

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 12 月

東北電力株式会社

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

※なお、本資料は抜粋版のため公開できない箇所はありません。

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

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移行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及び系統概要図を第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、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心スプレイ系からの注水に加え、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止するための設備として、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、代替制御棒挿入機能用電磁弁等で構成し、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル2）の信号により、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）
- ・ 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

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. 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、代替原子炉再循環ポンプトリップ遮断器等で構成し、原子炉圧力高又は原子炉水位低(レベル2)の信号により、原子炉再循環ポンプ2台を自動停止させて、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、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、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、ほう酸水注入系ポンプにより、ほう酸水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）、論理回路等で構成し、中性子束高及び原子炉水位低（レベル 2）の信号により、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，原子炉保護系の電源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。

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，原子炉保護系の電源と電氣的に分離することで，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。

ほう酸水注入系は，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することで，アキュムレータにより駆動する制御棒，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）は，原子炉保護系の電源と電氣的に分離することで，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（代替制御棒挿入機能）により動作する制御棒，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，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

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）は、原子炉保護系の電源と電氣的に分離することで、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、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で、重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

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。

さらに、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）と自動減圧系で自動減圧系作動阻止信号を共用しているが、電氣的な隔離装置（リレー）を用いて信号を分離することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

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、原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 2）の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。

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、制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットのアク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、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設の容量等と同仕様の設計とする。

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、原子炉水位低（レベル 2）又は原子炉圧力高の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。

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、設計基準対象施設としての仕様が、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に対して十分であるため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。

原子炉スクラムが失敗し、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、中性子束高及び原子炉水位低（レベル 2）の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。

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（代替制御棒挿入機能）により動作する制御棒、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、原子炉格納容器内及び原子炉建屋原子炉棟内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

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（代替制御棒挿入機能）により動作する制御棒、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、操作不要な設計とする。

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、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用し、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・性能の確認として、模擬入力による論理回路の動作確認、校正及び設定値確認が可能な設計とする。

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により動作する制御棒、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、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認としてスクラム機能の確認が可能な設計とする。

また、制御棒は、発電用原子炉の停止中に外観の確認、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、発電用原子炉の停止中に分解又は開放及び外観の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・性能の確認として、模擬入力による論理回路の動作確認、校正及び設定値確認が可能な設計とする。

ほう酸水注入系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

ほう酸水注入系ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

ほう酸水注入系貯蔵タンクは、発電用原子炉の運転中又は停止中にほう酸濃度及

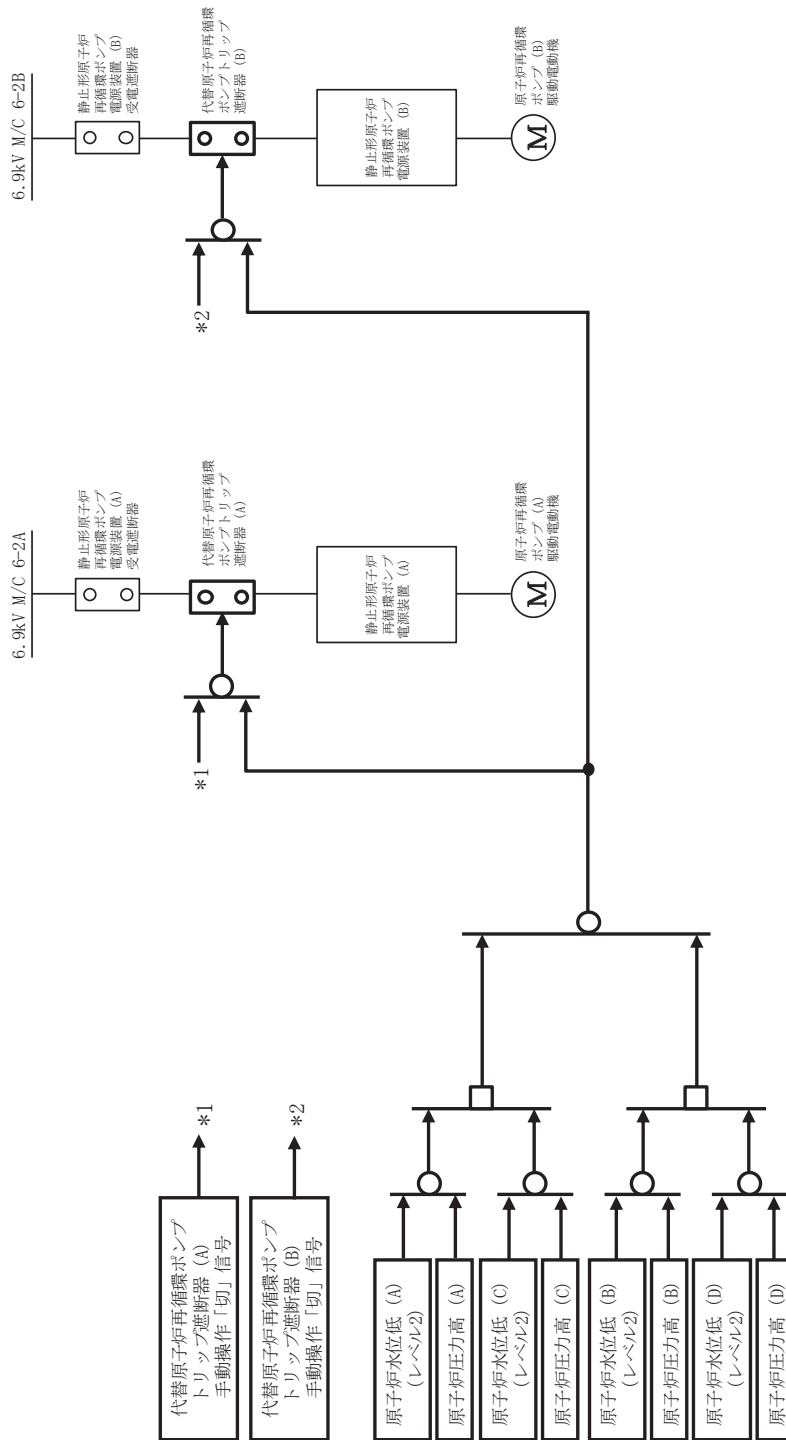
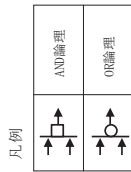
びタンク水位の確認によるほう酸質量の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

