

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SA44 r.3.0
提出年月日	令和3年10月1日

泊発電所3号炉

設置許可基準規則等への適合性について
(重大事故等対処設備)

令和3年10月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

本資料においては、泊発電所3号炉の「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下、「設置許可基準規則」という）への適合方針を説明する。

1. 基本的な設計方針において、設置許可基準規則第38条～第43条(第42条除く)に対する、泊発電所3号炉の基本的な設計方針を示す。

2. において、設備要求に係る条文である設置許可基準規則第44条～第62条に適合するための個別機能又は設備について、1. 基本的な設計方針に適合させるための方針を含めて、設計方針を示す。

目 次

1. 基本的な設計方針

1.1 耐震性・耐津波性

1.1.1 発電用原子炉施設の位置【38条】

1.1.2 耐震設計の基本方針【39条】

1.1.3 津波による損傷の防止【40条】

1.2 火災による損傷の防止【41条】

1.3 重大事故等対処設備

1.3.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等【43条1 - 五、43条2 - 二、三、43条3 - 三、五、七】

1.3.2 容量等【43条2 - 一、43条3 - 一】

1.3.3 環境条件等【43条1 - 一、六、43条3 - 四】

1.3.4 操作性及び試験・検査性【43条1 - 二、三、四、43条3 - 二、六】

2. 個別機能の設計方針

2.1 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】

2.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【45条】

2.3 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】

2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【47条】

2.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48条】

2.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備【49条】

2.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備【50条】

2.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備【51条】

2.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備【52条】

2.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備【53条】

2.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備【54条】

2.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備【55条】

2.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備【56条】

2.14 電源設備【57条】

2.15 計装設備【58条】

2.16 原子炉制御室【59条】

2.17 監視測定設備【60条】

2.18 緊急時対策所【61条】

- 2.19 通信連絡を行うために必要な設備【62条】
- 2.20 1次冷却設備
- 2.21 原子炉格納施設
- 2.22 燃料貯蔵設備
- 2.23 非常用取水設備
- 2.24 補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラに係るものを除く）

表 重大事故等対処設備仕様

2.1 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】

(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ただ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。

2.1.1 適合方針

概要

運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「ATWS」という。）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、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。

設備の目的

緊急停止失敗時に原子炉を未臨界に移行するための設備のうち、原子炉を未臨界とするための設備として以下の重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止及びほう酸水注入）を設ける。また、1次冷却系統の過圧防止及び原子炉出力を抑制するための設備として以下の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制（自動）及び原子炉出力抑制（手動））を設ける。

（1）フロントライン系故障時に用いる設備

a. 手動による原子炉緊急停止

(44-1) 機能喪失・ 使用機器

原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、原子炉安全保護盤の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止）として、原子炉トリップスイッチを使用する。

原子炉トリップスイッチは、手動による原子炉緊急停止ができる設計とする。具体的な設備は、以下のとおりとする。

・原子炉トリップスイッチ

その他、反応度制御設備の制御棒クラスタ及び原子炉保護設備の原子炉トリップ遮断器を重大事故等対処設備として使用する。

b. 原子炉出力抑制（自動）

(44-2) 機能喪失・ 使用機器

原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、原子炉安全保護盤又は原子炉トリップ遮断器の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制（自動））として、共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）、主蒸気設備の主蒸気隔離弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁、給水設備の電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び補助給水ピット並びに1次冷却設備の蒸気発生器、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を使用する。

共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）は、作動信号によるタービントリップ及び主蒸気隔離弁の閉止により、1次系から2次系への除熱を過渡的に悪化させることで原子炉冷却材温度を上昇させ、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制できる設計とする。また、共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）は、補助給水ピットを水源とする電動補助給

水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを自動起動させ、蒸気発生器水位の低下を抑制するとともに、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により1次冷却システムの過圧を防止することで、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できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）
- ・主蒸気隔離弁
- ・主蒸気逃がし弁
- ・主蒸気安全弁
- ・電動補助給水ポンプ
- ・タービン動補助給水ポンプ
- ・補助給水ピット
- ・蒸気発生器
- ・加圧器逃がし弁
- ・加圧器安全弁

主蒸気設備を構成する主蒸気管並びに1次冷却設備の1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、主蒸気逃がし弁、電動補助給水ポンプ及び加圧器逃がし弁の電源として使用するディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

c. 原子炉出力抑制（手動）

(44-3)
機能
喪失
・
使用
機器

共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）から自動信号が発信した場合において、原子炉の出力を抑制するために必要な機器等が自動作動しなかった場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制（手動））として、主蒸気設備の主蒸気隔離弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁、給水設備の電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び補助給水ピット並びに1次冷却設備の蒸気発生器、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を使用する。

中央制御室での操作により、手動で主蒸気隔離弁を閉止することで原子炉出力を抑制するとともに、補助給水ピットを水源とする電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを手動で起動し、補助給水を確保することで蒸気発生器水位の低下を抑制し、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により1次冷却システムの過圧を防止できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・主蒸気隔離弁
- ・主蒸気逃がし弁
- ・主蒸気安全弁
- ・電動補助給水ポンプ
- ・タービン動補助給水ポンプ

- ・補助給水ピット
- ・蒸気発生器
- ・加圧器逃がし弁
- ・加圧器安全弁

主蒸気設備を構成する主蒸気管並びに1次冷却設備の1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、主蒸気逃がし弁、電動補助給水ポンプ及び加圧器逃がし弁の電源として使用するディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

d. ほう酸水注入

(44-4)
機能
喪失
・
使用
機器

制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器又は原子炉安全保護盤の故障等により原子炉トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、化学体積制御設備のほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、ほう酸タンク及び充てんポンプを使用する。

ほう酸タンクを水源としたほう酸ポンプは、緊急ほう酸注入弁を介して充てんポンプにより炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ほう酸ポンプ
- ・緊急ほう酸注入弁
- ・ほう酸タンク
- ・充てんポンプ

