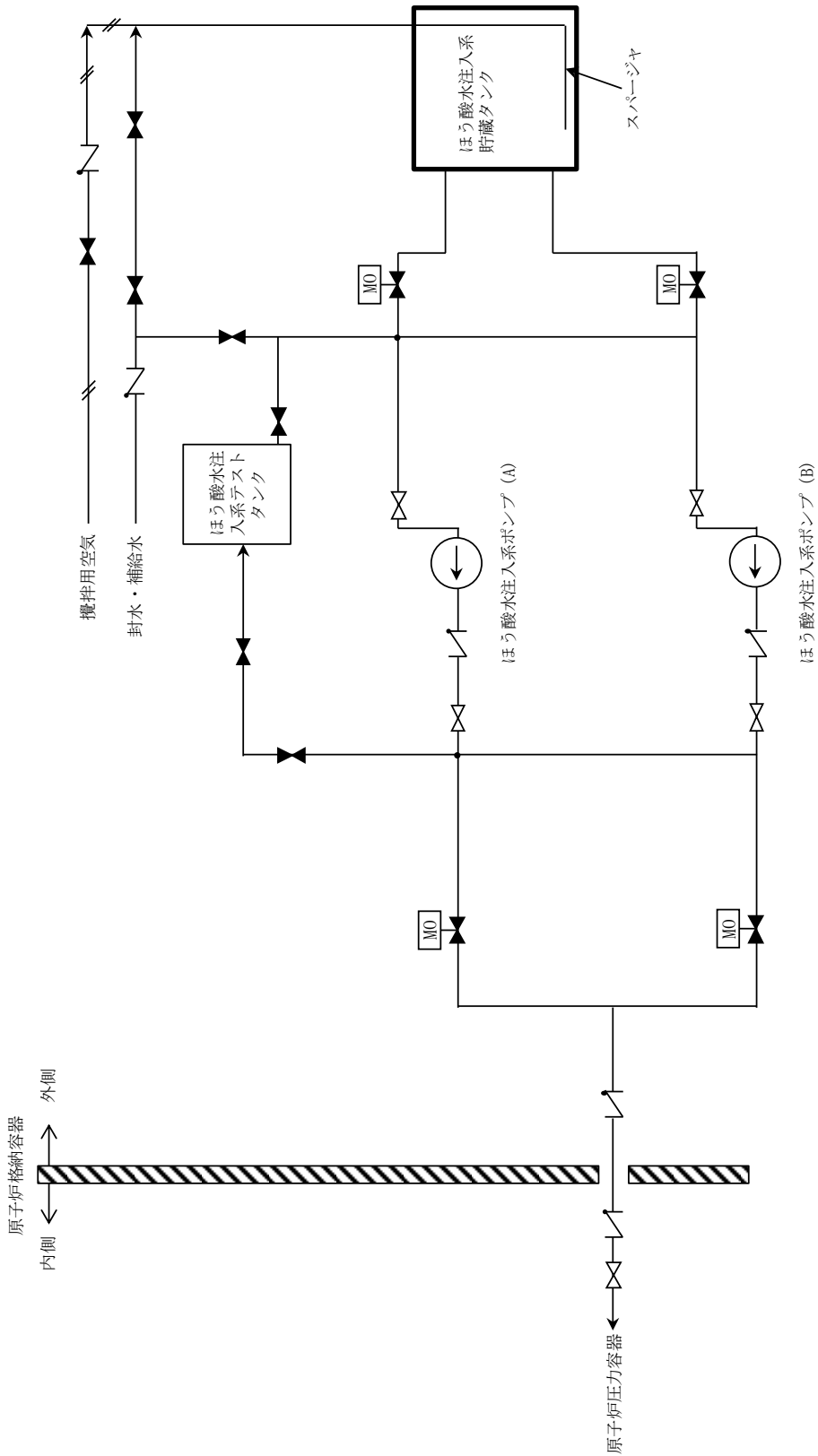
第 3.1-1 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備説明図 (ATWS 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) による制御棒緊急挿入)

凡例

	AND論理
	OR論理



第 3.1-2 図 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説明図
(ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) による原子炉出力抑制)

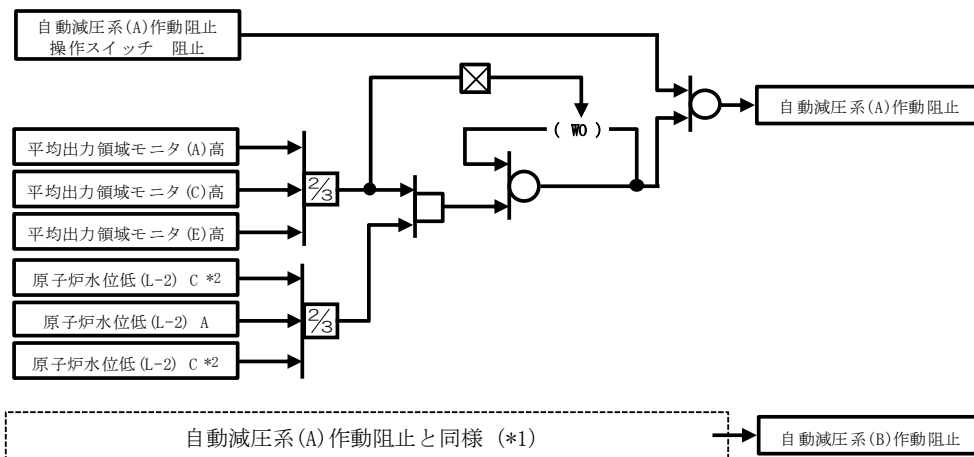


第 3.1-3 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備説明図
(ほう酸水注入系)

<自動減圧系作動阻止機能>

凡例

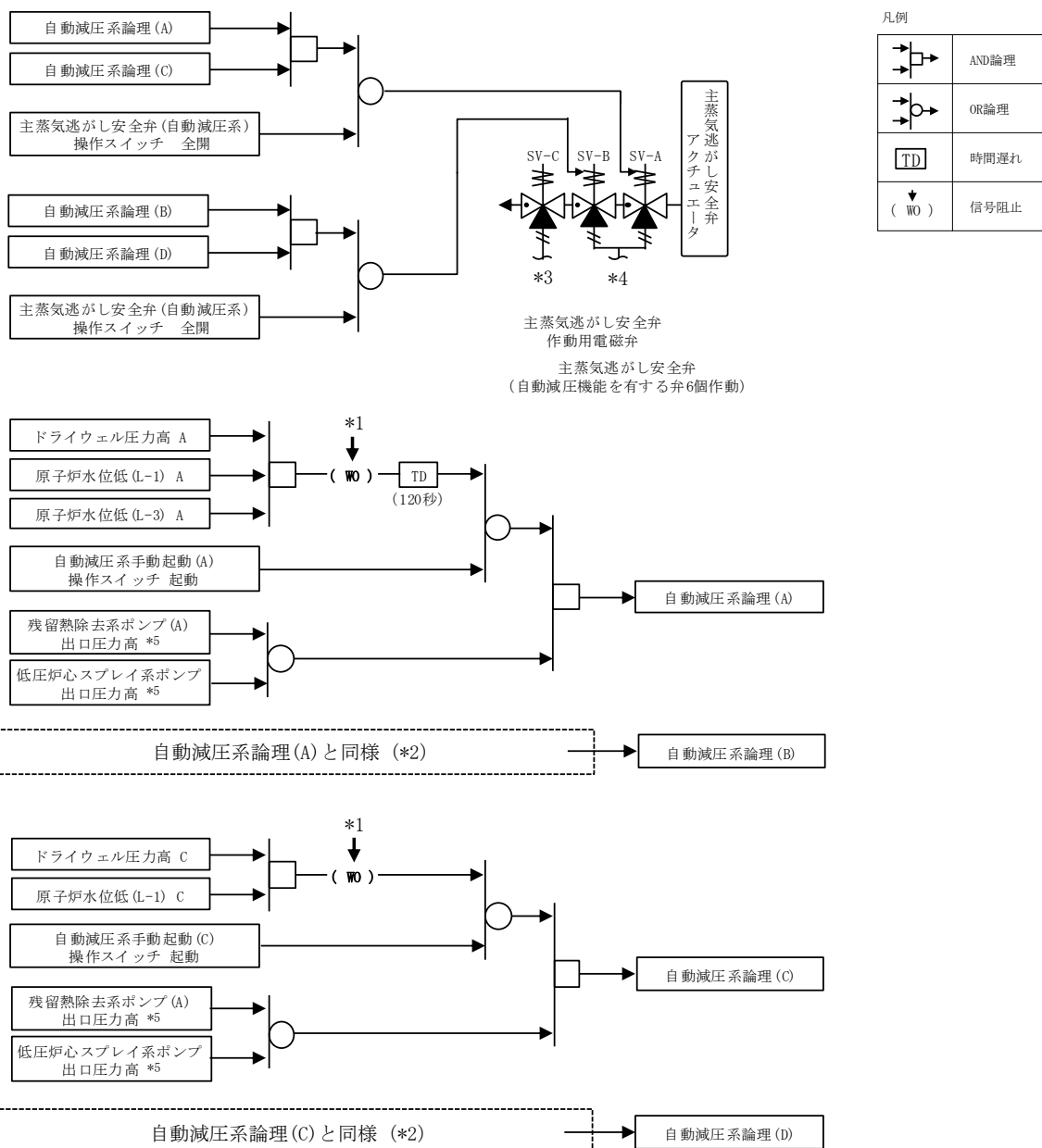
	AND論理
	OR論理
	2 out of 3 論理
	NOT論理
	信号阻止



*1：自動減圧系(B)作動阻止については、各信号の「A」、「C」、「E」を「B」、「D」、「F」に読み替える。
 *2：「原子炉水位低(L-2) C」は異なる計測機器からの信号。自動減圧系(B)作動阻止論理においても同じ。

第 3.1-4(1) 図 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説明図 (ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) による自動減圧系及び代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) の作動阻止)

<自動減圧系>



*1：自動減圧系 (A) 作動阻止信号又は自動減圧系論理リセット信号。

*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。

- ・ドライウエル圧力高 A, C → ドライウエル圧力高 B, D
- ・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

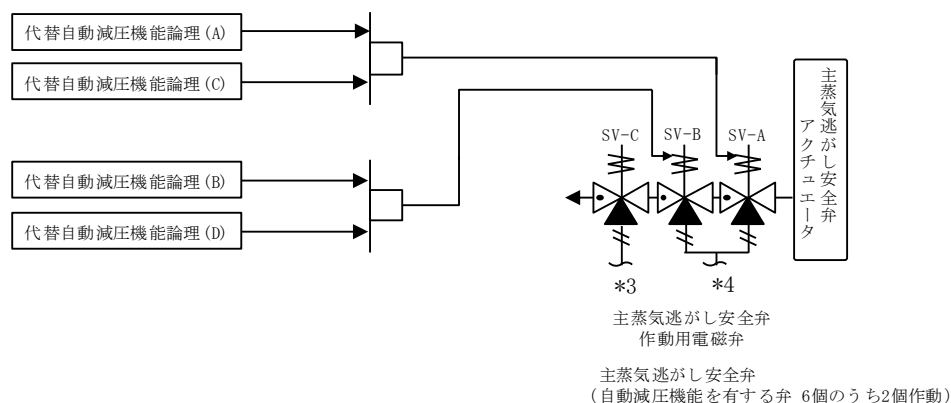
*3：高圧窒素ガス供給系 (常用) より供給。

*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。

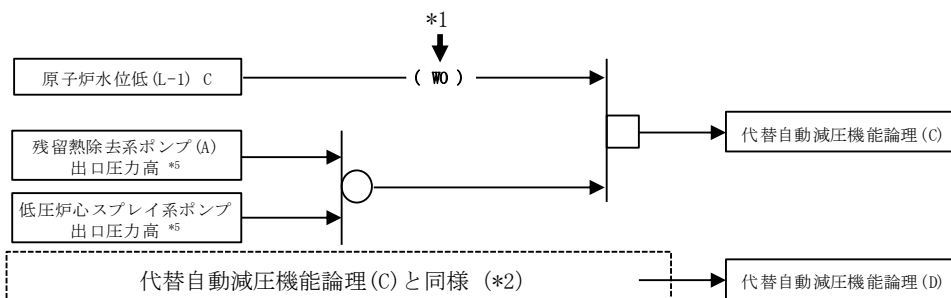
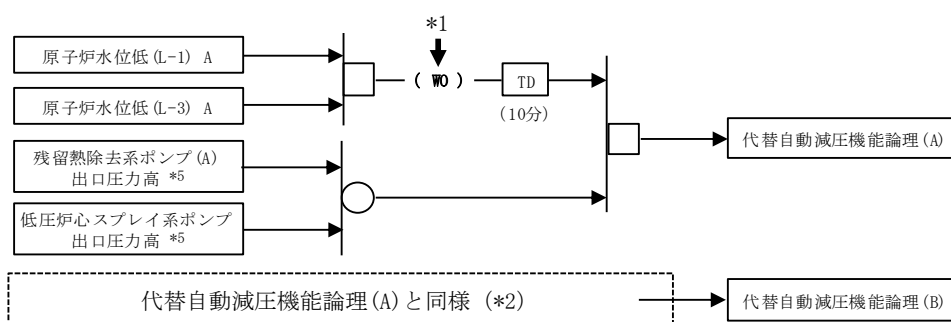
第 3.1-4(2) 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備説明図 (ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) による自動減圧系及び代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) の作動阻止)