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・性能の確認として，模擬入力による論理回路の動作確認，校正及び設定値確認が可能な設計とする。

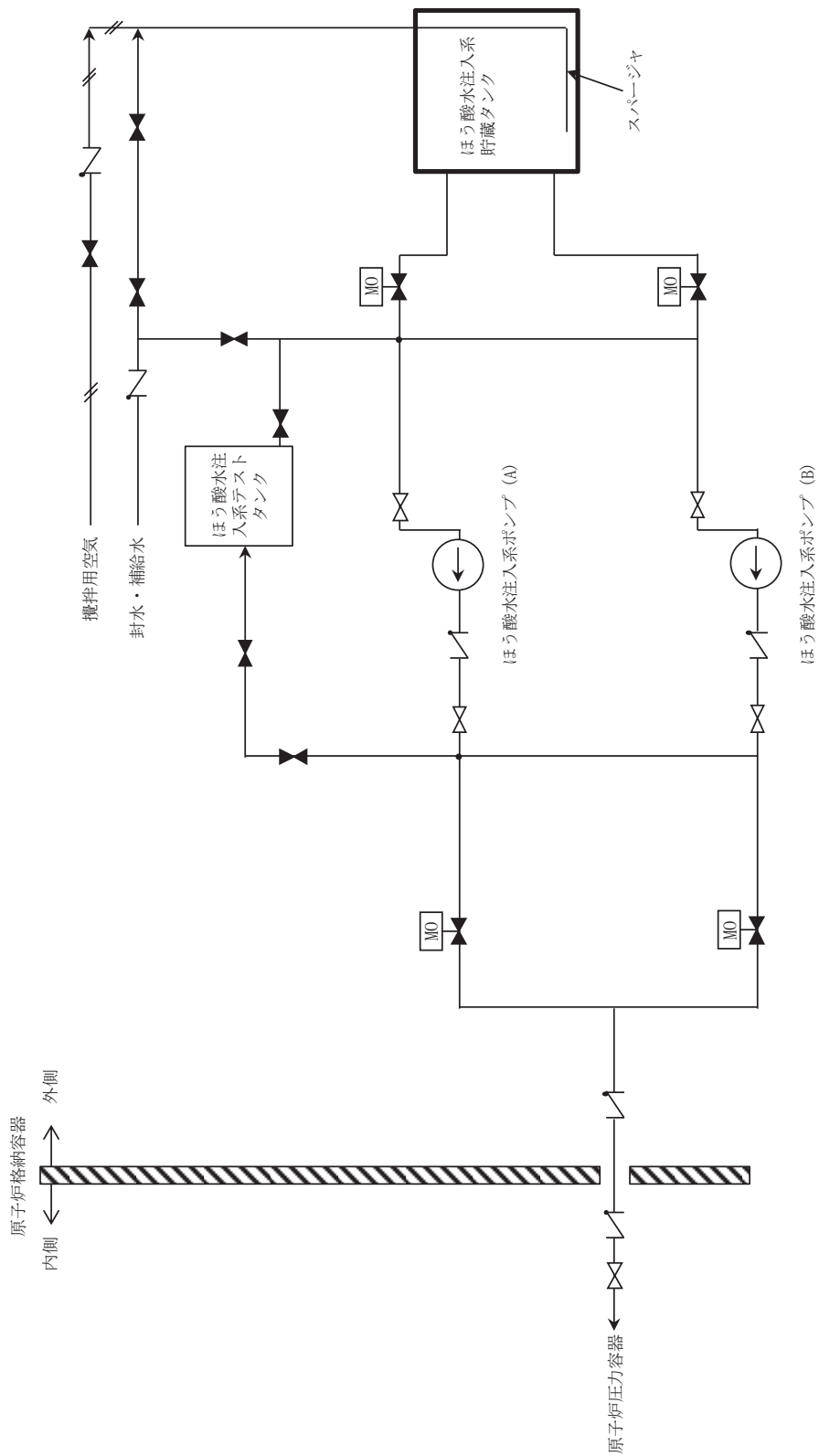
第 3.1-1 表 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の主要機器仕様

(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) 制御棒	
本 数	137
形 式	十字形
材 料	ステンレス鋼 (中性子吸収材他)
有 効 長 さ	約 3.6m
重 量	約 100kg
ブ レード 幅	約 250mm
ブ レード 厚 さ	約 8mm
a. ボロン・カーバイド型	
シース肉厚	約 1.1mm
中性子吸収棒	
本 数	72 本 (制御棒 1 本当たり)
中性子吸収材	ボロン・カーバイド粉末
被覆管外径	約 5.6mm
被覆管内径	約 4.2mm
(4) 制御棒駆動機構	
個 数	137 個
(5) 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットアキュムレータ	
個 数	137 個
充てん圧力	約 12MPa[gage]
(6) 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 ℓ/min (1 台当たり)
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	約 18.6 m ³
(7) ATWS 緩和設備 (自動減圧系作動阻止機能)	
個数	2



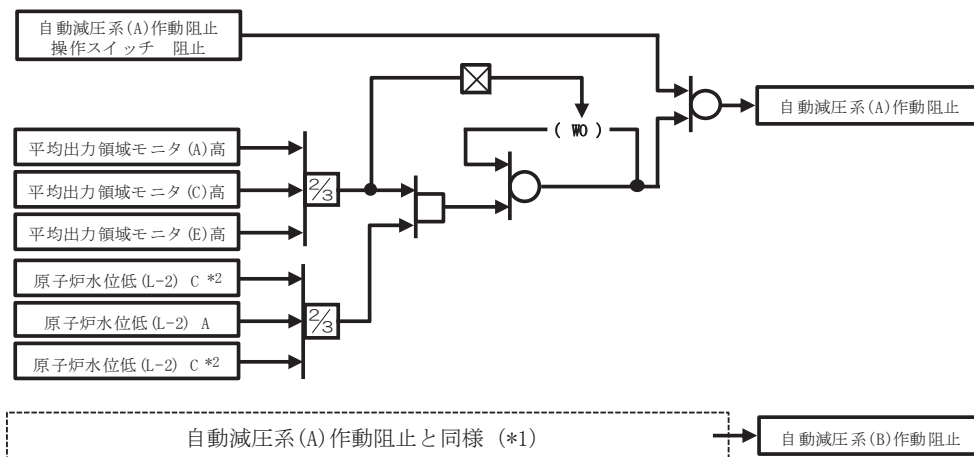
第 3.1-2 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備説明図
 (ATWS 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能) による原子炉出力抑制)