化学体積制御設備を構成するほう酸フィルタ及び再生熱交換器並びに1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁及び充てんポンプの電源として使用するディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

(44-5)
機能
喪失
・
使用
機器

ほう酸ポンプが故障により使用できない場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、化学体積制御設備の充てんポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水ピットを使用する。

燃料取替用水ピットを水源とした充てんポンプは、化学体積制御系統により、炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・充てんポンプ
- ・燃料取替用水ピット

化学体積制御設備を構成する再生熱交換器並びに1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路

(44-6)
機能
喪失
・
使用
機器

に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、充てんポンプの電源として使用するディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

さらに、充てんポンプが使用できない場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、非常用炉心冷却設備の高圧注入ポンプ、燃料取替用水ピット及びほう酸注入タンクを使用する。

燃料取替用水ピットを水源とした高圧注入ポンプは、ほう酸注入タンクを介して炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・高圧注入ポンプ
- ・燃料取替用水ピット
- ・ほう酸注入タンク

1次冷却設備の蒸気発生器，1次冷却材ポンプ，原子炉容器，加圧器，1次冷却材管及び加圧器サージ管は，設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから，流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他，高圧注入ポンプの電源として使用するディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

制御棒クラスタ，原子炉トリップ遮断器，ディーゼル発電機及び流路として使用する1次冷却設備は，設計基準事故対処設備であるとともに，重大事故等時においても使用するため，多様性，位置的分散等を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから，多様性，位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。

ディーゼル発電機については「2.14 電源設備【57条】」，流路として使用する1次冷却設備の蒸気発生器，1次冷却材ポンプ，原子炉容器，加圧器，1次冷却材管及び加圧器サージ管については「2.20 1次冷却設備」に記載する。

2.1.1.1 多様性，位置的分散

基本方針については、「1.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

原子炉トリップスイッチを使用した手動による原子炉緊急停止は，原子炉安全保護盤からの信号による原子炉トリップに対して，手動操作により原子炉トリップできることで，多様性を持つ設計とする。

共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）を使用した原子炉出力抑制（自動）は，原子炉保護設備の作動に必要なプロセス計装と部分的に設備を共用するが，原子炉保護設備から電氣的・物理的に分離することで原子炉保護設備と同時に機能喪失しない設計とする。

また，共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備），主蒸気隔離弁，電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，補助給水ピット，加圧器逃がし弁，加圧器安全弁，主蒸気逃がし弁，主蒸気安全弁，主蒸気管及び蒸気発生器は，原子炉トリップ遮断器及び原子炉安全保護盤に対し，原理の異なる原子炉出力抑制方法を用いることで多様性を持つ設計とする。

共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）は，原子炉保護設備から電氣的・物理的に分離して独立した盤として設置することで，位置的分散を図る設計とする。

主蒸気隔離弁，電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，補助給水ピット，加圧器逃がし弁，加圧器安全弁，主蒸気逃がし弁，主蒸気安全弁，主蒸気管及び蒸気発生器を使用した原子炉出力抑制（手動）は，原子炉補助建屋内の原子炉安全保護盤と異なる区画に設置することで，位置的分散を図る設計とする。

ほう酸ポンプ，ほう酸タンク，緊急ほう酸注入弁，充てんポンプ，高圧注入ポンプ，ほう酸注入タンク及び燃料取替用水ピットを使用したほう酸水注入は，制御棒クラスタ，原子炉トリップ遮断器及び原子炉安全保護盤を使用した原子炉出力抑制に対して多様性を持つ設計とする。ほう酸タンク，ほう酸ポンプ，緊急ほう酸注入弁，充てんポンプ，高圧注入ポンプ，ほう酸注入タンク及び燃料取替用水ピットは，原子炉建屋内の原子炉トリップ遮断器，原子炉補助建屋内の原子炉安全保護盤及び原子炉格納容器内の制御棒クラスタと異なる区画に設置することで，位置的分散を図る設計とする。

2.1.1.2 悪影響防止

基本方針については、「1.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

手動による原子炉緊急停止に使用する原子炉トリップスイッチは，独立して信号を発信することができる設計とする。また，原子炉トリップスイッチ，原子炉トリップ遮断器及び制御棒クラスタは，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉出力抑制（自動）に使用する共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）は，原子炉トリップ信号が原子炉安全保護盤より正常に発信した場合は，不必要な信号の発信を阻止できることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉出力抑制（自動）及び原子炉出力抑制（手動）に使用する主蒸気隔離弁，電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，補助給水ピット，加圧器逃がし弁，加圧器安全弁，主蒸気逃がし弁，主蒸気安全弁，主蒸気管及び蒸気発生器は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

ほう酸水注入に使用するほう酸ポンプ，緊急ほう酸注入弁，ほう酸タンク，充てんポンプ，高圧注入ポンプ，ほう酸フィルタ，再生熱交換器，ほう酸注入タンク及び燃料取替用水ピットは，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。

2.1.2 容量等

基本方針については、「1.3.2 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共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS 緩和設備）は、重大事故等時に「蒸気発生器水位低」の原子炉トリップ信号の計装誤差を考慮して確実に作動する設計とする。

共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS 緩和設備）の作動による主蒸気隔離弁の閉止に伴う 1 次冷却系統の過圧のピークを抑えるために使用する加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、設計基準事故対処設備の 1 次冷却系統の過圧防止機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の放出流量が、主蒸気隔離弁の閉止による 1 次冷却系統の過圧防止に必要な放出流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。また、その後の 1 次冷却系統を安定させるために使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水ピット、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁及び蒸気発生器は、設計基準事故対処設備の蒸気発生器 2 次側による冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の補助給水流量及び蒸気流量が、主蒸気隔離弁の閉止による 1 次冷却系統の過圧防止に必要な補助給水流量及び蒸気流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