<代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）>



凡例

	AND論理
	OR論理
	時間遅れ
	信号阻止



- *1: 自動減圧系作動阻止 (A) 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 3.1-4(3) 図 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説明図 (ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能) による自動減圧系及び代替自動減圧回路 (代替自動減圧機能) の作動阻止)

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。

3.3.1 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)の配管、弁及び主蒸気系の配管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

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、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

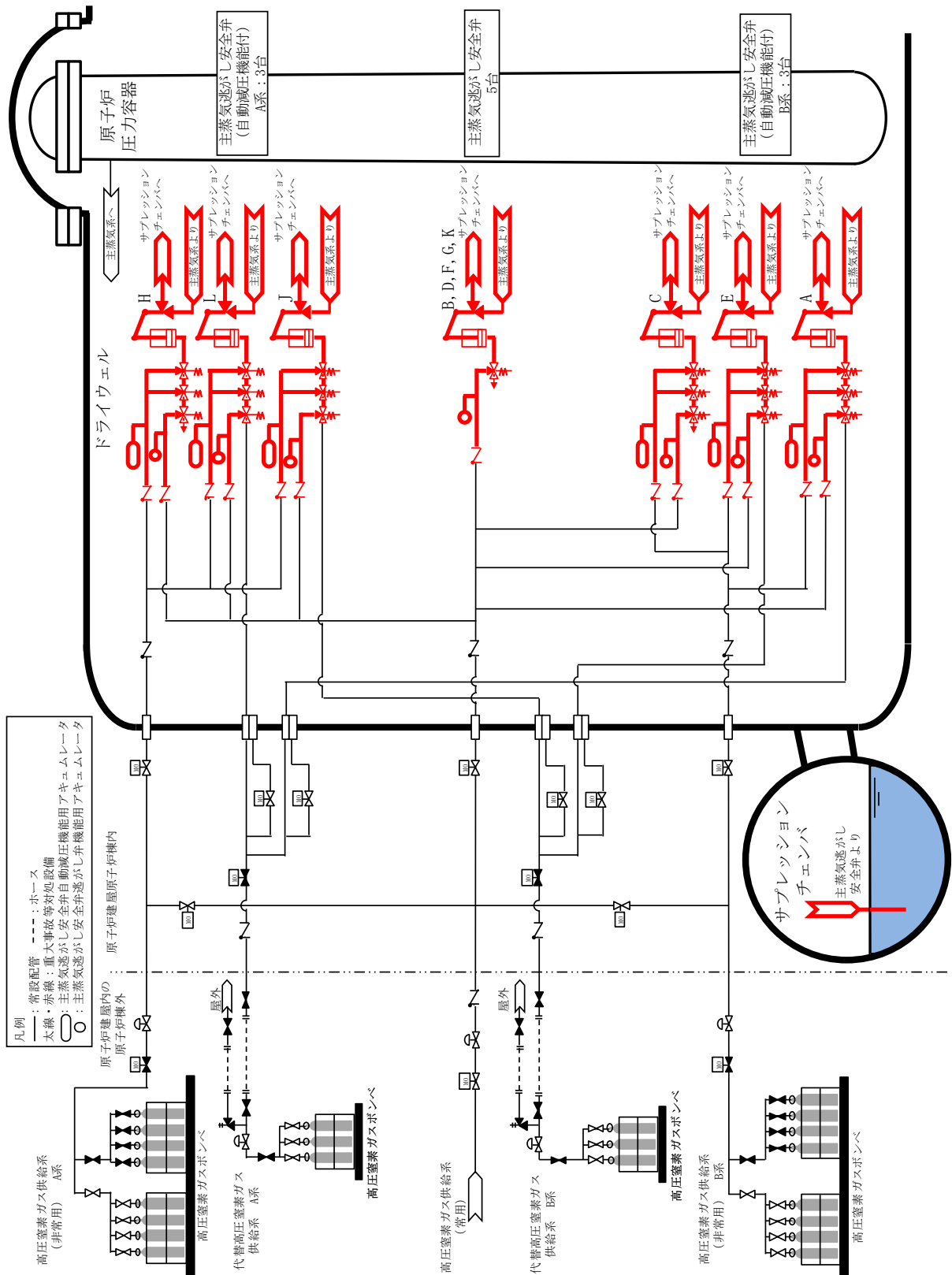
個 数 6

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）の配管、弁及び主蒸気系の配管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保管することで，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，検出器（原子炉水位，残留熱除去系ポンプ出口圧力及び低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力）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（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。

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とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

3.3.1.2.3 容量等

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷を防止するために作動する回路であることから、有効燃料棒上端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、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。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。

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。

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。

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、発電用原子炉運転中又は停止中に外観検査及び機能・性能試験が可能な設計とする。

また、高圧窒素ガスポンベは、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観検査により高圧窒素ガスポンベの変形、発錆等の異常の有無及び残圧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

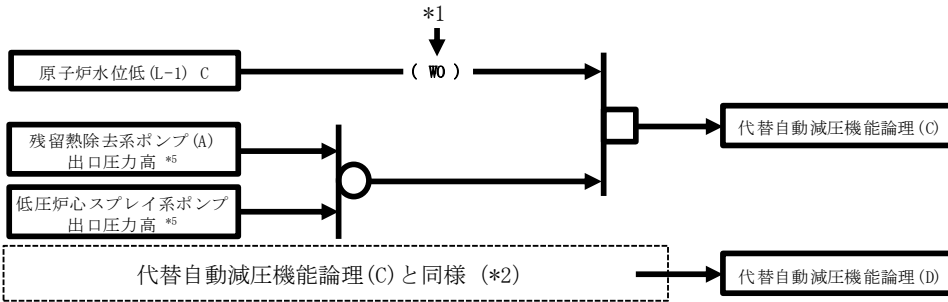
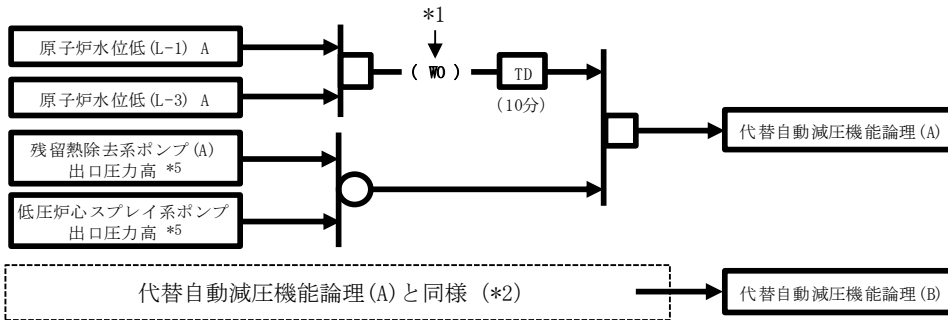
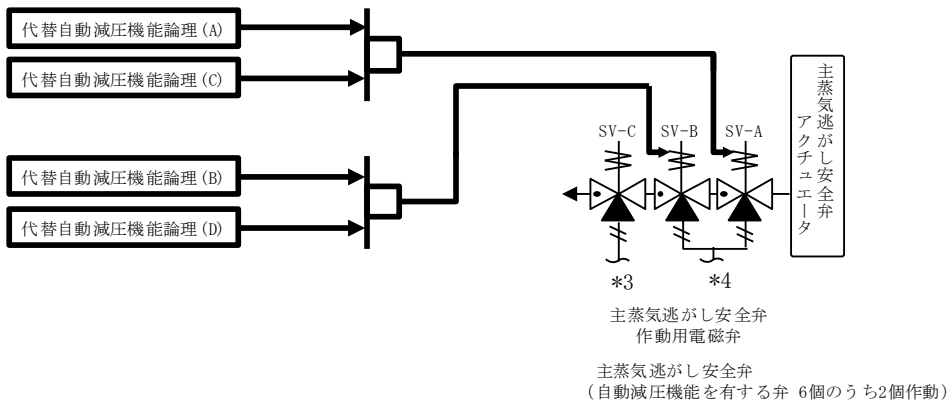
使用箇所 原子炉建屋内の原子炉棟外