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系統概要図
(ほう酸水注入系)

<自動減圧系作動阻止機能>

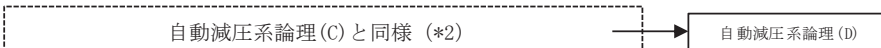
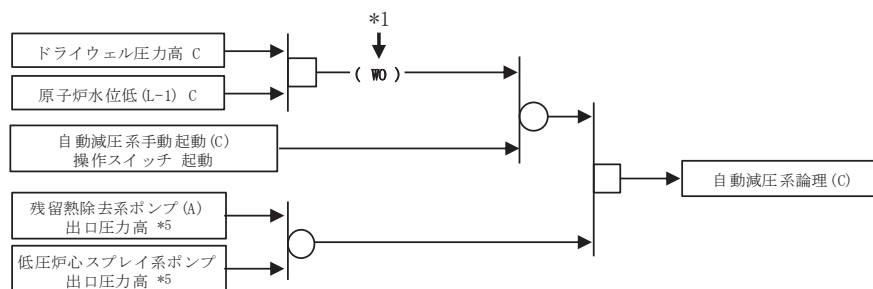
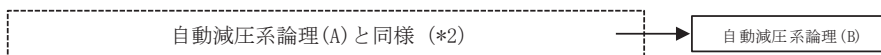
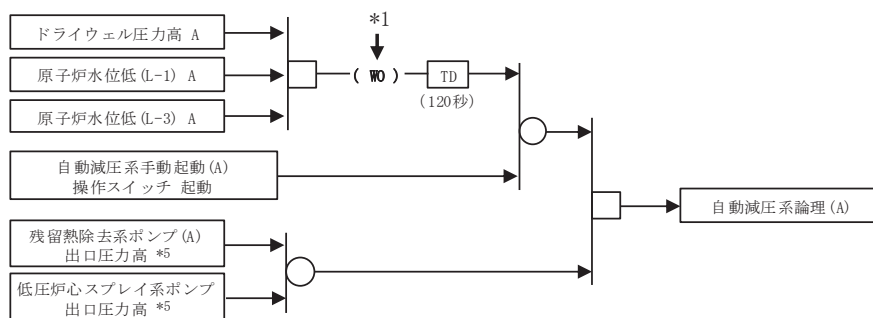
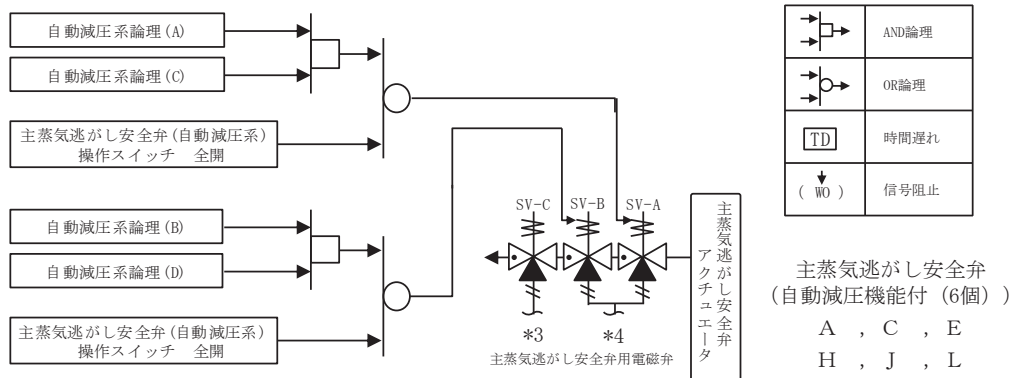
凡例	
	AND論理
	OR論理
	2 out of 3 論理
	NOT論理
	信号阻止



- *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)

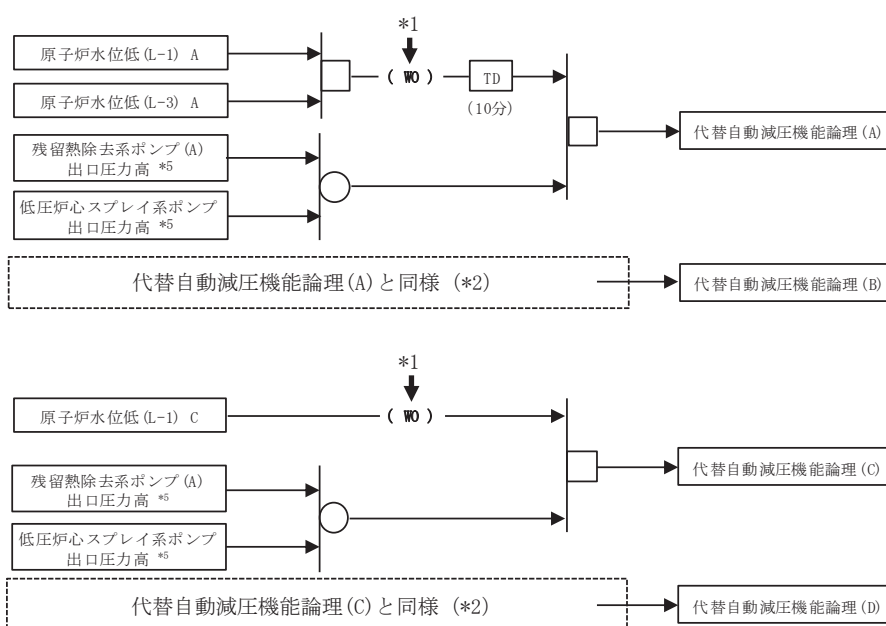
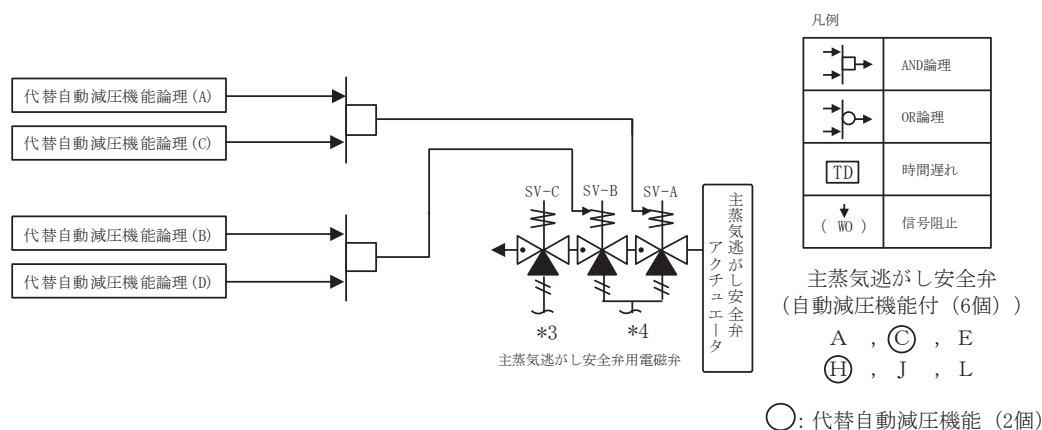
<自動減圧系>