原子炉トリップに失敗した場合における原子炉を未臨界状態へ移行するためにほう酸水を炉心注入する設備として使用するほう酸タンク、ほう酸ポンプ、充てんポンプ、高圧注入ポンプ、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水ピットは、設計基準事故時のほう酸水を 1 次系に注水する機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注入流量、タンク容量及びピット容量が、原子炉トリップ失敗の場合に原子炉を未臨界状態とするために必要な注入流量、タンク容量及びピット容量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

設備仕様については、第 6.8.1 表に示す。

2.1.3 環境条件等

基本方針については、「1.3.3 環境条件等」に示す。

原子炉トリップスイッチは、重大事故等時における中央制御室内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計とする。

制御棒クラスタ，加圧器逃がし弁，加圧器安全弁，蒸気発生器及び再生熱交換器は，重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。加圧器逃がし弁の操作は中央制御室で可能な設計とする。

原子炉トリップ遮断器，主蒸気逃がし弁，主蒸気安全弁，主蒸気隔離弁，電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，燃料取替用水ピット及び補助給水ピットは，重大事故等時における原子炉建屋内の環境条件を考慮した設計とする。主蒸気逃がし弁，主蒸気隔離弁，電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。

主蒸気管は，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内の環境条件を考慮した設計とする。

共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）は，ATWS緩和機能に加え，同一筐体内に安全保護系のデジタル計算機の共通要因故障対策の機能を有しているが，これらの回路は，それぞれハードウェアのみでシステムを構築した回路とすることにより，他機能からの影響を考慮した設計とする。

共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備），ほう酸ポンプ，緊急ほう酸注入弁，充てんポンプ，高圧注入ポンプ，ほう酸タンク，ほう酸フィルタ及びほう酸注入タンクは，重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。ほう酸ポンプ，緊急ほう酸注入弁，充てんポンプ及び高圧注入ポンプの操作は中央制御室から可能な設計とする。

2.1.4 操作性及び試験・検査性について

基本方針については、「1.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

(1) 操作性の確保

原子炉トリップスイッチ，原子炉トリップ遮断器及び制御棒クラスタを使用した手動による原子炉緊急停止を行う系統は，重大事故等が発生した場合でも，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。原子炉トリップスイッチは，中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS 緩和設備）を使用した原子炉出力抑制（自動）を行う系統は，重大事故等時に共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS 緩和設備）から自動で信号を発信する設計とする。

主蒸気隔離弁，補助給水ピット，電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，加圧器逃がし弁，加圧器安全弁，主蒸気逃がし弁，主蒸気安全弁，主蒸気管及び蒸気発生器を使用した原子炉出力抑制（自動）及び原子炉出力抑制（手動）を行う系統は，重大事故等が発生した場合でも，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。主蒸気隔離弁，電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁は，中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

ほう酸ポンプ，緊急ほう酸注入弁，ほう酸タンク，充てんポンプ，ほう酸フィルタ及び再生熱交換器を使用したほう酸水注入を行う系統は，重大事故等が発生した場合でも，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。ほう酸ポンプ，緊急ほう酸注入弁及び充てんポンプは，中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

充てんポンプ，燃料取替用水ピット及び再生熱交換器を使用したほう酸水注入を行う系統は，重大事故等が発生した場合でも，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。充てんポンプは，中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

高圧注入ポンプ，ほう酸注入タンク及び燃料取替用水ピットを使用したほう酸水注入を行う系統は，重大事故等が発生した場合でも，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。高圧注入ポンプは，中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

(2) 試験・検査

手動による原子炉緊急停止に使用する原子炉トリップスイッチは、機能・性能の確認が可能なように、手動操作による原子炉トリップ遮断器の動作確認ができる設計とする。

手動による原子炉緊急停止に使用する制御棒クラスタは、機能・性能の確認が可能なように、動作確認ができる設計とする。

手動による原子炉緊急停止に使用する原子炉トリップ遮断器は、機能・性能の確認が可能なように、試験装置を接続し動作の確認ができる設計とする。

原子炉出力抑制（自動）に使用する共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）は、運転中に機能・性能の確認が可能なように、模擬入力によるロジック回路動作確認が可能な設計とする。この場合、原子炉停止系及び非常用炉心冷却システムの不必要な動作が発生しない設計とする。また、特性の確認が可能なように、模擬入力による校正及び設定値確認ができる設計とする。

原子炉出力抑制に使用する系統（主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水ピット、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、蒸気発生器及び主蒸気管）及びほう酸水注入に使用する系統（ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、ほう酸タンク、充てんポンプ、高圧注入ポンプ、ほう酸フィルタ、再生熱交換器、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水ピット）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能の確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、充てんポンプ及び高圧注入ポンプは、分解が可能な設計とする。

補助給水ピット及び燃料取替用水ピットは、内部の確認が可能なようにアクセスドアを設ける設計とする。

ほう酸タンク、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水ピットは、ほう酸濃度及び有効水量が確認できる設計とする。