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。

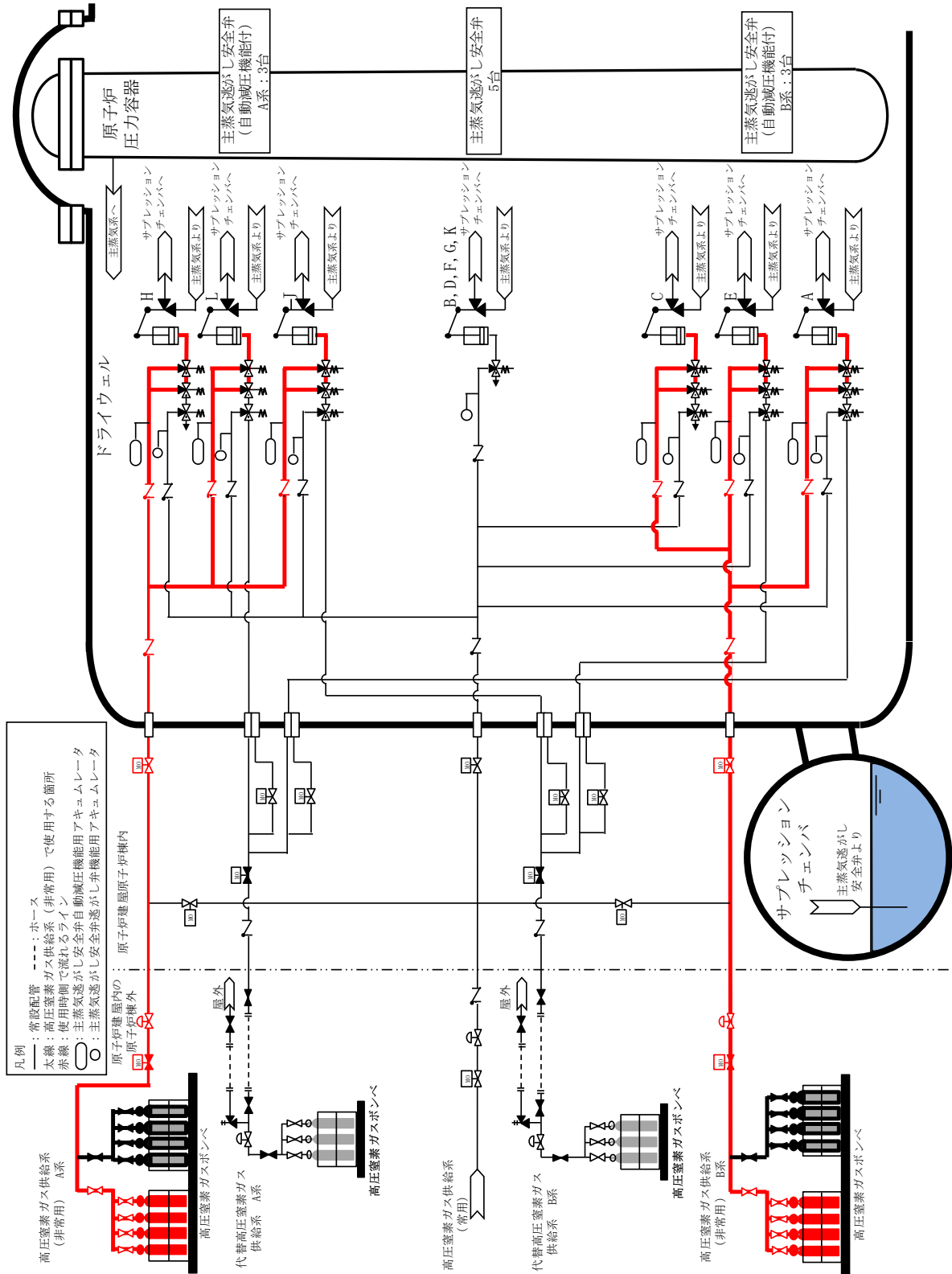
凡例

	AND論理
	OR論理
	時間遅れ
	信号阻止

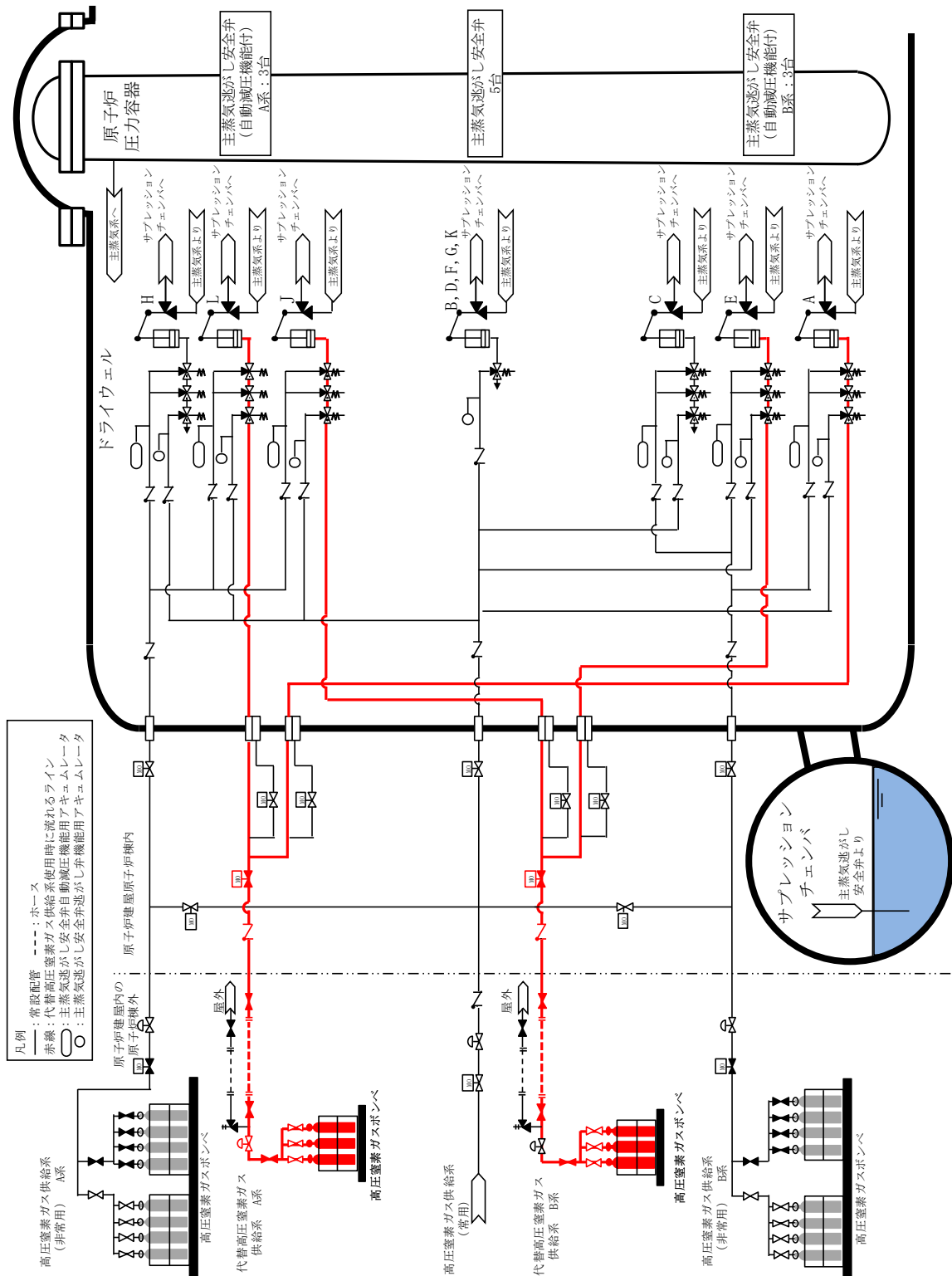


- *1: 自動減圧系 (A) 作動阻止信号又は代替自動減圧機能論理リセット信号。
- *2: 論理 (B) 及び論理 (D) については、各信号を下記のとおり読み替える。
 - ・原子炉水位低 (L-1) A, C → 原子炉水位低 (L-1) B, D
 - ・原子炉水位低 (L-3) A → 原子炉水位低 (L-3) B
 - ・残留熱除去系ポンプ (A) 出口圧力高 → 残留熱除去系ポンプ (B) 出口圧力高
 - ・低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力高 → 残留熱除去系ポンプ (C) 出口圧力高
 - ・自動減圧系 (A) 作動阻止信号 → 自動減圧系 (B) 作動阻止信号
- *3: 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。

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)

3.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備【44条】

【設置許可基準規則】

(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)

第四十四条 発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行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44条に規定する「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」とは、発電用原子炉が緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。

2 第44条に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行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) BWR

a) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路 (ARI) を整備すること。

b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置を整備すること。

c) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備 (SLCS) を整備すること。

(2) PWR

a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプを自動的に起動させる設備及び蒸気タービンを自動で停止させる設備を整備すること。

b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」には、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施する設備を整備すること。

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

3.1.1 設置許可基準規則第44条への適合方針

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界にするための設備として、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）（ARI）、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）及びほう酸水注入系（SLC）を設ける。

また、緊急停止失敗時に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。この急激な出力上昇による炉心の著しい損傷を防止するための設備として、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）を設ける。

(1) ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）（設置許可基準規則解釈の第2項(1)a))

多重化された原子炉保護系から独立した ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を設け、原子炉圧力高信号又は原子炉水位低（レベル2）信号により、全制御棒を全挿入させることが可能な設計とする。なお、原子炉スクラム失敗時は手動操作により ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を作動させることが可能な設計とする。

また、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により作動する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）について、発電用原子炉を未臨界にすることが可能な設計とする。

(2) ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）（設置許可基準規則解釈の第2項(1)b))

多重化された原子炉保護系から独立した ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）を設け、原子炉圧力高信号又は原子炉水位低（レベル2）信号により、原子炉再循環ポンプを自動停止させることが可能な設計とする。なお、原子炉再循環ポンプが自動停止しない場合は手動操作により停止させることが可能な設計とする。

(3) ほう酸水注入系（設置許可基準規則解釈の第2項(1)c))

原子炉保護系の機能が喪失した場合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。

ほう酸水注入系は、発電用原子炉を十分未臨界に維持可能な反応度効果を有する設計とする。

(4) ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）（設置許可基準規則第 44 条）

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）を設け、中性子束高信号及び原子炉水位低（レベル 2）信号により、設計基準事故対処設備である自動減圧系及び重大事故等対処設備である代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動を自動的に阻止可能な設計とする。

(5) 自主対策設備の整備

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための自主対策設備として、以下を整備する。

(i) 原子炉手動スクラムボタン

原子炉手動スクラムボタンの操作により制御棒の緊急挿入が可能であることから、原子炉手動スクラムボタンを整備している。

(ii) 原子炉モードスイッチ「停止」

原子炉モードスイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒の緊急挿入が可能であることから、原子炉モードスイッチを整備している。

(iii) スクラムテストスイッチ

スクラムテストスイッチを操作することにより、制御棒の緊急挿入が可能であることから、スクラムテストスイッチを整備している。

(iv) スクラムソレノイドヒューズ

スクラムソレノイドヒューズを引き抜き、スクラムパイロット弁励磁コイルの電源を遮断することにより、制御棒の緊急挿入が可能であることから、スクラムソレノイドヒューズを整備している。

(v) 原子炉手動制御系、制御棒駆動水圧系

スクラムテストスイッチ若しくはスクラムソレノイドヒューズの操作完了までの間、又はこれらの操作が実施できない場合に、原子炉手動制御系及び制御棒駆動水圧系により制御棒の駆動水圧を確保し、手動挿入が可能であることから、原子炉手動制御系及び制御棒駆動水圧系を整備している。

(vi) 原子炉圧力容器の水位低下操作で使用する設備

給水系（電動機駆動原子炉給水ポンプ）、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレー系による発電用原子炉への給水量の調整により、原子炉水位を低下でき、発電用原子炉の出力抑制が可能であることから、給水系（電動機駆動原子炉給水ポンプ）、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレー系を整備している。

3.1.2 重大事故等対処設備

3.1.2.1 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

3.1.2.1.1 設備概要

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合に、発電用原子炉を未臨界にするため設置するものである。

本システムは、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路及び代替制御棒挿入機能用電磁弁で構成し、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 2）により、自動的に信号を発信し、制御棒を挿入させる機能を有する。ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉圧力検出器及び原子炉水位検出器を多重化し、原子炉圧力高信号及び原子炉水位低（レベル 2）信号を用い、「1 out of 2 twice」論理を通じて作動信号を発生させることにより、信頼性の向上を図った設計とする。

また、中央制御室の手動スイッチにより、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を作動させることが可能な設計とする。

なお、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により作動する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）についても、重大事故等対処設備として整備する。

本システムの重大事故等対処設備一覧を表 3.1-1 に示す。

表 3.1-1 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）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	ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）【常設】 上記 ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）にて作動する設備として、以下の設備を整備する。 制御棒【常設】 制御棒駆動機構【常設】 制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）【常設】
附属設備	—
水源	—
流路	制御棒駆動水圧系配管【常設】
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	平均出力領域モニタ【常設】 起動領域モニタ【常設】

*1：単線結線図を補足説明資料 44-2 に示す。

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

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

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

なお、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、以降、代替制御棒挿入機能という。

3. 1. 2. 1. 2 主要設備の仕様

図 3. 1-1 に代替制御棒挿入機能の説明図を示す。

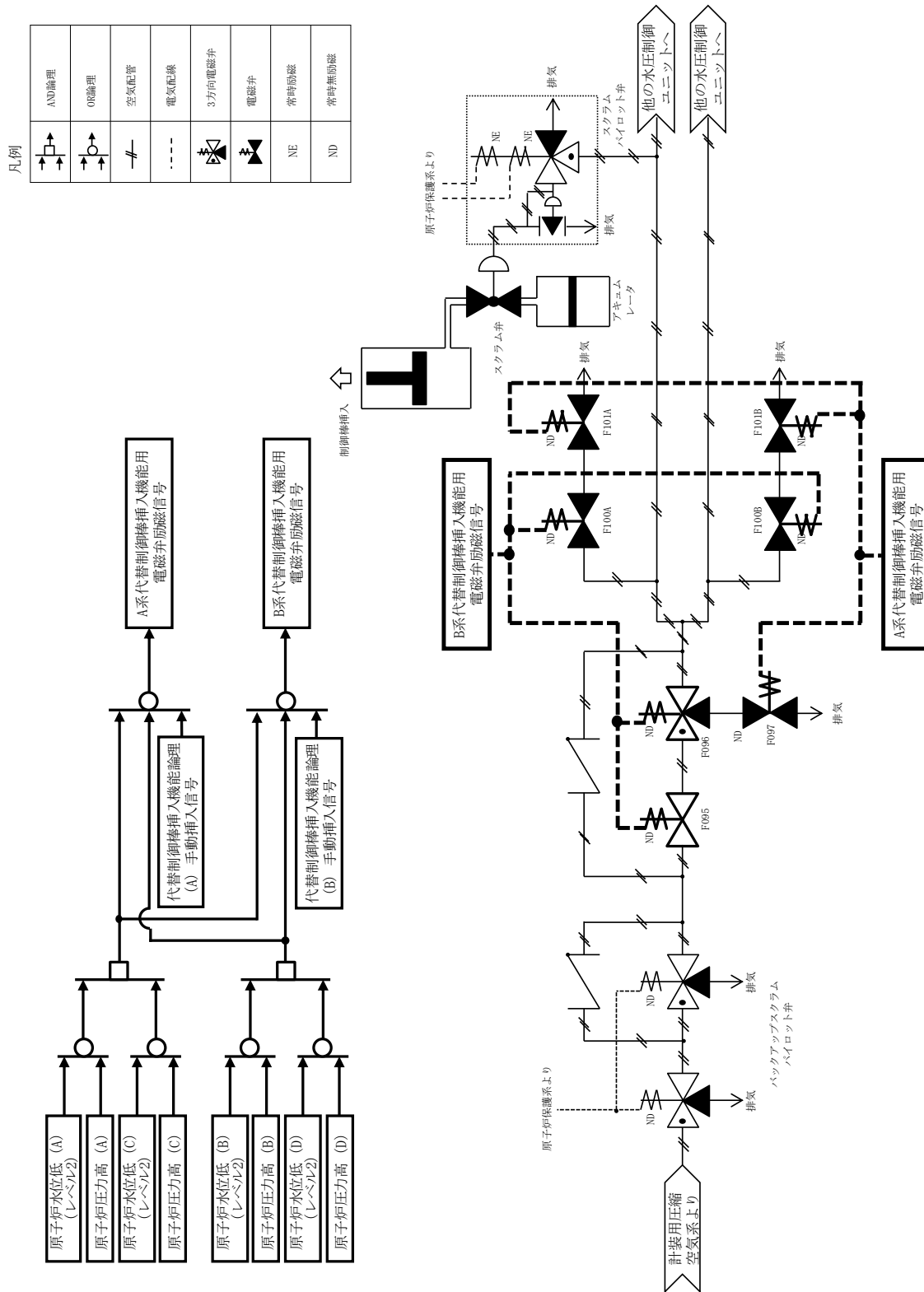


図 3. 1-1 代替制御棒挿入機能説明図

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) 制御棒

種類 : 十字形
組成 : ボロンカーバイド粉末
有効長さ : 3,632 mm
個数 : 137
取付箇所 : 原子炉格納容器内 (原子炉圧力容器内)