- *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）>



- *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
 - ・低圧炉心スプレィ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」, 「低圧炉心スプレィ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)

3.1 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、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心スプレイ系からの注水に加え、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止するための設備として、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2台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、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

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で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抜き、スクラムパイロット弁電磁コイルの電源を遮断することで、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又はスクラムソレノイドヒューズの操作により制御棒を水圧駆動で挿入完了するまでの間、若しくはこれらの操作が実施できない場合に、制御棒の駆動水圧を確保し、手動挿入する手段として有効であることから、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イ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、給水制御系，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イ系を整備している。

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ただか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、作動回路が自動的に信号を発信するよう、信頼性向上を図る設計とする。

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。

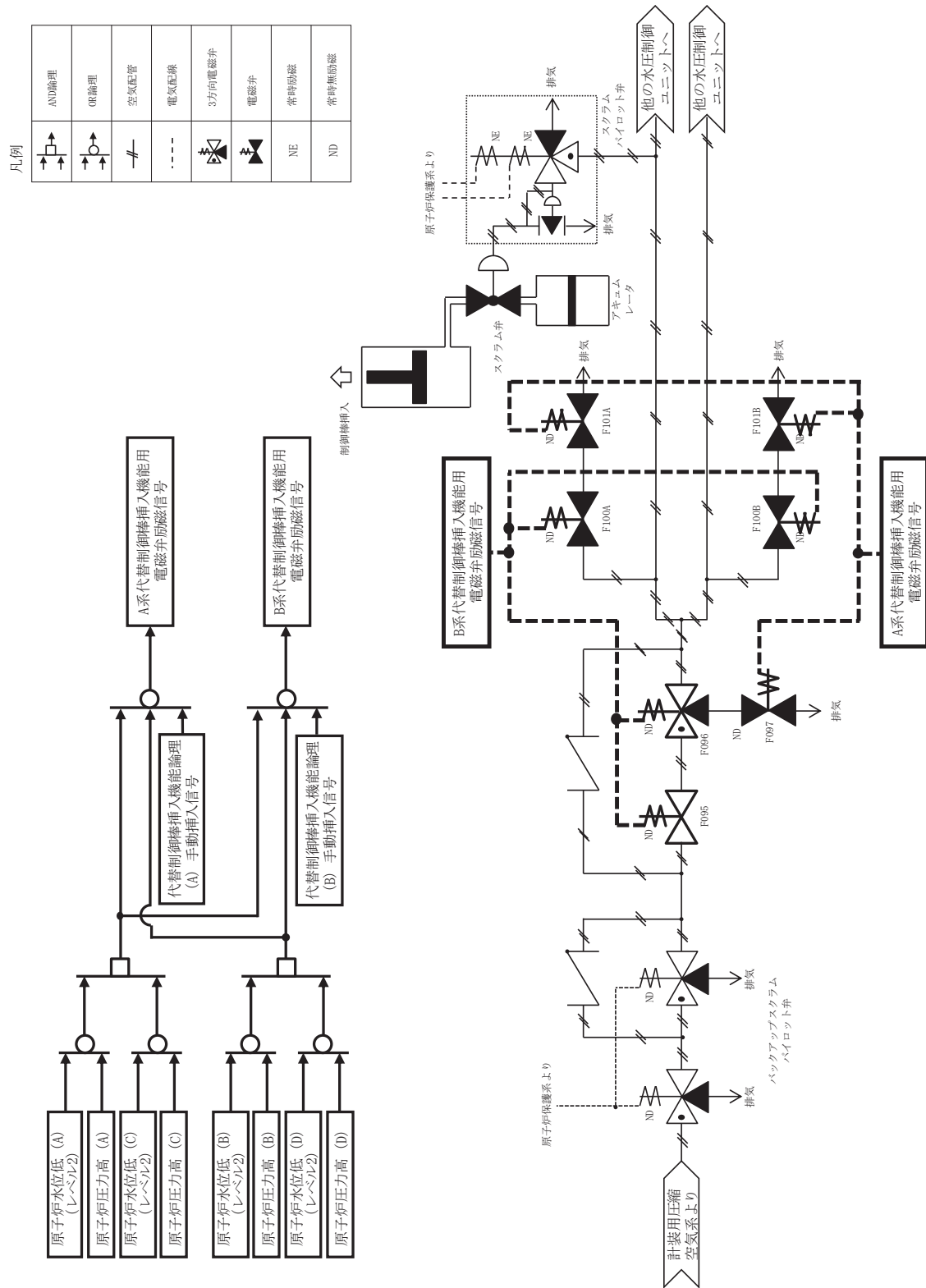


図 3. 1-1 代替制御棒挿入機能説明図

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	:	原子炉建屋地下1階（原子炉建屋原子炉棟内）

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，原子炉建屋地上1階及び地下1階（原子炉建屋原子炉棟内）に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における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地下1階（原子炉建屋原子炉棟内）に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における原子炉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)

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，作動回路が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」論理を通じて自動的に作動信号を発信するよう，信頼性向上を図る設計とする。

なお，中央制御室にて，原子炉出力の確認により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	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	中央制御室	スイッチ操作	

(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・性能の確認が可能な設計とする。機能・性能の確認として、模擬入力による論理回路の動作確認、校正及び設定値確認が可能な設計とする。

(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、開放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。

多重化された原子炉保護系と代替制御棒挿入機能の電源は，ヒューズによる電氣的な分離をすることで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。

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、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準対象施設の容量等と同仕様の設計とする。

(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、地震、火災、溢水等の主要な共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