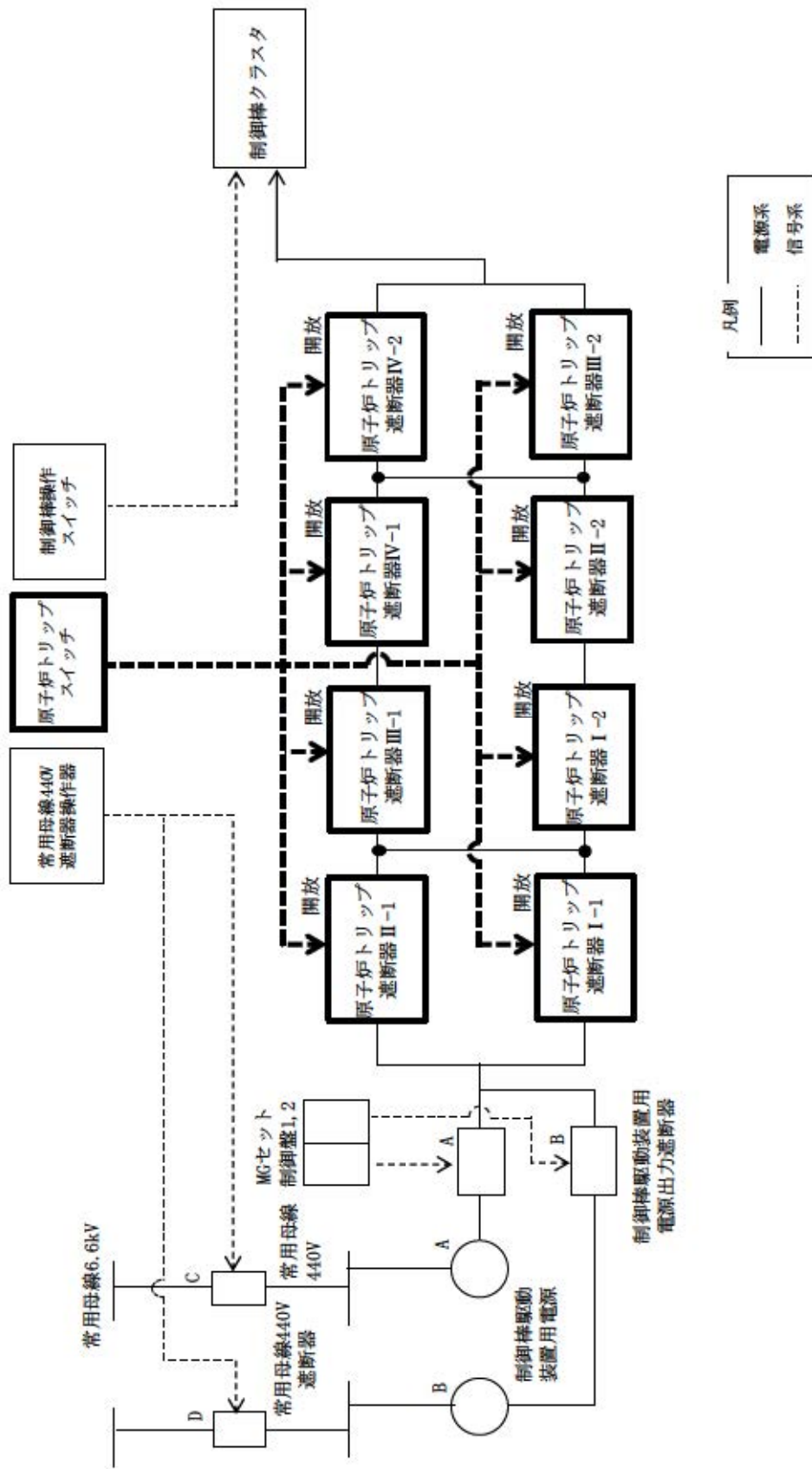
補助給水ピットは、有効水量が確認できる設計とする。

蒸気発生器、ほう酸タンク及びほう酸注入タンクは、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

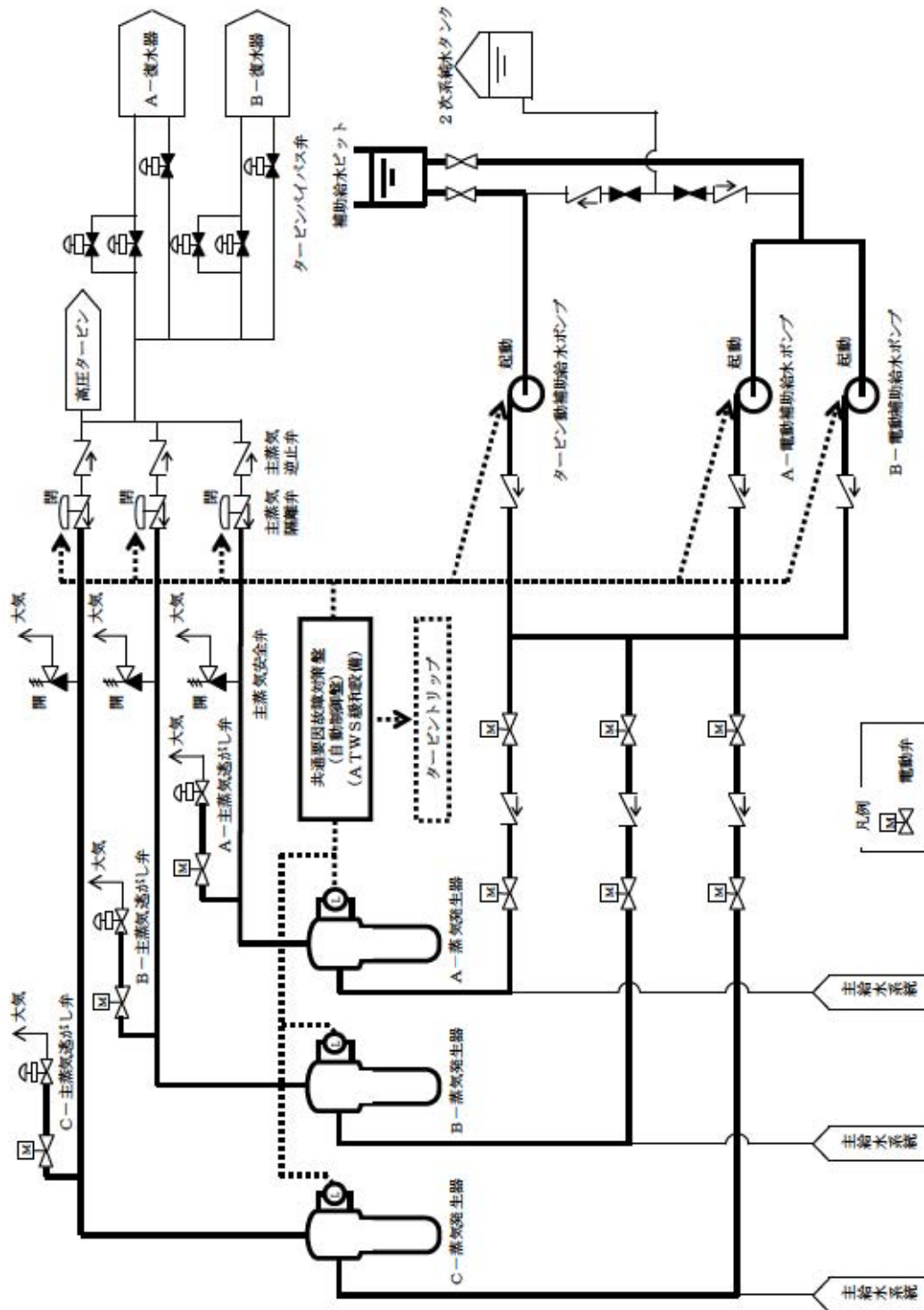
ほう酸フィルタは、差圧確認が可能な系統設計とする。また、内部の確認が可能なように、フランジを設ける設計とする。