(2) 制御棒駆動機構

最高使用圧力 : 8.62 MPa [gage]
最高使用温度 : 302 °C
個数 : 137
取付箇所 : 原子炉格納容器内

(3) 制御棒駆動水圧系 (水圧制御ユニット) アキュムレータ

種類 : たて置円筒形
容量 : 18 ℓ/個 (水側有効容量)
最高使用圧力 : 15.20 MPa [gage]
最高使用温度 : 66 °C
個数 : 137
取付箇所 : 原子炉建屋

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3.1.2.1.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.1.2.1.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項第一号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

代替制御棒挿入機能は，中央制御室内，原子炉建屋 \square 及び \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3.1-2に示す設計とする。

また，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）は，原子炉格納容器内及び原子炉建屋 \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原子炉格納容器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3.1-2に示す設計とする。

(44-3)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

表 3.1-2 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	中央制御室内，原子炉格納容器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，原子炉格納容器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，原子炉格納容器内及び原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第二号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替制御棒挿入機能は，原子炉圧力検出器及び原子炉水位検出器を多重化し，原子炉圧力高信号及び原子炉水位低（レベル 2）信号を用い，「1 out of 2 twice」論理を通じて作動信号を自動的に発生させることにより，信頼性の向上を図った設計とする。

なお，中央制御室にて原子炉スクラムが失敗していることが確認された場合は，中央制御室の制御盤にて手動による代替制御棒挿入機能の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。

また，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）は，操作不要な設計とする。

手動による代替制御棒挿入機能の操作に必要な機器を表 3.1-3 に示す。

(44-3)

表 3.1-3 操作対象機器

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
代替制御棒挿入機能用電磁弁	無励磁→励磁	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	

(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。

代替制御棒挿入機能は、制御棒挿入信号を発信する設備であり、運転中に試験又は検査を実施する場合には、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代替制御棒挿入機能自体が維持できない状態となるため、表 3.1-4 に示すように発電用原子炉の停止中に機能・性能試験及び特性試験が可能な設計とする。

機能・性能試験として、模擬入力による論理回路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。

(44-5)

表 3.1-4 代替制御棒挿入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
	特性試験	計器校正 設定値確認

制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）は、表 3.1-5 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を実施することで、機能・性能の確認が可能な設計とする。

制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）は、機能・性能

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

添 3.1-10

試験として、制御棒を全引抜き位置からスクラムスイッチによりスクラムさせ、スクラム時間について性能の確認を行うことが可能な設計とする。

また、分解検査又は開放検査として、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）の部品の表面に機能・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を目視で確認を行うことが可能な設計とする。

制御棒は、外観検査として、性能に影響を及ぼすおそれのある有意なひび、機器の変形及び部品の脱落がないことを目視（遠隔）で確認を行うことが可能な設計とする。

(44-5)

表 3.1-5 制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）の試験及び検査

発電用原子炉の状態	項目	内容
停止中	機能・性能試験	スクラム機能の確認
	分解検査	制御棒駆動機構の部品の表面状態を、目視により確認
	開放検査	制御棒駆動水圧系(水圧制御ユニット)の部品の表面状態を、目視により確認
	外観検査	制御棒外観の確認

(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。

代替制御棒挿入機能は、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可能な設計とする。

また、制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）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、制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）の使用に当たり切り替えることなく使用可能な設計とする。

(44-4)

(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。

代替制御棒挿入機能は，検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで設計基準事故対処設備である多重化された原子炉保護系とは独立した構成とし，多重化された原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替制御棒挿入機能の電源は，所内常設蓄電式直流電源設備からの受電とし，静止形無停電電源装置から受電する原子炉保護系と異なる電源とすることで，原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計とする。

また，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統設計で使用可能とする。

(44-3, 44-4, 44-7)

(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。

代替制御棒挿入機能の手動操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.1-3 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。

なお，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）は，原子炉格納容器内及び原子炉建屋原子炉棟内に設置されている設備であるが，代替制御棒挿入機能による信号にて動作可能であり，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）については操作不要な設計とする。

(44-3)

3. 1. 2. 1. 3. 2 設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項第一号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2. 3. 2 容量等」に示す。

代替制御棒挿入機能は、原子炉圧力上昇及び原子炉水位低下に至る発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象発生時に、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及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するための設備である。このため、原子炉スクラム失敗時に作動する設備であることを考慮し、「原子炉圧力高」信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。また、原子炉水位低（レベル 3）信号発生時の原子炉スクラム失敗時に作動する設備であることを考慮し、「原子炉水位低（レベル 2）」信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。

制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）は、発電用原子炉を未臨界にすることが可能な能力を有する設計とする。また、アキュムレータの容量にてすべての制御棒を全挿入することが可能な駆動水を有する容量とし、設計基準対象施設の容量等の仕様が、システムの目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設の容量等と同仕様の設計とする。

(44-6)

(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。

代替制御棒挿入機能は、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。

また、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）

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。

代替制御棒挿入機能は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで多重化された原子炉保護系とは独立した構成とし、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

代替制御棒挿入機能は、所内常設蓄電式直流電源設備から受電することで、静止形無停電電源装置から受電する原子炉保護系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

(44-3, 44-7)

3.1.2.2 ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

3.1.2.2.1 設備概要

ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合に、原子炉出力を制御するため、原子炉再循環ポンプを停止させることを目的として設置するものである。

本システムは、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路及び代替原子炉再循環ポンプトリップ遮断器で構成し、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 2）により、自動的に信号を発信し、原子炉再循環ポンプを停止させる機能を有する。ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、原子炉圧力検出器及び原子炉水位検出器を多重化し、原子炉圧力高信号及び原子炉水位低（レベル 2）信号を用い、「1 out of 2 twice」論理を通じて作動信号を発生させることにより、信頼性の向上を図った設計とする。

また、中央制御室の手動スイッチにより、原子炉再循環ポンプを停止させることが可能な設計とする。

本システムの重大事故等対処設備一覧を表 3.1-6 に示す。

表 3.1-6 ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）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	ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）【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	平均出力領域モニタ【常設】 起動領域モニタ【常設】

*1：単線結線図を補足説明資料 44-2 に示す。

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

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

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

なお、ATWS 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は、以降、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能という。

3. 1. 2. 2. 2 主要設備の仕様

図 3. 1-2 に代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の説明図を示す。

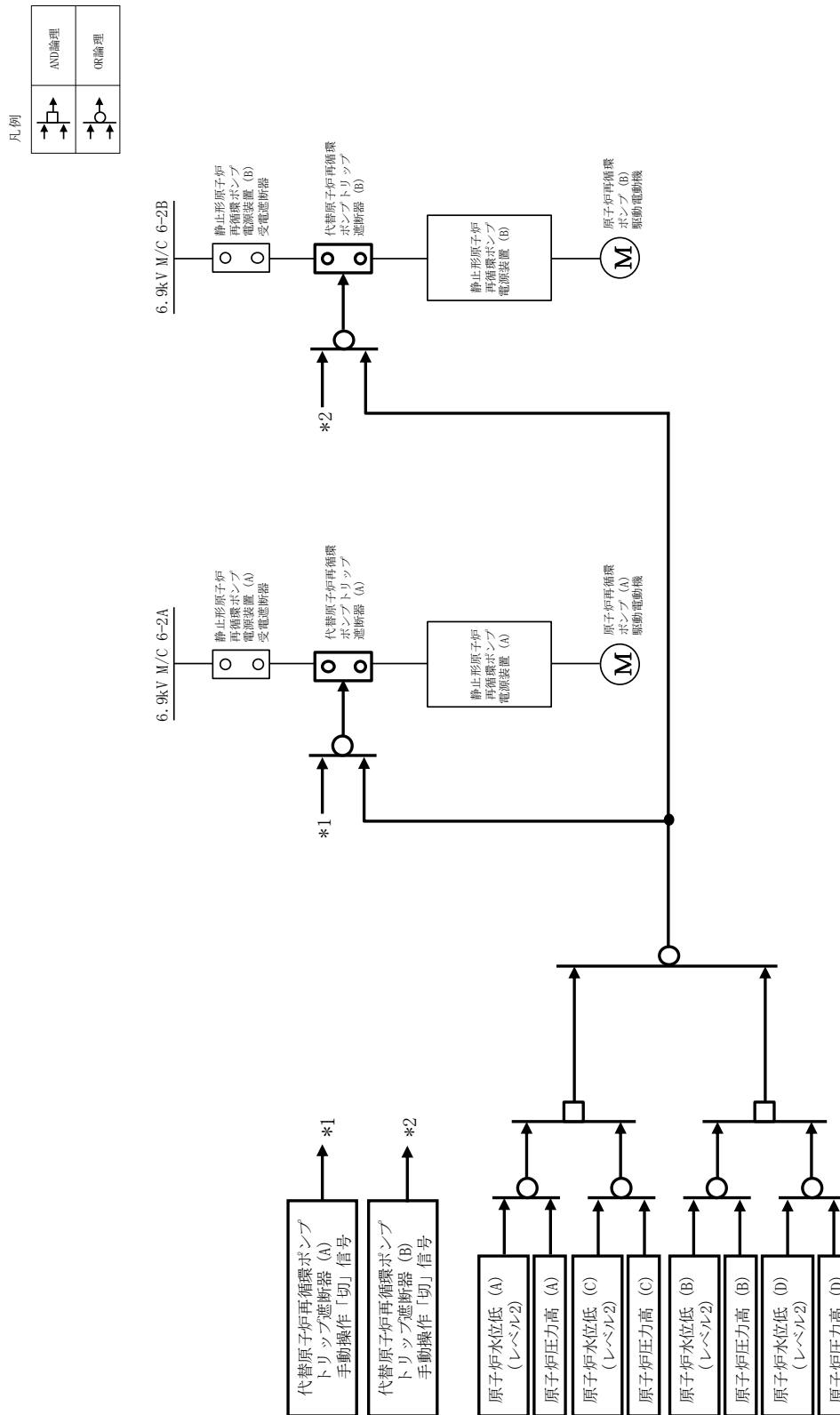


図 3. 1-2 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能説明図

3.1.2.2.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.1.2.2.3.1 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。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は，中央制御室内，原子炉建屋 (原子炉建屋内の原子炉棟外)，原子炉建屋 及び (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，原子炉建屋内の原子炉棟外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3.1-7に示す設計とする。

(44-3)

表3.1-7 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，原子炉建屋内の原子炉棟外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，原子炉建屋内の原子炉棟外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。
海水を通水するシステムへの影響	海水を通水することはない。
地震	適切な地震荷重との組合せを考慮した上で機器が損傷しない設計とする（詳細は「2.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。）。
風（台風）・積雪	中央制御室内，原子炉建屋内の原子炉棟外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。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(2) 操作性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第二号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、原子炉圧力検出器及び原子炉水位検出器を多重化し、原子炉圧力高信号及び原子炉水位低（レベル 2）信号を用い、「1 out of 2 twice」論理を通じて原子炉再循環ポンプトリップ信号を自動的に発生させることにより、信頼性の向上を図った設計とする。

また、中央制御室の制御盤にて手動による原子炉再循環ポンプの停止操作が可能な設計とする。

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

手動による原子炉再循環ポンプの停止操作に必要な機器を表 3.1-8 に示す。

(44-3)

表 3.1-8 操作対象機器

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
代替原子炉再循環ポンプトリップ遮断器(A)	入→切	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	
代替原子炉再循環ポンプトリップ遮断器(B)	入→切	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	

(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。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、原子炉再循環ポンプトリップ信号を発信する設備であり、運転中に試験又は検査を実施する場合には、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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

検査中は機能自体が維持できない状態となるため、表 3.1-9 に示すように発電用原子炉の停止中に機能・性能試験及び特性試験が可能な設計とする。

機能・性能試験として、模擬入力による論理回路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。

(44-5)

表 3.1-9 代替原子炉再循環ポンプトリップ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
	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。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、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可能な設計とする。

(44-4)

(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。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、検出器から代替原子炉再循環ポンプトリップ遮断器まで設計基準事故対処設備である多重化された原子炉保護系とは独立した構成とし、多重化された原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の電源は、所内常設蓄電式直流電源設備からの受電とし、静止形無停電電源装置から受電する原子炉保護系と異なる電源とすることで、原子炉保護系に悪影響を及ぼさない設計とする。

(44-3, 44-7)

(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。

原子炉再循環ポンプの手動停止操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.1-8 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。

(44-3)

3. 1. 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。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、原子炉圧力上昇及び原子炉水位低下に至る発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象発生時に、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及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉出力を制御するための設備である。このため、原子炉スクラム失敗時に作動する設備であることを考慮し、「原子炉圧力高」信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。また、原子炉水位低（レベル 3）信号発生時の原子炉スクラム失敗時に作動する設備であることを考慮し、「原子炉水位低（レベル 2）」信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。

(44-6)