多重化された原子炉保護系と代替制御棒挿入機能の電源は、ヒューズによる電氣的な分離をすることで多重化された原子炉保護系と共通要因によって同時に機能が損なわれない設計とする。

(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、作動回路が自動的に信号を発信するよう、信頼性向上を図る設計とする。

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。

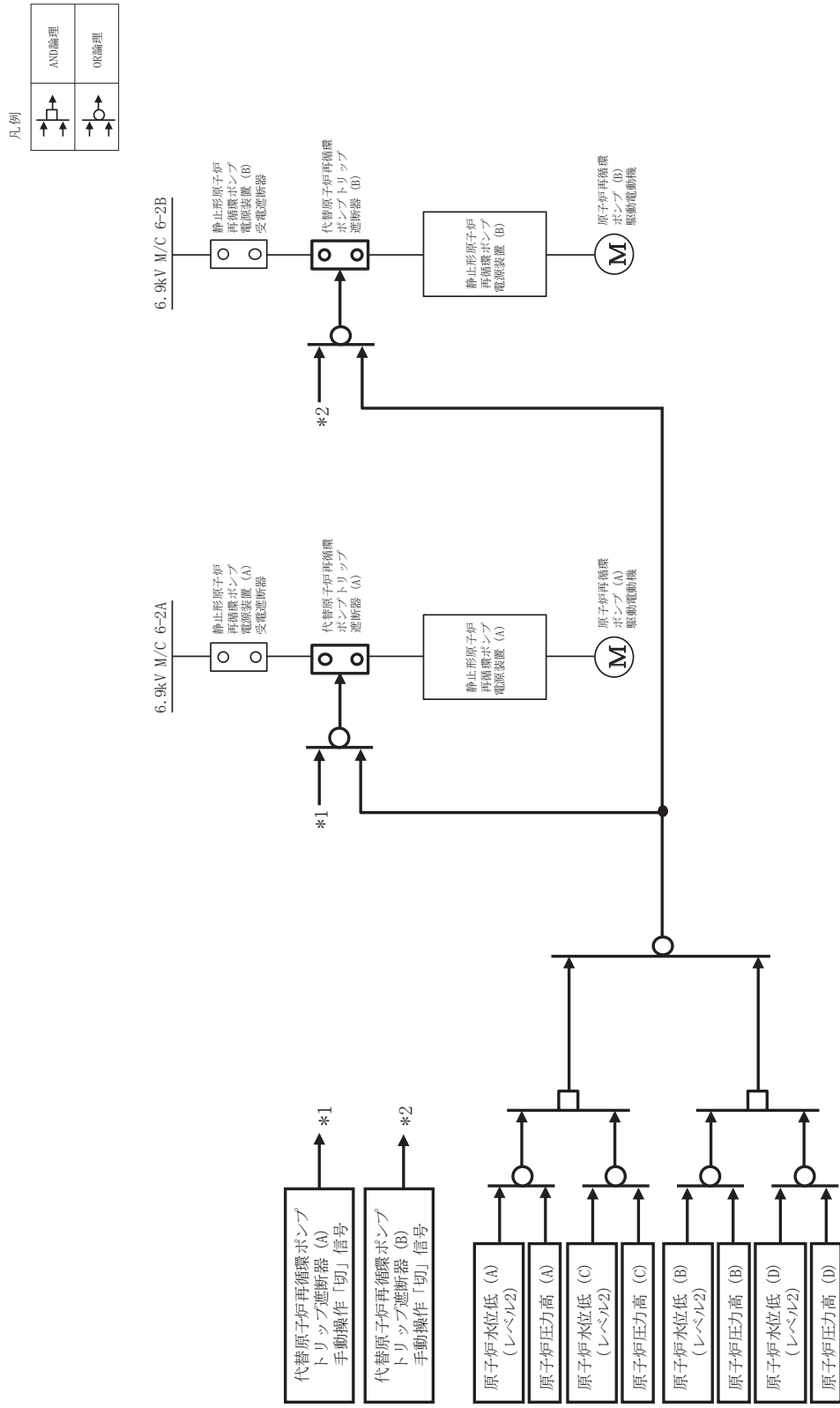


図 3. 1-2 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能説明図

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，原子炉建屋地下2階（原子炉建屋内の原子炉棟外），原子炉建屋地上1階及び地下1階（原子炉建屋原子炉棟内）に設置する設備であることから，想定される重大事故等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。

(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、作動回路が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」論理を通じて自動的に原子炉再循環ポンプトリップ信号を発信するよう、信頼性向上を図る設計とする。

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	原子炉建屋地下 2 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ操作	
代替原子炉再循環ポンプトリップ遮断器(B)	入→切	原子炉建屋地下 2 階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	中央制御室	スイッチ操作	

(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

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・性能の確認が可能な設計とする。機能・性能の確認として、模擬入力による論理回路の動作確認、校正及び設定値確認が可能な設計とする。

(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。

多重化された原子炉保護系と代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の電源

は、ヒューズによる電氣的な分離をすることで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。

(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, 地震, 火災, 溢水等の主要な共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

多重化された原子炉保護系と代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の電源は, ヒューズによる電氣的な分離をすることで多重化された原子炉保護系と共通要因によって同時に機能が損なわれない設計とする。

(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，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。