蒸気発生器は、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。

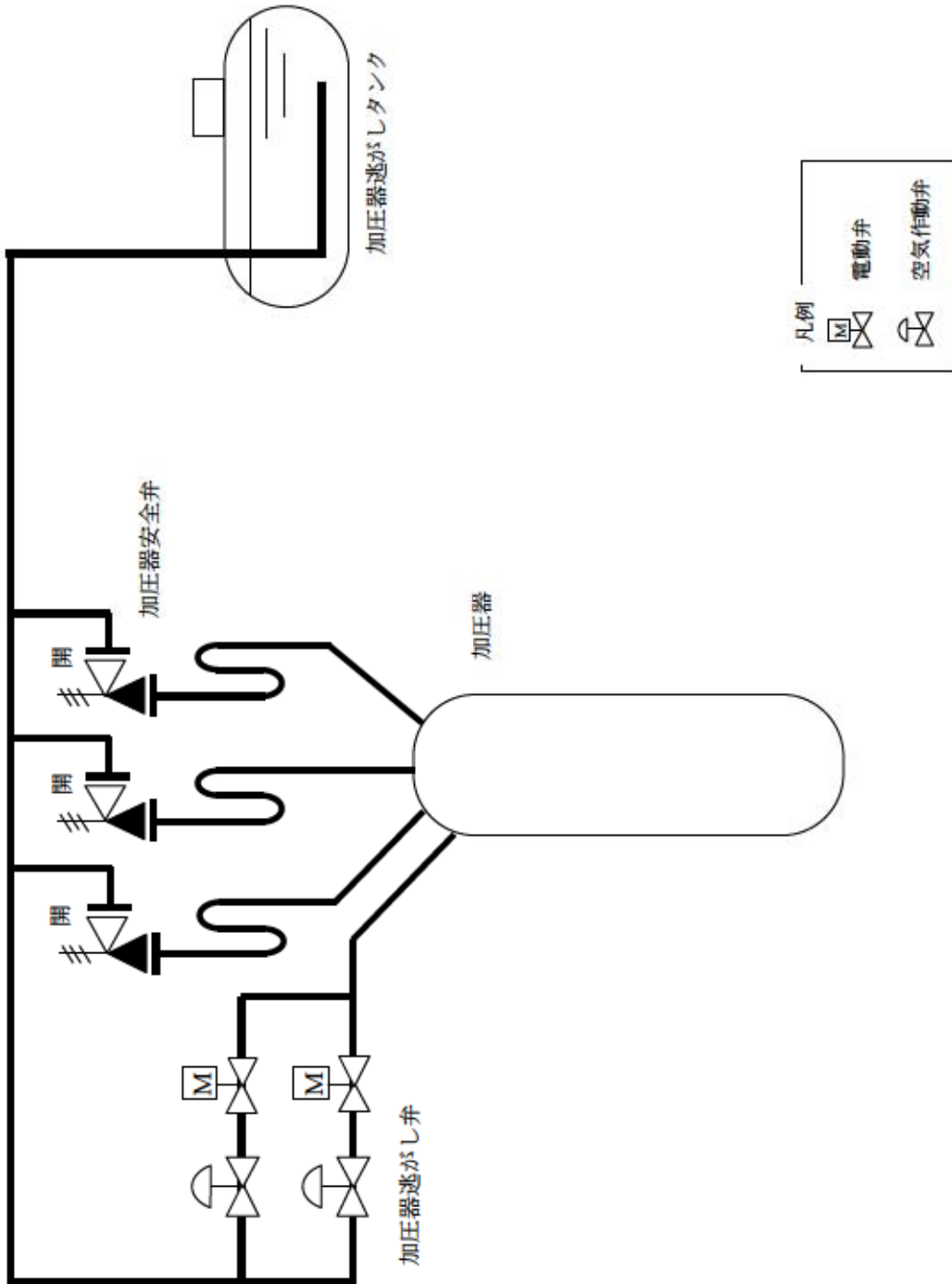
再生熱交換器は、応力腐食割れ対策、伝熱管の摩耗対策により健全性が確保でき、開放が不要な設計であることから、外観の確認が可能な設計とする。