(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。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は、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。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は, 検出器から代替原子炉再循環ポンプトリップ遮断器まで多重化された原子炉保護系とは独立した構成とし, 共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

代替原子炉再循環ポンプトリップ機能は, 所内常設蓄電式直流電源設備から受電することで, 静止形無停電電源装置から受電する原子炉保護系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

(44-3, 44-7)

3.1.2.3 ほう酸水注入系

3.1.2.3.1 設備概要

原子炉保護系の機能が喪失した場合においても、発電用原子炉を未臨界に移行し、炉心の著しい損傷を防止することを目的として、十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系を使用する。

本システムは、ほう酸水注入系ポンプ、ほう酸水注入系貯蔵タンク、電源設備、計装設備、流路であるほう酸水注入系の配管、弁類及び注入先である原子炉圧力容器で構成される。

本システムは、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸水である五ほう酸ナトリウム溶液を原子炉圧力容器へ注入することで、発電用原子炉を未臨界にすることが可能な設計とする。

本システムは、中央制御室からの起動操作により系統構成を行い、ほう酸水注入系ポンプを起動させ、原子炉圧力容器にほう酸水を注入する。

本システムの系統概要図を図 3.1-3 に、重大事故等対処設備一覧を表 3.1-10 に示す。

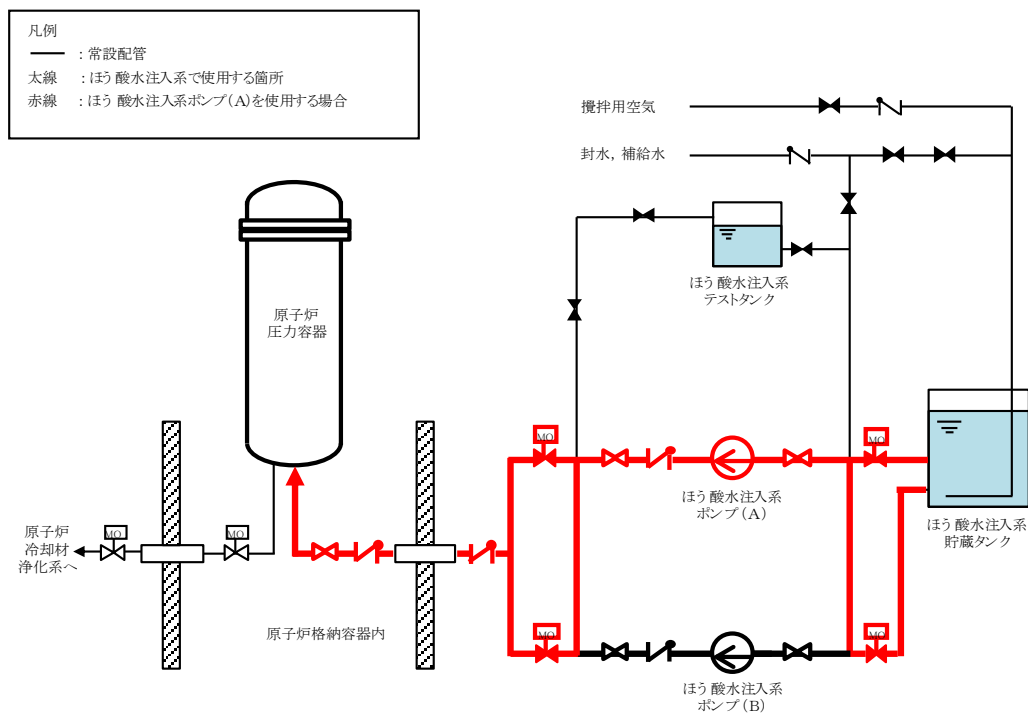


図 3.1-3 ほう酸水注入系系統概要図

表 3.1-10 ほう酸水注入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	ほう酸水注入系ポンプ【常設】 ほう酸水注入系貯蔵タンク【常設】
附属設備	—
水源	—
流路	ほう酸水注入系 配管・弁類【常設】
注入先	原子炉压力容器【常設】
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	平均出力領域モニタ【常設】 起動領域モニタ【常設】

*1：単線結線図を補足説明資料 44-2 に示す。

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

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

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

3.1.2.3.2 主要設備の仕様

主要機器の仕様を以下に示す。

(1) ほう酸水注入系ポンプ

種類	:	往復式
容量	:	約 163 ℓ/min/個
吐出圧力	:	約 8.43 MPa [gage]
最高使用圧力	:	吸込側 1.18MPa [gage]／吐出側 10.80 MPa [gage]
最高使用温度	:	66 °C
個数	:	2 (うち予備 1)
取付箇所	:	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)
原動機出力	:	37 kW

(2) ほう酸水注入系貯蔵タンク

種類	:	たて置円筒形
容量	:	18.6 m ³ /個
最高使用圧力	:	静水頭
最高使用温度	:	66 °C
個数	:	1
取付箇所	:	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

3.1.2.3.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.1.2.3.3.1 設置許可基準規則第43条第1項への適合方針

(1) 環境条件及び荷重条件（設置許可基準規則第43条第1項第一号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については，「2.3.3 環境条件等」に示す。

ほう酸水注入系のほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは，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，以下の表 3.1-11 に示す設計とする。

ほう酸水注入系ポンプの操作は，中央制御室の操作スイッチから遠隔操作可能な設計とする。

(44-3)

表 3.1-11 想定する環境条件及び荷重条件

環境条件等	対応
温度・圧力・湿度・放射線	原子炉建屋原子炉棟内で想定される温度，圧力，湿度及び放射線条件下に耐えられる性能を確認した機器を使用する。
屋外の天候による影響	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

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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。

ほう酸水注入系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室の操作スイッチにより操作可能な設計とする。

ほう酸水注入系の起動操作は、原子炉出力抑制により原子炉出力を抑制した後、中央制御室からの手動操作により、ほう酸水注入系ポンプの操作スイッチを「ポンプ A (又は B)」位置にすることで、SLC タンク出口弁及び SLC 注入電動弁が「全閉」から「全開」となり、ほう酸水注入系ポンプが起動し、原子炉圧力容器へほう酸水を注入する。

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

また、ほう酸水注入系ポンプは並列に 2 台設置され、1 台を予備とすることで多重性を備えた設計とし、必要なときに確実にほう酸水を注入できるよう、ポンプの吐出側に並列に 2 個の SLC 注入電動弁を設けることで、確実に原子炉圧力容器へほう酸水を注入することが可能な設計とする。

なお、ほう酸水注入系貯蔵タンクについては、操作不要な設計とする。

ほう酸水注入系の操作に必要な機器を表 3.1-12 に示す。

(44-3, 44-4)

表 3.1-12 操作対象機器

機器名称	状態の変化	設置場所	操作場所	操作方法	備考
SLC タンク出口弁 (A)	全閉 →全開*1	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	*1:ポンプ起 動で一括連 動 *2:ポンプは うち 1 台使 用
SLC タンク出口弁 (B)	全閉 →全開*1	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	
SLC 注入電動弁 (A)	全閉 →全開*1	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	
SLC 注入電動弁 (B)	全閉 →全開*1	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	
ほう酸水注入系ポンプ (A)	停止 →起動*2	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	
ほう酸水注入系ポンプ (B)	停止 →起動*2	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	
CUW 入口ライン第一隔離弁	全開 →全閉*1	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	
CUW 入口ライン第二隔離弁	全開 →全閉*1	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	

(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。

ほう酸水注入系は、表 3.1-13 に示すように発電用原子炉の運転中に機能・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、分解検査及び開放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。

ほう酸水注入系に使用するほう酸水注入系ポンプは、発電用原子炉の停止中にリキッドシリンダカバーを取り外して、ポンプ部品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及び停止中に、ほう酸水注入系テストタンク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。

なお、ほう酸水注入系貯蔵タンクは、発電用原子炉の停止中にマンホールを開放して、目視等でタンク内部の状態を確認する開放検査が可能な設計とする。

(44-5)

表 3.1-13 ほう酸水注入系の試験及び検査

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

(4) 切替えの容易性（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第四号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

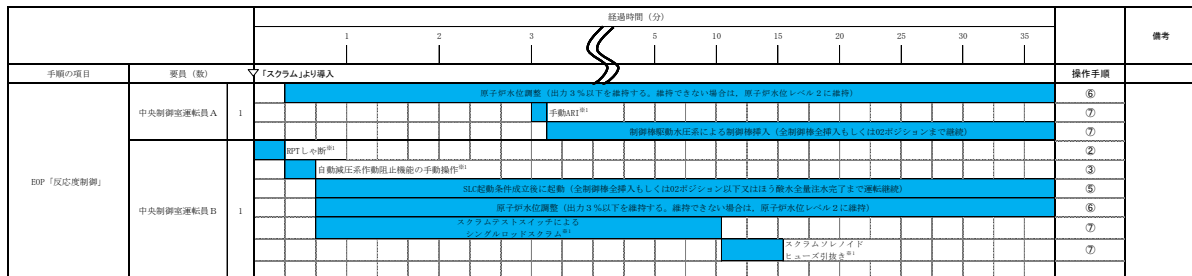
基本方針については、「2.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

ほう酸水注入系は、想定される重大事故等時において、本来の用途である原子炉圧力容器へのほう酸水注入以外の用途には使用しない設計とする。

原子炉圧力容器へのほう酸水注入の際に操作が必要となるほう酸水注入系ポンプ、SLC タンク出口弁及び SLC 注入電動弁は、中央制御室における操作盤上の起動用スイッチにより、速やかに操作が可能な設計とする。

また、ほう酸水注入系によるほう酸水の注入は、原子炉自動スクラム又は手動スクラムを実施しても、原子炉スクラムが成功しない場合に実施される操作であり、図 3.1-4 で示すタイムチャートのとおり、切替え操作を実施することが可能な設計とする。

(44-4)



※1: 機器の動作時間に余裕を見込んだ時間

図 3.1-4 発電用原子炉の緊急停止対応タイムチャート*

*:「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合方針について (個別手順) の 1.1 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。

ほう酸水注入系は、通常時は原子炉圧力容器と隔離する系統構成とすることで、原子炉圧力容器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 3.1-14 に示す。

また、ほう酸水注入系の使用時も、他の設備から独立して使用可能とすることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

表 3.1-14 ほう酸水注入系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
原子炉圧力容器	SLC 注入電動弁 (A)	電気作動	通常時閉
	SLC 注入電動弁 (B)	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。

ほう酸水注入系の操作に必要な機器の設置場所及び操作場所を表 3.1-12 に示す。これらの設備は全て操作位置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。

なお、ほう酸水注入系貯蔵タンクについては操作不要な設計とする。

(44-3)

3. 1. 2. 3. 3. 2 設置許可基準規則第 43 条第 2 項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第 43 条第 2 項第一号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2. 3. 2 容量等」に示す。

ほう酸水注入系のほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備の容量等の仕様が、想定される重大事故等時において、発電用原子炉を未臨界にするために必要な負の反応度添加率を確保するための容量等の仕様に対して十分であるため、設計基準事故対処設備の容量と同仕様の設計とする。

(44-6)

(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。

ほう酸水注入系は、二以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。

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

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

ほう酸水注入系は、設計基準事故対処設備である制御棒、制御棒駆動機構、

及び制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）と共通要因によって同時に機能が損なわれないよう、ほう酸水注入系ポンプを非常用ディーゼル発電機からの給電により駆動させることで、アキュムレータを駆動源とする制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）に対して多様性を有する設計とする。

ほう酸水注入系ポンプ及びほう酸水注入系貯蔵タンクは、原子炉格納容器内及び原子炉建屋原子炉棟内の制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）と異なる区画に設置することで、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動水圧系（水圧制御ユニット）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。

ほう酸水注入系の設計基準事故対処設備との多様性及び位置的分散について、表 3.1-15 に示す。

(44-3)

表 3.1-15 ほう酸水注入系の多様性, 位置的分散

項目	設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備
	制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動水圧系 (水圧制御ユニット)	ほう酸水注入系
ポンプ	不要	ほう酸水注入系ポンプ
	—	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)
水源	不要	ほう酸水注入系貯蔵タンク
	—	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)
駆動源	アキュムレータ	不要
	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)	—
駆動用電源	不要	非常用ディーゼル発電機
	—	原子炉建屋 (原子炉建屋原子炉棟内)
駆動用空気	不要	不要
潤滑油	不要	不要 (付属ポンプ)
冷却方式	不要	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。

3.1.2.4 ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）

3.1.2.4.1 設備概要

ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、原子炉スクラム失敗時に発電用原子炉の出力が維持されている状態において、減圧機能の作動及び原子炉圧力容器への注水に伴う急激な出力上昇による炉心の著しい損傷を防止する目的として設置するものである。

本システムは、平均出力領域モニタ（局所出力領域モニタ含む）、検出器（原子炉水位）及び論理回路で構成し、中性子束高及び原子炉水位低（レベル 2）により、自動的に信号を発信し、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧を阻止する機能を有する。ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、平均出力領域モニタ及び原子炉水位検出器を多重化し、中性子束高信号の「2 out of 3」論理及び原子炉水位低（レベル 2）信号の「2 out of 3」論理を通じて、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動阻止信号を発生させることにより、信頼性の向上を図った設計とする。