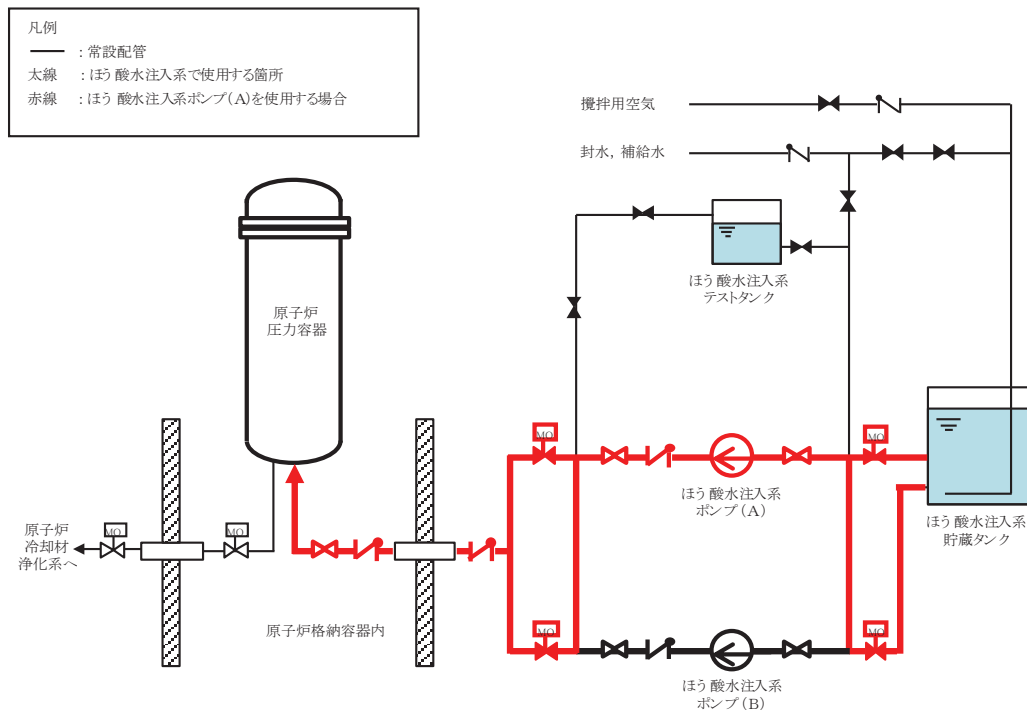


図 3.1-3 ほう酸水注入系系統概要図

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【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 (1 台当たり)
吐出圧力	: 約 8.43 MPa [gage]
最高使用圧力	: 吸込側 1.18 MPa [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	: 原子炉建屋地上 2 階 (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	: 約 18.6 m ³
最高使用圧力	: 静水頭
最高使用温度	: 66 °C
個数	: 1
取付箇所	: 原子炉建屋地上 2 階 (原子炉建屋原子炉棟内)

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，原子炉建屋地上2階(原子炉建屋原子炉棟内)に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における原子炉建屋原子炉棟内の環境条件及び荷重条件を考慮し，その機能を有効に発揮することができるよう，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、中央制御室内の環境条件（被ばく影響等）を考慮の上、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。

ほう酸水注入系の操作に必要な機器を表 3.1-12 に示す。

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 地上 2 階 (原子炉 建屋原子炉棟内)	中央制御 室	スイッチ操作	*1: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 地上 2 階 (原子炉 建屋原子炉棟内)	中央制御 室	スイッチ操作	
SLC 注入電動弁 (A)	全閉 →全開*1	原子炉建屋 地上 2 階 (原子炉 建屋原子炉棟内)	中央制御 室	スイッチ操作	
SLC 注入電動弁 (B)	全閉 →全開*1	原子炉建屋 地上 2 階 (原子炉 建屋原子炉棟内)	中央制御 室	スイッチ操作	
ほう酸水注入系ポンプ (A)	停止 →起動*2	原子炉建屋 地上 2 階 (原子炉 建屋原子炉棟内)	中央制御 室	スイッチ操作	
ほう酸水注入系ポンプ (B)	停止 →起動*2	原子炉建屋 地上 2 階 (原子炉 建屋原子炉棟内)	中央制御 室	スイッチ操作	
CUW 入口ライン第一隔離弁	全開 →全閉*1	原子炉建屋 地下 2 階 (原子炉 建屋原子炉棟内)	中央制御 室	スイッチ操作	
CUW 入口ライン第二隔離弁	全開 →全閉*1	原子炉建屋 地下 2 階 (原子炉 建屋原子炉棟内)	中央制御 室	スイッチ操作	

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。

(44-3, 44-4)

(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、表 3.1-13 に示すように発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能試験、弁動作試験を、また、停止中に分解検査、外観検査及び開放検査が可能な設計とする。

操作対象弁である SLC タンク出口弁及び SLC 注入電動弁についても、発電用原子炉の運転中又は停止中に弁の機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

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
停止中	機能・性能試験	運転性能，漏えい有無の確認 ほう酸質量の確認
	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，タンク外観の確認
	開放検査	タンク各部の状態を目視等で確認
運転中	機能・性能試験	運転性能，漏えい有無の確認 ほう酸質量の確認
	弁動作試験	弁開閉動作の確認

ほう酸水注入系ポンプは、機能・性能試験として、脱塩水（純水）をテストタンクから循環させ、吐出圧力、系統（ポンプ周り）の振動、異音、異臭及び漏えいの確認が可能な設計とする。

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

操作対象弁である SLC タンク出口弁及び SLC 注入電動弁は、弁動作試験を実施することで機能・性能が確認可能な設計とする。

ほう酸水注入系貯蔵タンクは、機能・性能試験として、中性子吸収材である五ほう酸ナトリウムの質量が発電用原子炉を十分未臨界にするための反応度制御能力を有する量を満足することとし、ほう酸水注入系貯蔵タンクのほう酸濃度及びタンク水位の確認を行うことにより、ほう酸質量の確認が可能な設計とする。

外観検査として、タンク本体外観に傷や漏えい痕がないことについてほう酸水注入系貯蔵タンク外表面状態の確認を行うことが可能な設計とする。

また、ほう酸水注入系貯蔵タンクは、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。

なお、ほう酸水注入系は、多重性を備えた系統及び機器であるが、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、ほう酸水注入系ポンプ、ほう酸水注入系貯蔵タンク及び操作対象弁である SLC タンク出口弁及び SLC 注入電動弁は、プラント運転中又は停止中における検査を行う際の接近性を考慮した必要な作業空間を備え、構造上接近又は検査が困難とならない設計とする。

(44-5)

(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。

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ことで、中央制御室でのほう酸水注入開始操作における所要時間は想定として1分以内となる。

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速やかに切替え操作を実施す

ることが可能な設計とする。

(44-4)

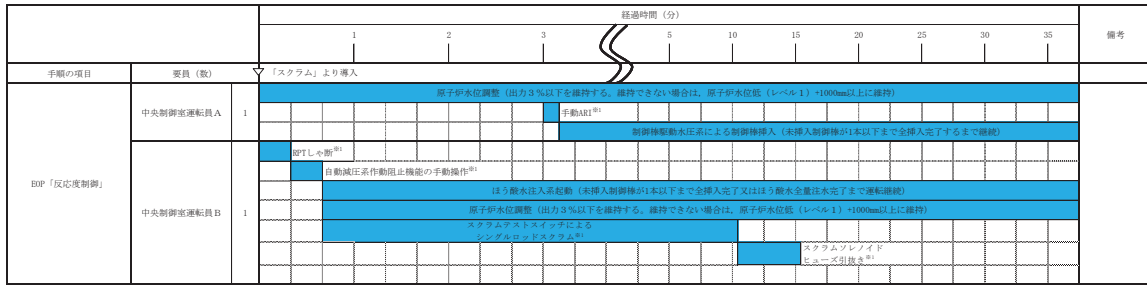


図 3.1-4 発電用原子炉の緊急停止対応タイムチャート*

*: 「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。

ほう酸水注入系のほう酸水注入系ポンプ，ほう酸水注入系貯蔵タンクは，設計基準対象施設として原子炉圧力容器へのほう酸水注入時に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。