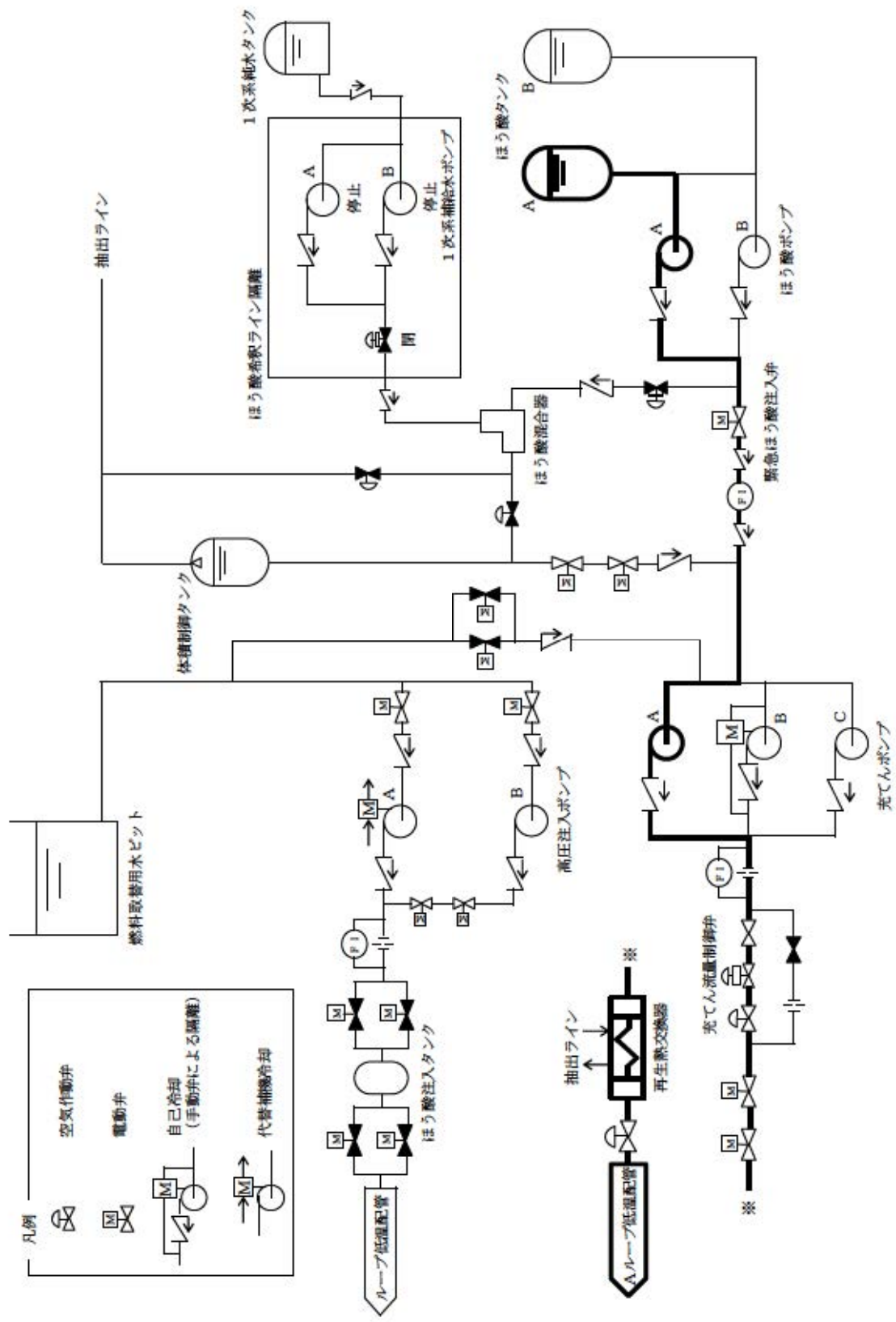
第 6.8.1 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 概略系統図 (1) (手動による原子炉緊急停止)



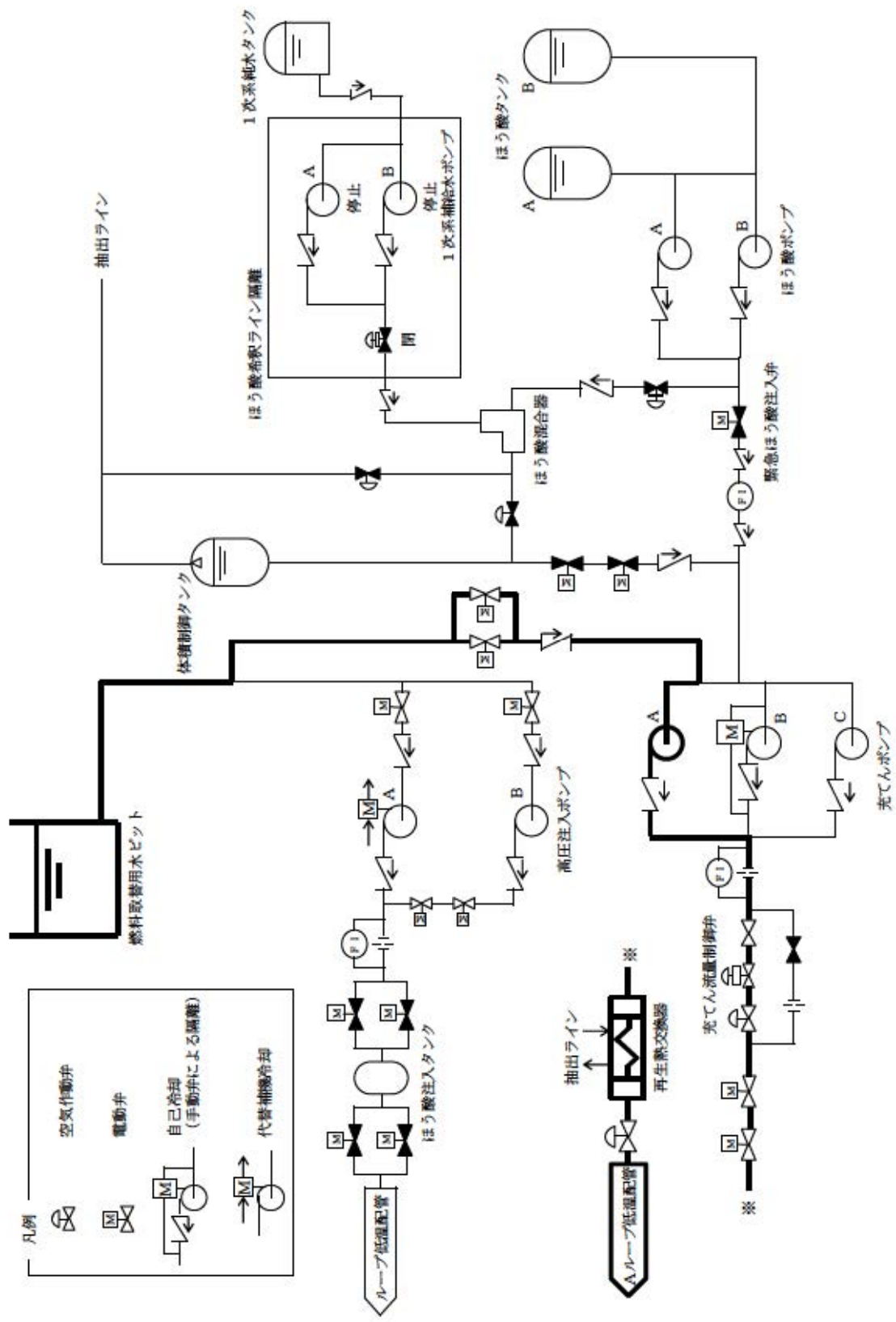
第 6.8.2 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 概略系統図 (2) (原子炉出力抑制)