また、中央制御室の手動スイッチにより、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の作動阻止信号を発生させることが可能な設計とする。

本システムの重大事故等対処設備一覧を表 3.1-16 に示す。

表 3.1-16 ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）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	ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）【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【常設】（設計基準拡張）
計装設備*2	平均出力領域モニタ【常設】 起動領域モニタ【常設】

*1：単線結線図を補足説明資料 44-2 に示す。

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

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

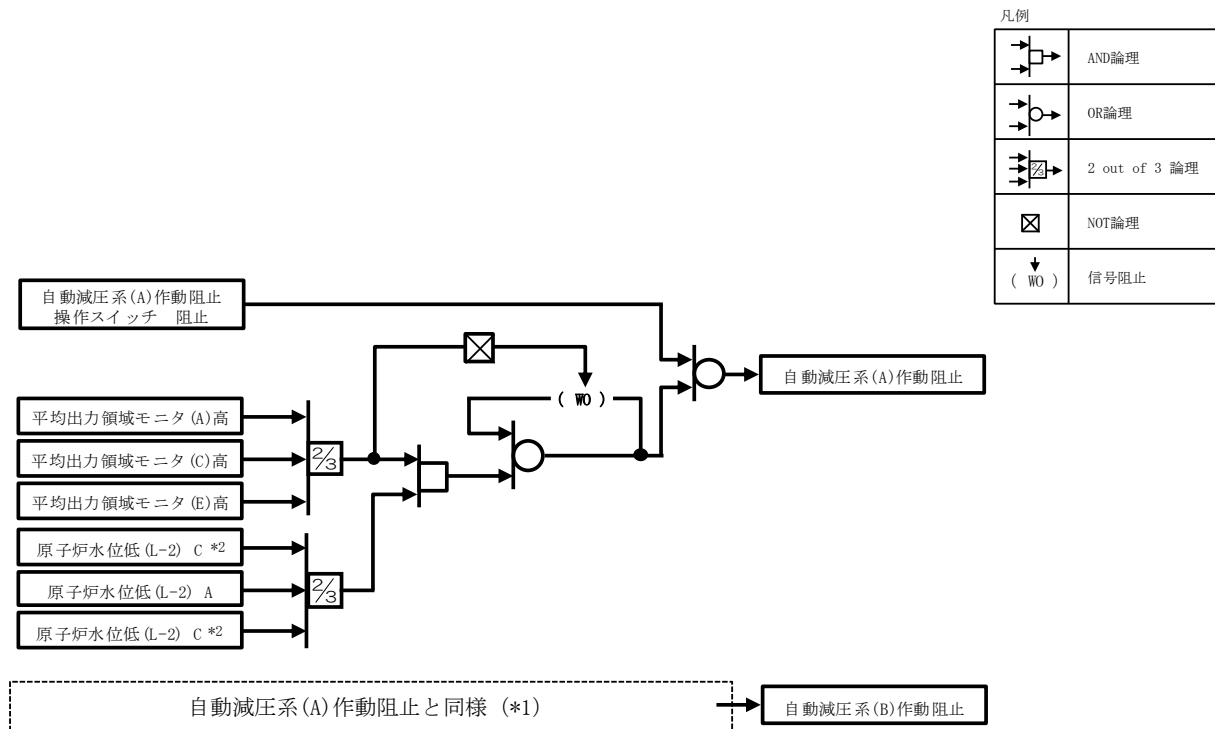
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

なお、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、以降、自動減圧系作動阻止機能という。

3.1.2.4.2 主要設備の仕様

図 3.1-5、図 3.1-6 及び図 3.1-7 に自動減圧系作動阻止機能の説明図を示す。

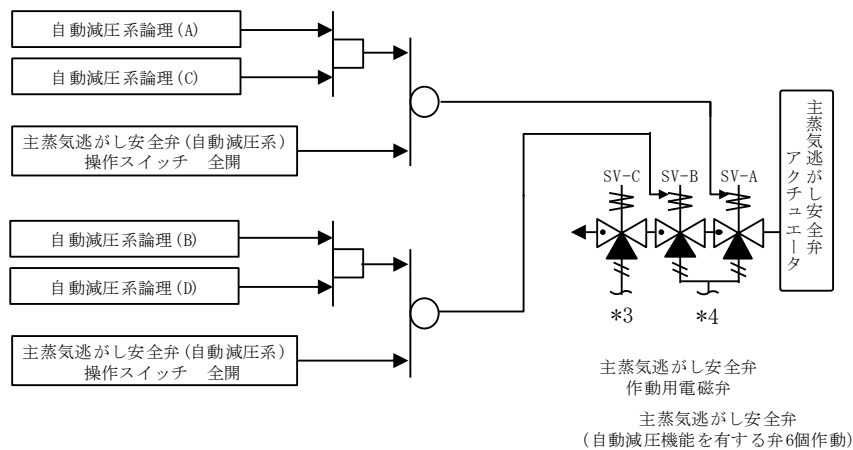
<自動減圧系作動阻止機能>



*1：自動減圧系(B)作動阻止については、各信号の「A」、「C」、「E」を「B」、「D」、「F」に読み替える。
 *2：「原子炉水位低(L-2) C」は異なる計測機器からの信号。自動減圧系(B)作動阻止論理においても同じ。

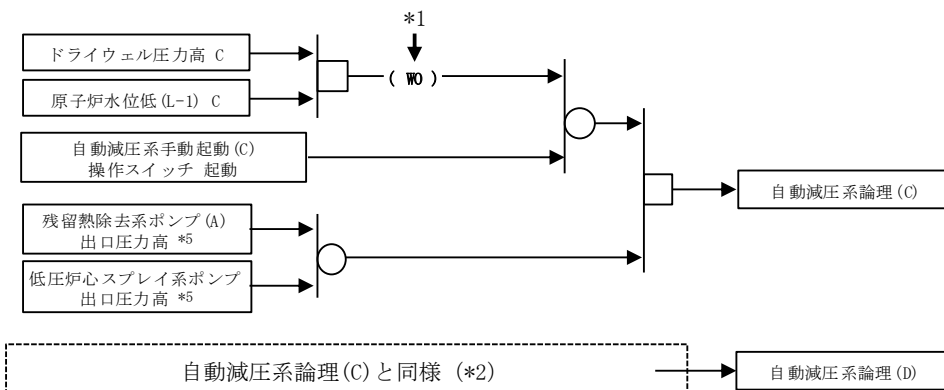
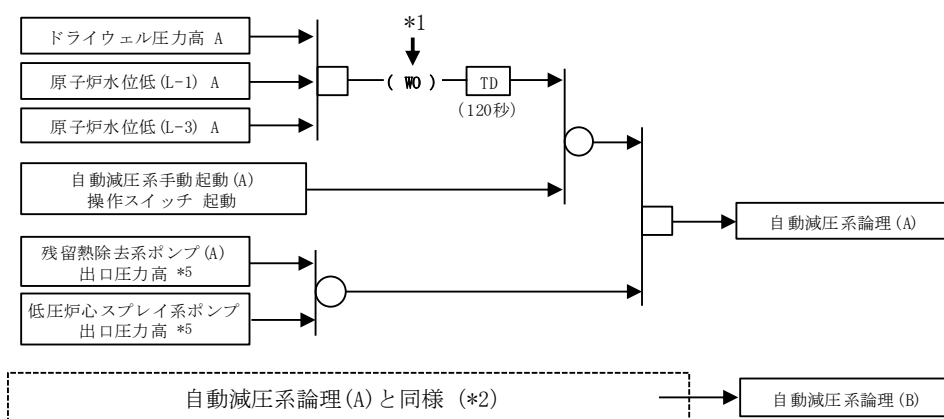
図 3.1-5 自動減圧系作動阻止機能説明図(1/3)

<自動減圧系>



凡例

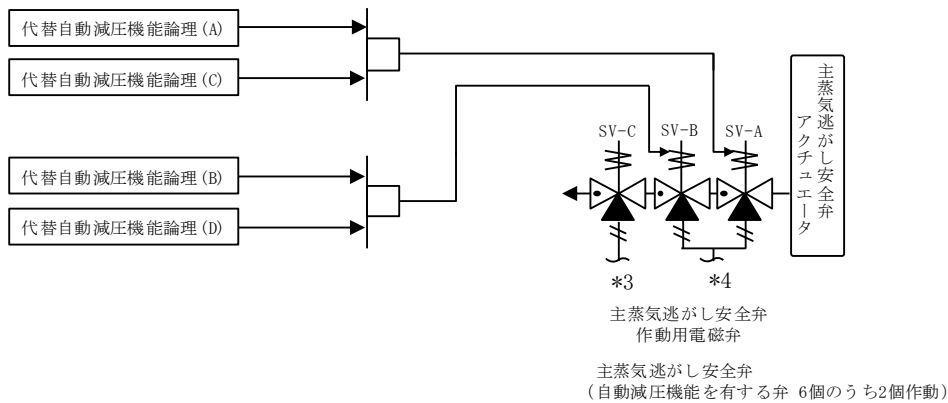
	AND論理
	OR論理
	時間遅れ
	信号阻止



- *1: 自動減圧系 (A) 作動阻止信号又は自動減圧系論理リセット信号。
 *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。
 ・ドライウエル圧力高 A, C → ドライウエル圧力高 B, D
 ・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。

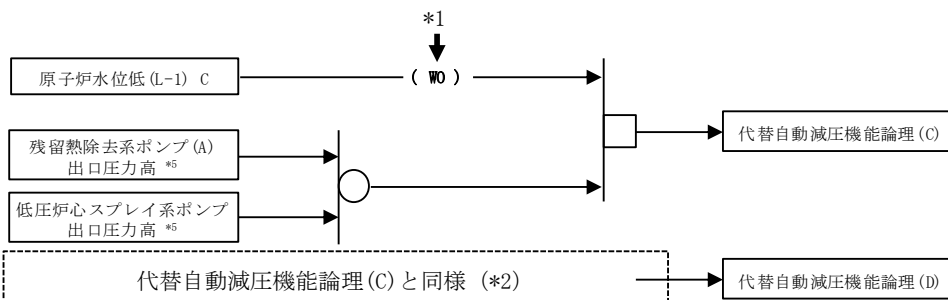
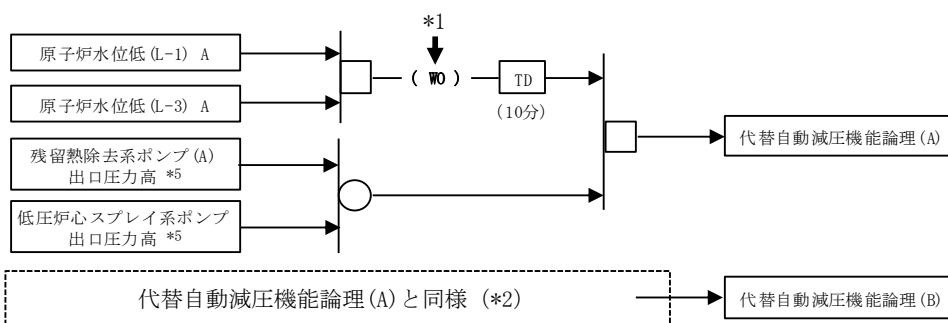
図 3.1-6 自動減圧系作動阻止機能説明図 (2/3)

<代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）>



凡例

	AND論理
	OR論理
	時間遅れ
	信号阻止



- *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 3.1-7 自動減圧系作動阻止機能説明図(3/3)

3.1.2.4.3 設置許可基準規則第43条への適合方針

3.1.2.4.3.1 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。

自動減圧系作動阻止機能は，中央制御室内，原子炉格納容器内及び原子炉建屋 （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中央制御室内，原子炉格納容器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，以下の表3.1-17に示す設計とする。

(44-3)

表3.1-17 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	中央制御室内，原子炉格納容器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，原子炉格納容器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，原子炉格納容器内及び原子炉建屋原子炉棟内に設置するため，風（台風）及び積雪の影響は受けない。
電磁的障害	重大事故等時においても，電磁波によりその機能が損なわれない設計とする。

(2) 操作性（設置許可基準規則第43条第1項第二号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであ

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

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。

自動減圧系作動阻止機能は、平均出力領域モニタ及び原子炉水位検出器を多重化し、中性子束高信号の「2 out of 3」論理及び原子炉水位低（レベル2）信号の「2 out of 3」論理を通じて、自動減圧系及び代替自動減圧機能の作動阻止信号を自動的に発生させることにより、信頼性の向上を図った設計とする。

また、中央制御室の制御盤にて手動による自動減圧系及び代替自動減圧機能の作動阻止操作が可能な設計とする。

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

手動による自動減圧系及び代替自動減圧機能の作動阻止操作に必要な機器を表 3.1-18 に示す。

(44-3)