なお，本系統は使用時以外，中央制御室内における操作盤上の起動用スイッチを「切」位置にし，SLC 注入電動弁 (A) 及び SLC 注入電動弁 (B) を「全閉」とした系統構成としており，取合系統である原子炉圧力容器に対して悪影響を及ぼさない設計とする。取合系統との隔離弁を表 3.1-14 に示す。

表 3.1-14 ほう酸水注入系の通常時における取合系統との隔離弁

取合系統	系統隔離弁	駆動方式	状態
原子炉圧力容器	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、設計基準対象施設の容量の仕様が、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の仕様に対して十分であるため、設計基準対象施設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できるようにすることで、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
機器	アキュムレータ	ほう酸水注入系ポンプ
	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	原子炉建屋地上2階 (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
	—	原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋原子炉棟内)
駆動電源	不要	非常用ディーゼル発電機
	—	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)

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、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心スプレイ系からの注水に加え、残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止するため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、作動回路が自動的に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信するよう、信頼性向上を図る設計とする。

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。

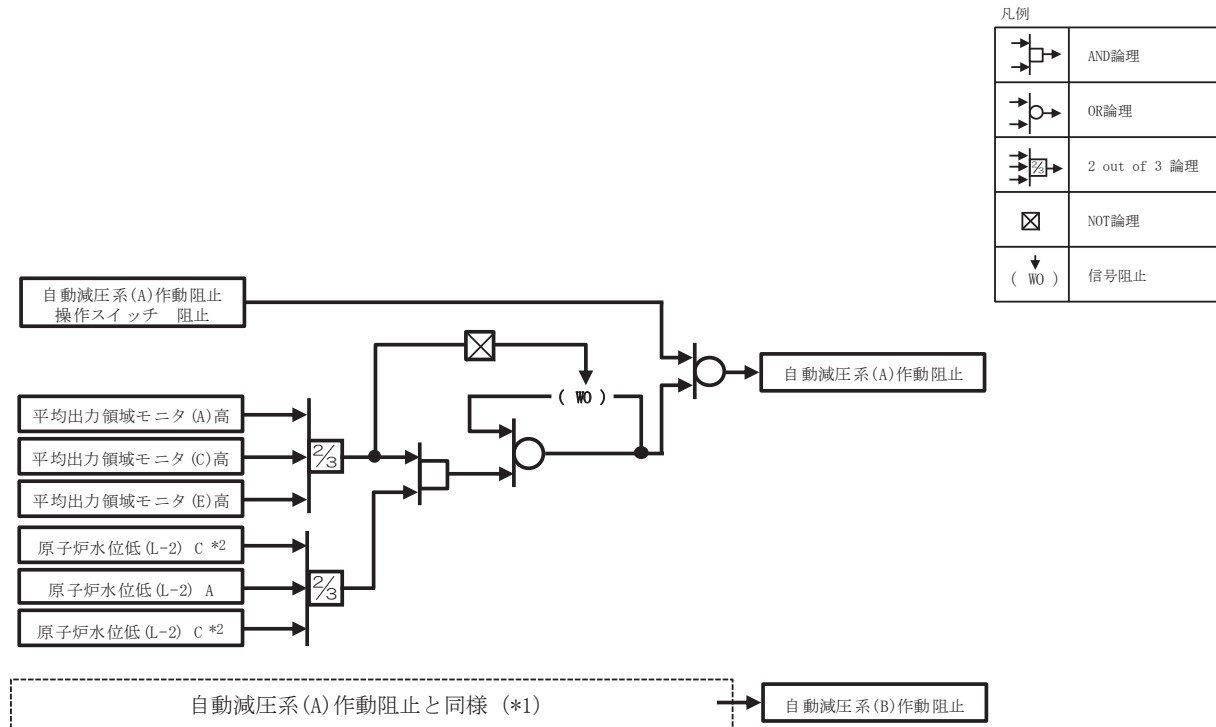
計装設備については「3.15 計装設備（設置許可基準規則第 58 条に対する設計方針を示す章）」で示す。