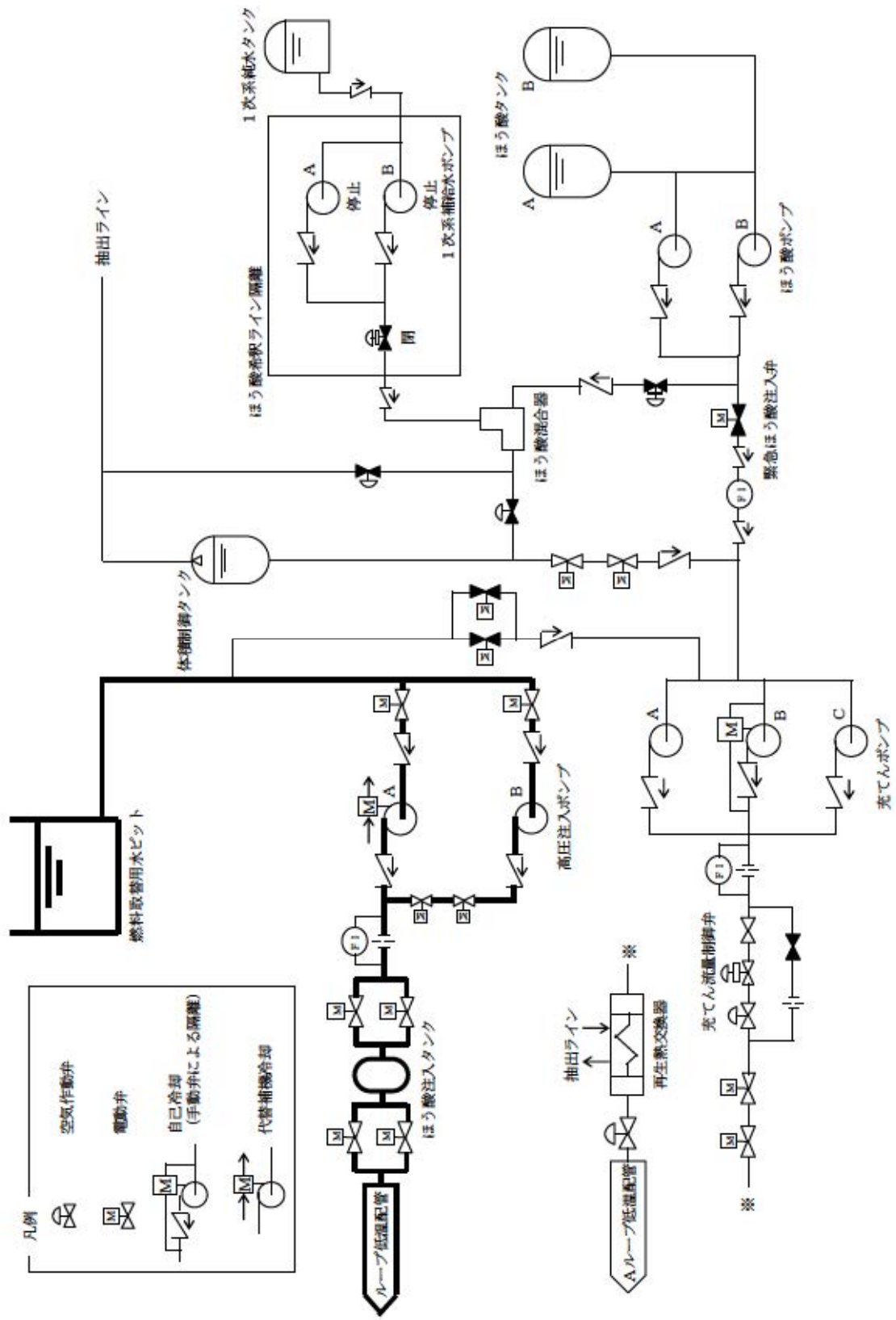
第 6. 8. 3. 3 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 概略系統図 (3) (原子炉出力抑制)



第 6.8.4 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 概略系統図 (4) (ほうろ酸水注入)



第 6.8.5 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 概略系統図 (5) (ほうろ酸水注入)



第 6.8.6 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 概略系統図 (6) (ほう酸水注入)