表 3.1-18 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
ADS 作動阻止論理(A)	通常→阻止	中央制御室	中央制御室	スイッチ操作	
ADS 作動阻止論理(B)	通常→阻止	中央制御室	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。

自動減圧系作動阻止機能は、自動減圧系及び代替自動減圧機能の作動阻止信号を発信する設備であり、運転中に試験又は検査を実施する場合には、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 3.1-19 に示すように発電用原子炉の停止中に機能・性能試験及び特性試験が可能な設計とする。

機能・性能試験として、模擬入力による論理回路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。

(44-5)

表 3.1-19 自動減圧系作動阻止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
	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。

自動減圧系作動阻止機能は、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可能な設計とする。

(44-4)

(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。

自動減圧系作動阻止機能は、平均出力領域モニタ及び原子炉水位検出器を多重化し、中性子束高信号の「2 out of 3」論理及び原子炉水位低（レベル 2）信号の「2 out of 3」論理を通じて、自動減圧系及び代替自動減圧機能の作動阻止信号を発生させることにより、信頼性の向上を図った設計とすることで、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧が必要になる場合において、その減圧機能に悪影響を及ぼさない設計とする。また、自動減圧系作動阻止機能は自動減圧系の手動操作による主蒸気逃がし安全弁の作動を阻止しない設計とする。

(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。

手動による自動減圧系及び代替自動減圧機能の作動阻止操作に必要な機器を表 3.1-18 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。

(44-3)

3. 1. 2. 4. 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。

自動減圧系作動阻止機能は原子炉スクラム失敗時に発電用原子炉の出力が維持されている状態において、減圧機能の作動及び発電用原子炉への注水に伴う急激な出力上昇による炉心の著しい損傷を防止するための機能であることを考慮し、「中性子束高」及び「原子炉水位低(レベル 2)」信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。

(44-6)

(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。

自動減圧系作動阻止機能は、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。

自動減圧系作動阻止機能の論理回路は、設計基準事故対処設備である自動減

圧系及び重大事故等対処設備である代替自動減圧機能の論理リセット操作を行う制御盤と異なる制御盤に配置することで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

(44-3, 44-7)

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も、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、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する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（代替高压窒素ガス供給系）（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、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための重大事故等対処設備として代替高压窒素ガス供給系を設ける。

代替高压窒素ガス供給系は、可搬型の高压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125V充電器盤2A、125V充電器盤2B又は125V代替充電器盤への電源供給若しく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、サブ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、アクチュエータのピストンを作動させ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。

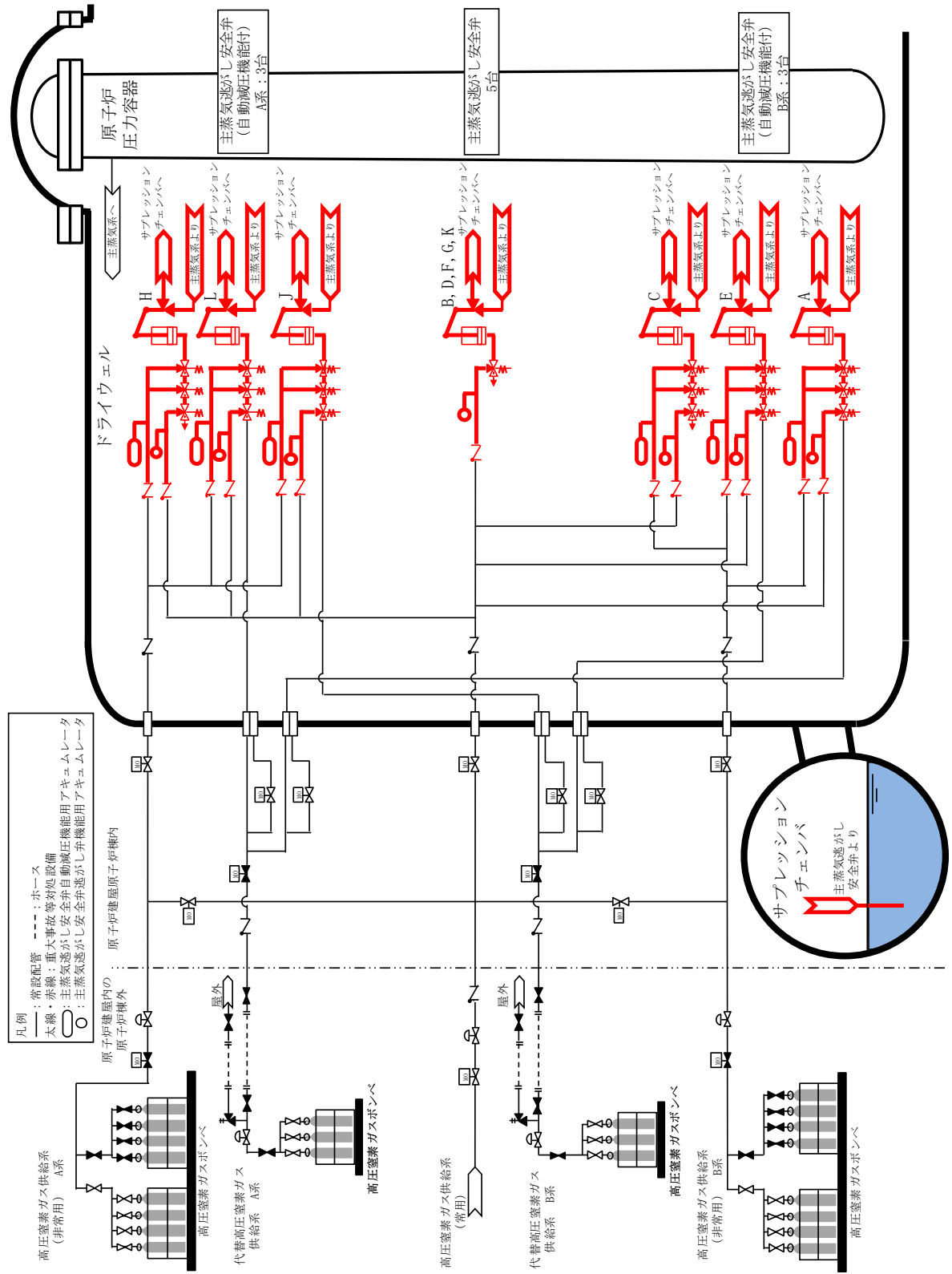


図 3.3-1 主蒸気逃がし安全弁，主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータ 系統概要図

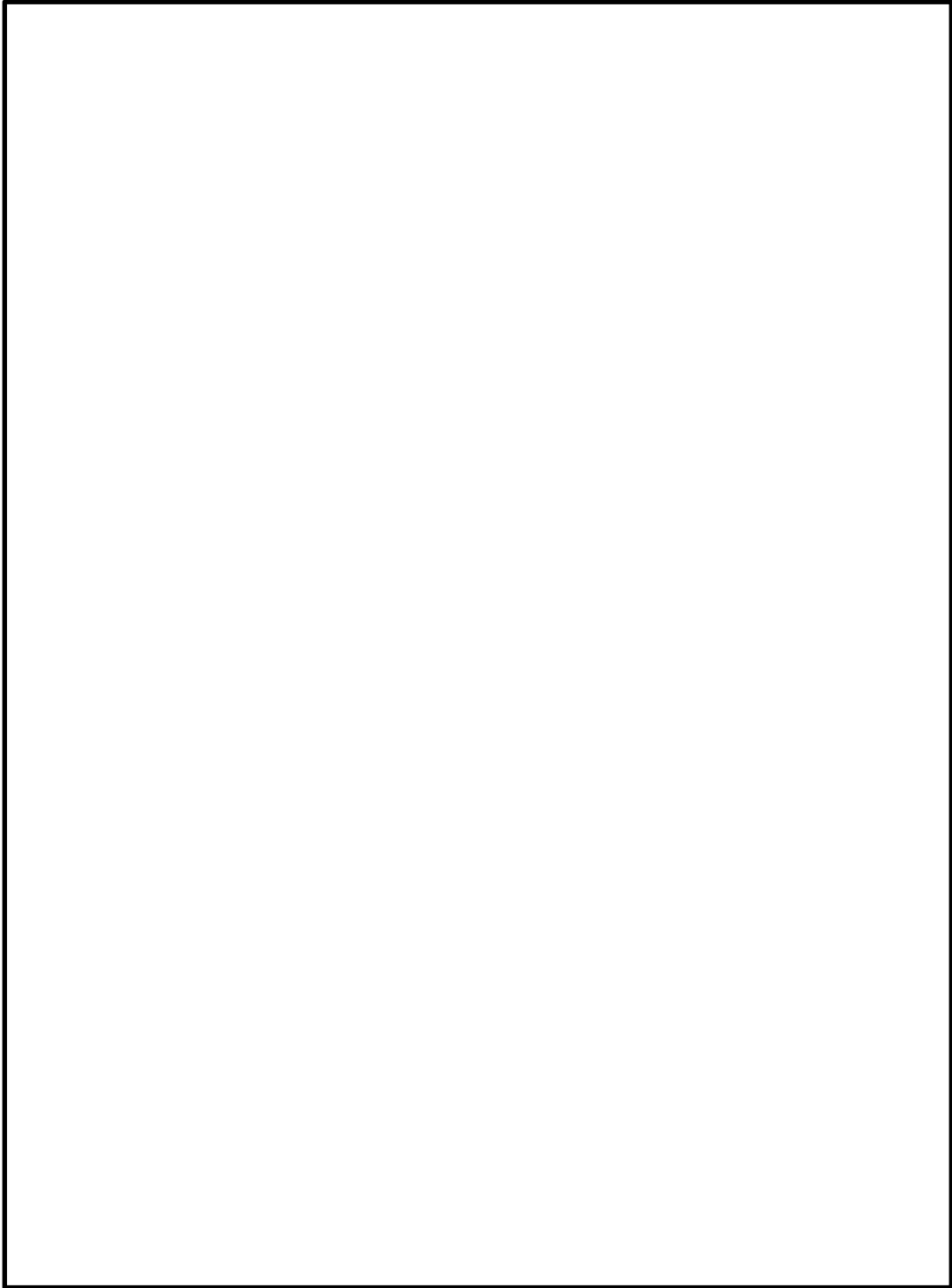


図 3.3-2 主蒸気逃がし安全弁 設備概要図

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 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使用可能とし, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(46-3, 46-4)

(6) 設置場所（設置許可基準規則第 43 条第 1 項第六号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.3 環境条件等」に示す。

主蒸気逃がし安全弁の操作に必要な機器を表 3.3-3 に示す。

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

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

(46-3)

3.3.2.1.3.2 設置許可基準規則第43条第2項への適合方針

(1) 容量（設置許可基準規則第43条第2項第一号）

(i) 要求事項

想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

(ii) 適合性

基本方針については、「2.3.2 容量等」に示す。

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

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

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

(46-6)

(2) 共用の禁止（設置許可基準規則第43条第2項第二号）

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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

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

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

(i) 要求事項

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

(ii) 適合性

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





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

主蒸気逃がし安全弁は、中央制御室からの手動操作又は代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）からの信号により作動することで、自動減圧系による作動に対して多様性を有する設計とする。また、主蒸気逃がし安全弁は、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 主蒸気逃がし安全弁の多重性及び多様性

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)	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)	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 	制御建屋 	制御建屋 	制御建屋 
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-N0-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、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、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。