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。

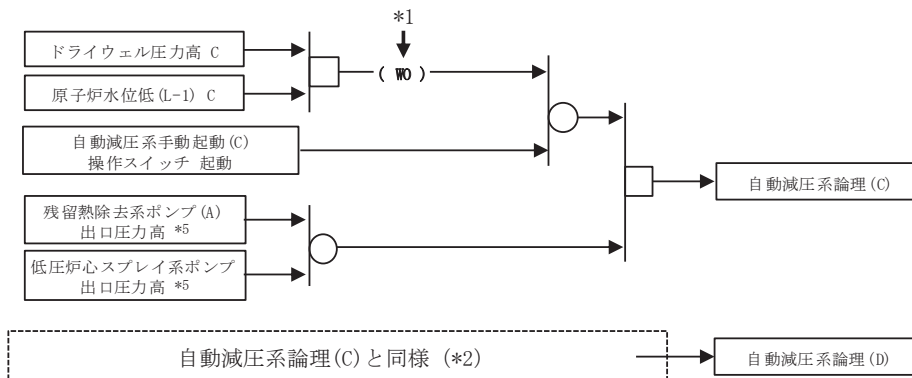
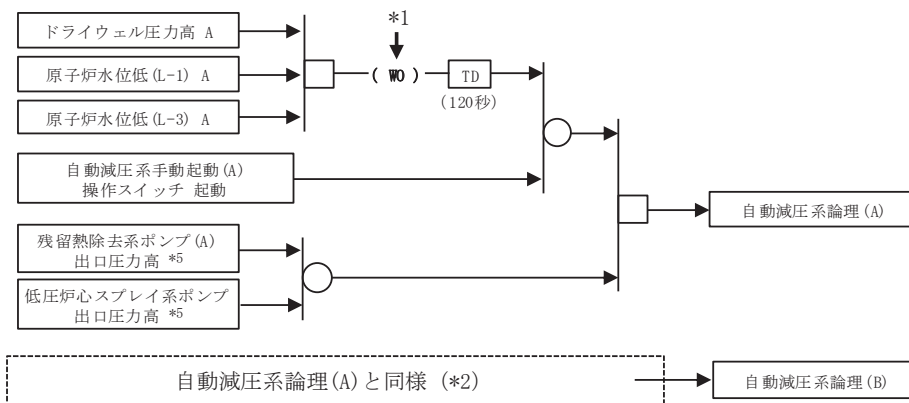
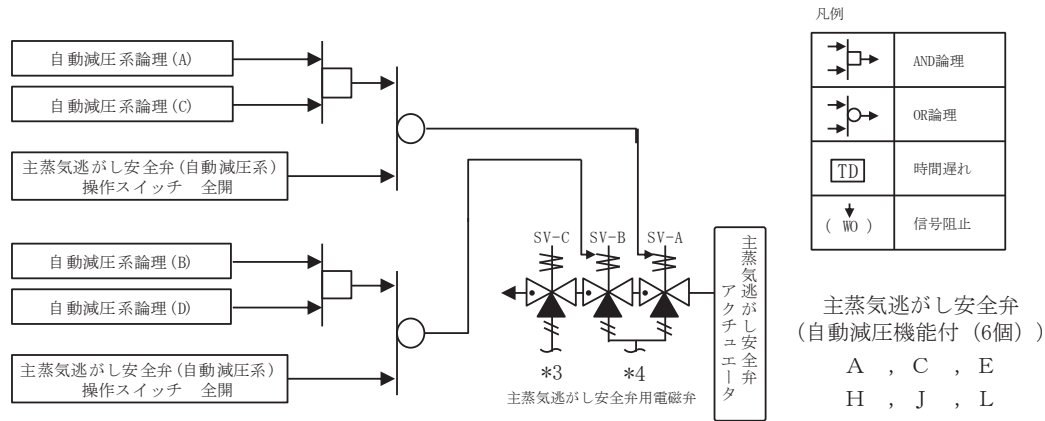
<自動減圧系作動阻止機能>



*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)

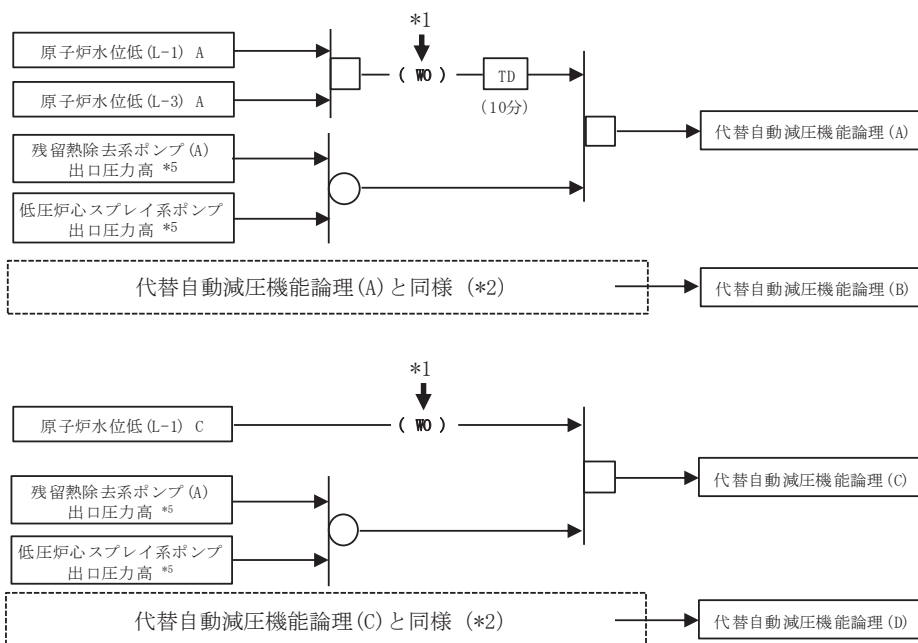
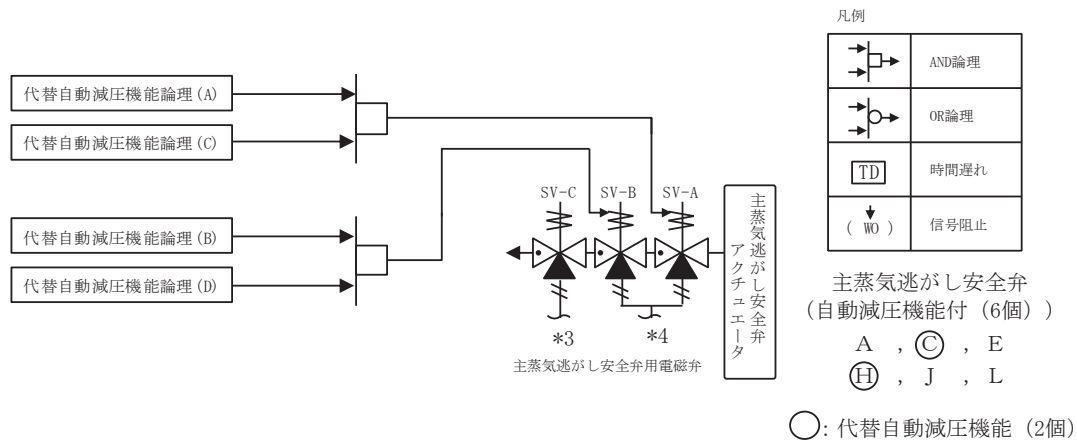
<自動減圧系>



- *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。

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）>



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

図 3.1-7 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地下1階（原子炉建屋原子炉棟内）に設置する設備であることから，想定される重大事故等時における中央制御室内，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、作動回路が中性子束高信号の「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、自動的に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よう、信頼性向上を図る設計とする。

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・性能の確認が可能な設計とする。機能・性能の確認として、模擬入力による論理回路の動作確認、校正及び設定値確認が可能な設計とする。

(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。

さらに、ATWS 緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）は、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）と自動減圧系で自動減圧系作動阻止信号を共用しているが、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及ぼさない設計とする。

(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。

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、地震、火災、溢水等の主要な共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

(44-3, 44-7)