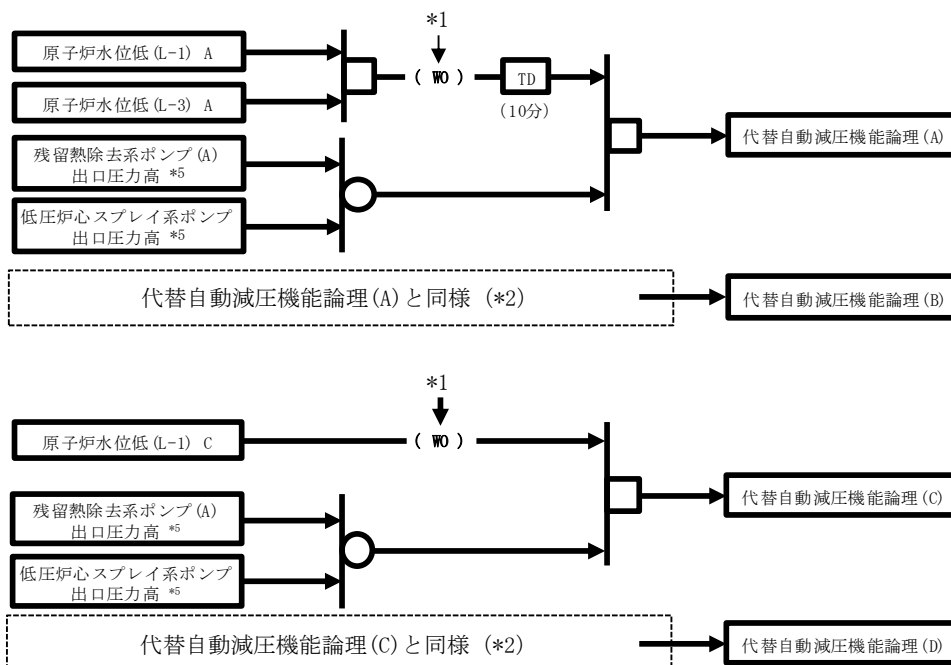
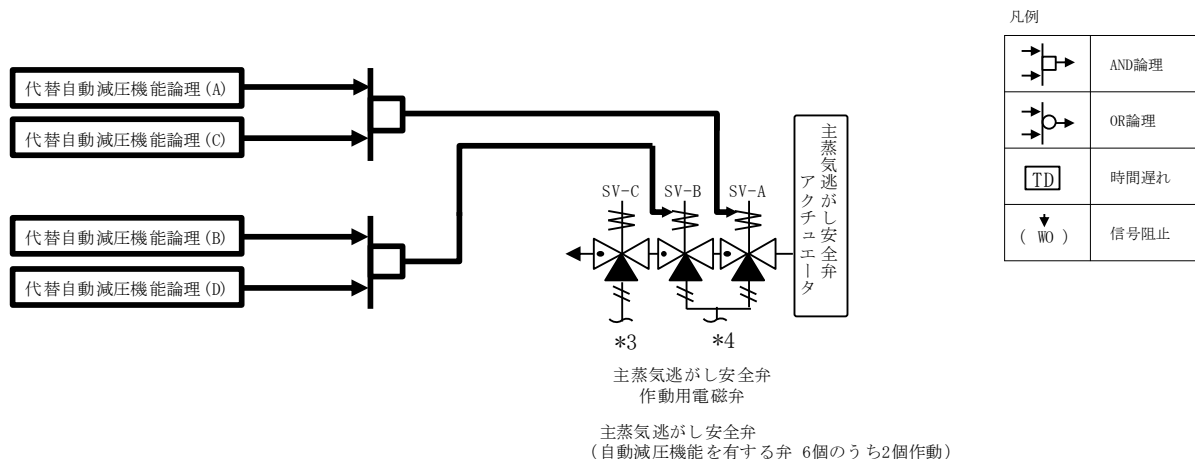
*2：主要設備を用いた炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態。

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、有効燃料棒上端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。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

*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ポンベ及び流路である高圧窒素ガス供給系（非常用）の配管・弁で構成する。

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。

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。

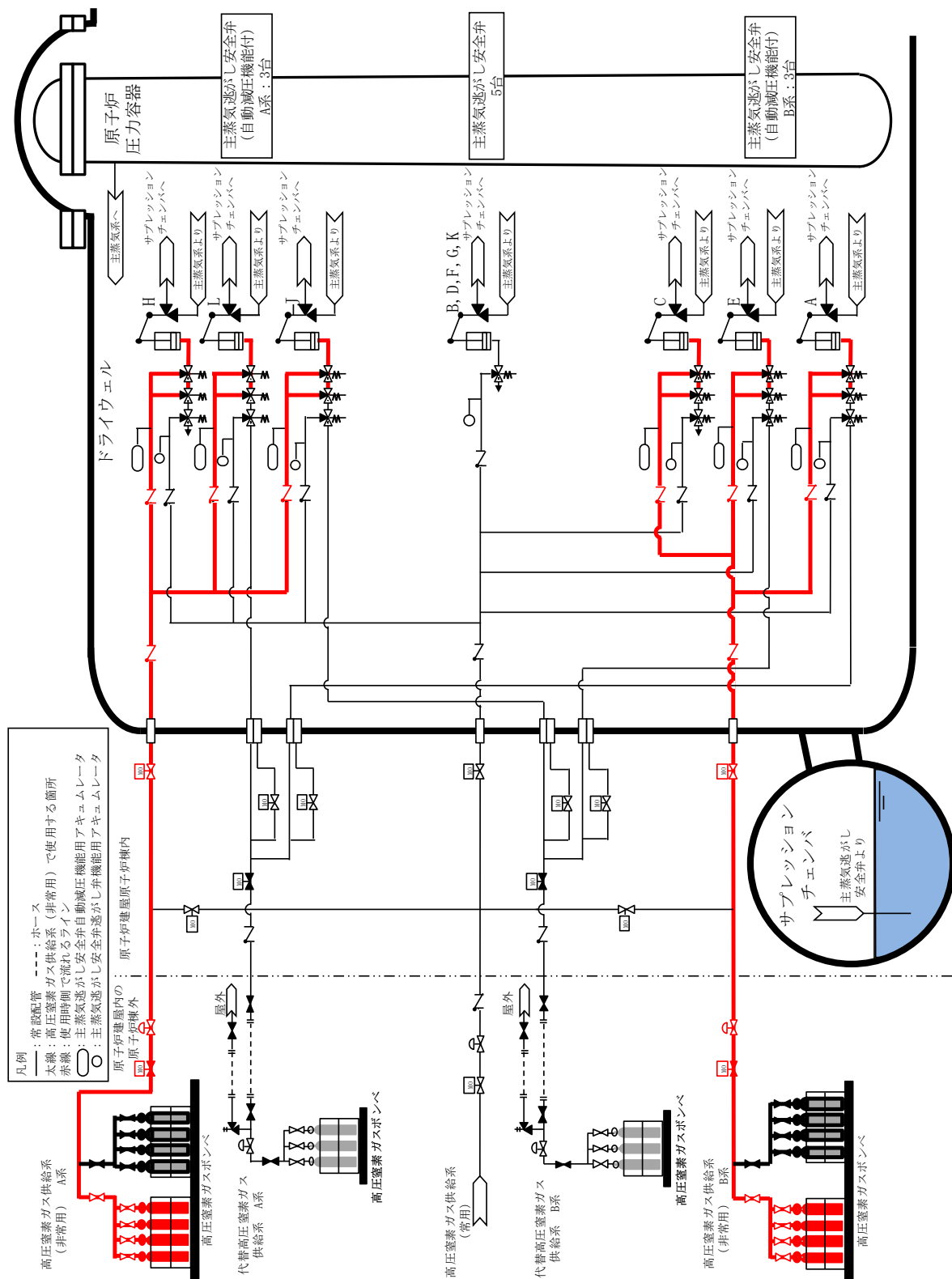


図 3.3-4 高圧窒素ガス供給系（非常用）系統概要図

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、高圧窒素ガスポ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、使用するポンベの切替え操作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残圧の確認

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は、機能・性能試験として、高圧窒素ガスボンベから高圧窒素ガスを供給することで、高圧窒素ガス供給系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。

高圧窒素ガスボンベは、外観検査として、高圧窒素ガスボンベの変形、発錆等の異常の有無及び残圧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操作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開操作及び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ポンベの切替え操作に必要な機器は表 3.3-13 に示す。ポ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、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, 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, 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。

高圧窒素ガスポンベは, 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ポンベは、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、設置場所でのポ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認する。

(「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

\square 枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

し安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータと多様性又は多重性及び位置的分散を図る設計とする。

高圧窒素ガス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 高圧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	高圧窒素ガスボンベ
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	高圧窒素ガスボンベ 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。

3.3.2.5 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、流路であるホース及び代替高圧窒素ガス供給系の配管・弁等で構成する。

本システムは、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。

表 3.3-16 主蒸気逃がし安全弁機能回復（代替高圧窒素ガス供給系）
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	高圧窒素ガスボンベ【可搬】
附属設備	—
水源	—
流路	代替高圧窒素ガス供給系 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	代替高圧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) 高圧窒素ガスボンベ

- 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。

3.3.2.5.3 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残圧の確認

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

高圧窒素ガスポンベは、外観検査として、高圧窒素ガスポンベの変形、発錆等の異常の有無及び残圧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が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。

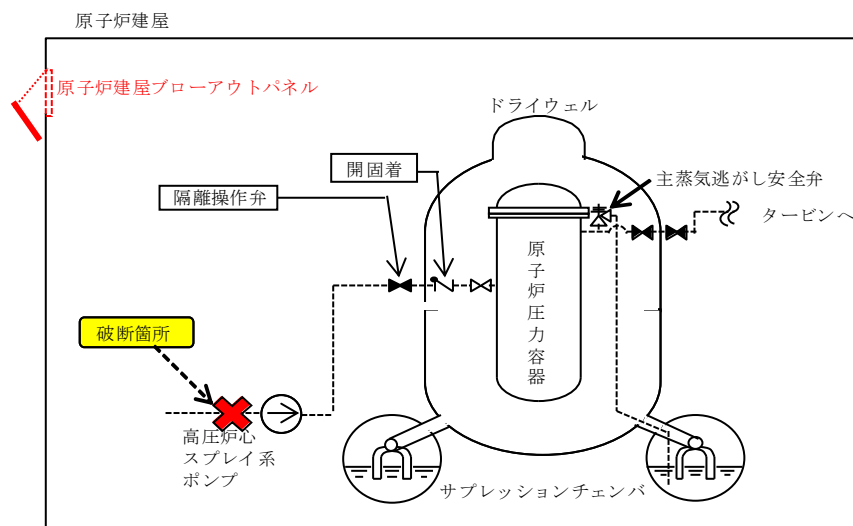


図 3.3-8 原子炉建屋ブローアウトパネル設備概要図

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。

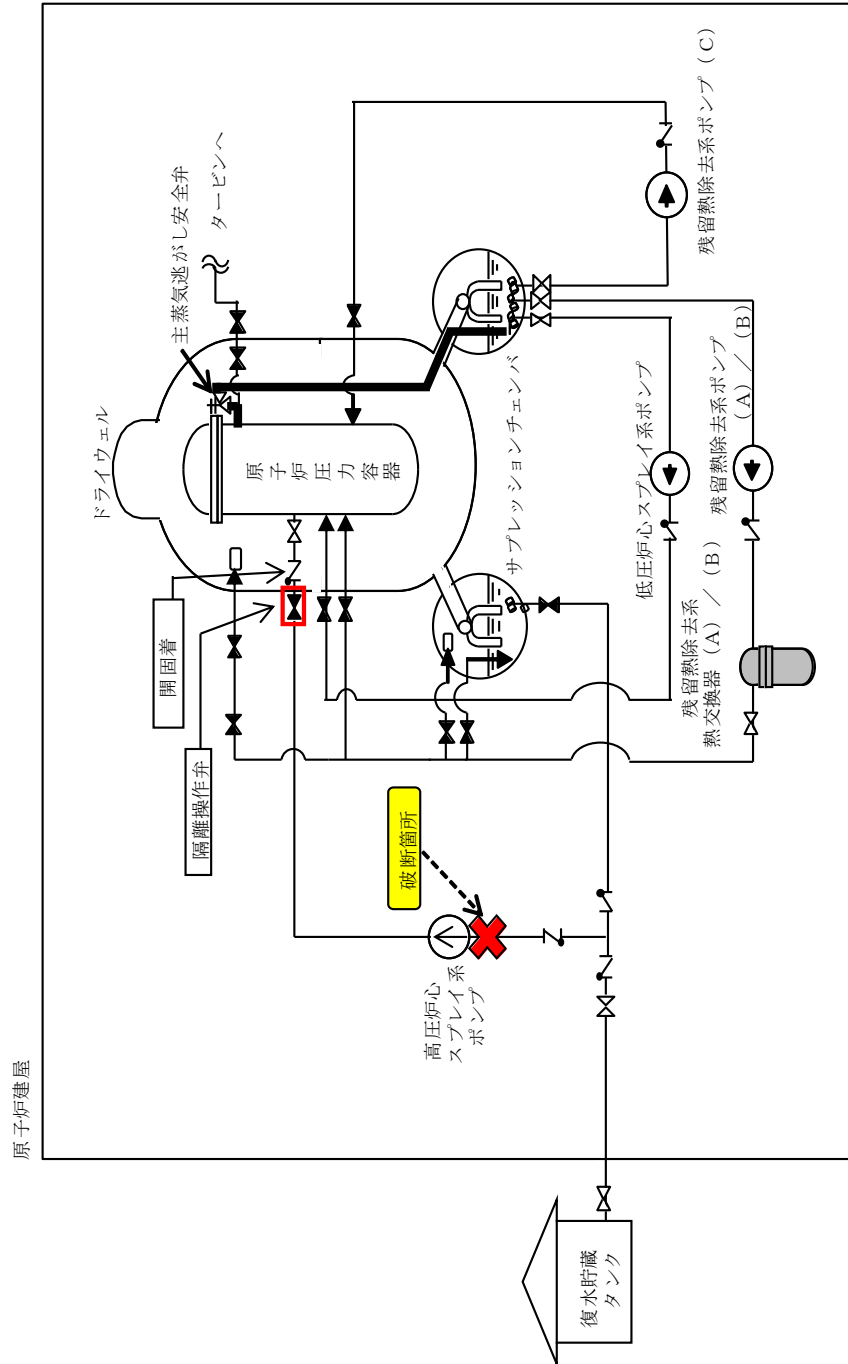


図 3.3-9 インターフェイスシステム LOCA 隔離弁系統概要図

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。