第 1.1.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	設備分類 * 3	整備する手順書	手順の分類	
フロントライン系機能喪失時	原子炉安全保護盤 又は 安全保護系の プロセス計装 又は 炉外核計装	手動による原子炉緊急停止	原子炉トリップスイッチ (中央制御盤手動操作)	重大事故等 対処設備	原子炉の未臨界を維持する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書	
			制御棒駆動装置用電源 * 1 (常用母線440V遮断器操作器) (中央制御盤手動操作)	多様性拡張設備			
			制御棒操作スイッチ (中央制御盤手動操作) * 1				
			制御棒駆動装置用電源 * 1 (制御棒駆動装置用電源出力遮断器 スイッチ) (現場盤手動操作)				
			原子炉トリップ遮断器スイッチ (現場盤手動操作)				
	制御棒クラスタ 又は 原子炉トリップ遮断器 又は 原子炉安全保護盤 又は 安全保護系の プロセス計装 又は 炉外核計装	原子炉出力抑制(自動)	共通要因故障対策盤(自動制御盤) (ATWS緩和設備) * 1 (蒸気発生器水位低による ・タービントリップ ・主蒸気ライン隔離 ・電動補助給水ポンプ ・タービン動補助給水ポンプ) 主蒸気隔離弁 電動補助給水ポンプ * 2 タービン動補助給水ポンプ 補助給水ビット 蒸気発生器 主蒸気逃がし弁 主蒸気安全弁 加圧器逃がし弁 加圧器安全弁 緊急ほう酸濃縮 (中央制御盤手動操作) (㊸)	重大事故等 対処設備	a, b		
			原子炉出力抑制(手動)	タービントリップスイッチ (中央制御盤手動操作)	拡張設備		a
				主蒸気隔離弁 (中央制御盤手動操作) 電動補助給水ポンプ (中央制御盤手動操作) * 2 タービン動補助給水ポンプ (中央制御盤手動操作) 補助給水ビット 蒸気発生器 主蒸気逃がし弁 主蒸気安全弁 加圧器逃がし弁 加圧器安全弁 緊急ほう酸濃縮 (中央制御盤手動操作) (㊸)	重大事故等 対処設備		
	ほう酸水注入	ほう酸タンク ほう酸ポンプ * 2 緊急ほう酸注入弁 充てんポンプ * 2 充てんポンプ * 2 燃料取替用水ビット 高圧注入ポンプ * 2 燃料取替用水ビット ほう酸注入タンク	ほう酸濃縮 (緊急ほう酸濃縮)	重大事故等 対処設備	a, b		
					a		
a							

* 1 : 原子炉トリップ遮断器故障時にも有効に機能する。

* 2 : ディーゼル発電機等により給電する。

* 3 : 重大事故対策において用いる設備の分類

a : 当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b : 37条に適合する重大事故等対処設備 c : 自主的対策として整備する重大事故等対処設備

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SA44H r. 3. 0
提出年月日	令和3年10月1日

泊発電所 3 号炉

設置許可基準規則等への適合性について (重大事故等対処設備) 補足説明資料

令和 3 年 1 0 月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

本資料においては、泊発電所3号炉の「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下、「設置許可基準規則」という）への適合方針を説明する。

1. 基本的な設計方針において、設置許可基準規則第38条～第43条(第42条除く)に対する、泊発電所3号炉の基本的な設計方針を示す。

2. において、設備要求に係る条文である設置許可基準規則第44条～第62条に適合するための個別機能又は設備について、1. 基本的な設計方針に適合させるための方針を含めて、設計方針を示す。

補足説明資料目次

38 条

- 38-1 泊発電所 3 号炉の重大事故等対処施設の地盤及び周辺斜面に関する基準規則等への適合性について

39 条

- 39-1 重大事故等対処施設の設備分類
- 39-2 設計用地震力
- 39-3 重大事故等対処施設の基本構造等に基づく既往の耐震評価手法の適用性と評価方針について
- 39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて

41 条

- 41-1 重大事故等対処施設における基準規則等への適合性について
- 41-2 重大事故等対処施設への審査基準の準用
- 41-3 火災区域、区画の設定について
- 41-4 火災感知設備
- 41-5 消火設備
- 41-6 火災区域又は火災区画の火災防護対策について

43 条（共通）

- 共-1 重大事故等対処設備の設備分類等
- 共-2 類型化区分及び適合内容
- 共-3 泊 3 号炉可搬型重大事故等対処設備保管場所およびアクセスルートについて（後日提出）
- 共-4 重大事故等対処設備基準適合性確認資料
- 共-5 ポンプ車配備台数の考え方
- 共-6 竜巻影響を考慮した保管場所

44 条

- 44-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 44-2 配置図
- 44-3(1) 試験・検査説明資料
- 44-3(2) ATWS 緩和設備の試験に対する考え方について
- 44-4 系統図
- 44-5(1) 工学的安全施設等の作動信号の設定根拠について
- 44-5(2) ATWS 緩和設備について

- 44-5(3) ATWS 緩和設備に関する健全性について
- 44-6 SA バウンダリ系統図 (参考)

45 条

- 45-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 45-2 配置図
- 45-3 試験・検査説明資料
- 45-4 系統図
- 45-5 容量設定根拠
- 45-6 SA バウンダリ系統図 (参考)
- 45-7 現場での入力によるタービン動補助給水ポンプの起動
- 45-8 蒸気発生器 2 次側への給水時の水源の選定及び海水注入時の影響評価

46 条

- 46-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 46-2 配置図
- 46-3 試験・検査説明資料
- 46-4 系統図
- 46-5 容量設定根拠
- 46-6 SA バウンダリ系統図 (参考)

47 条

- 47-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 47-2 配置図
- 47-3 試験・検査説明資料
- 47-4 系統図
- 47-5 容量設定根拠
- 47-6 SA バウンダリ系統図 (参考)
- 47-7 非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書
- 47-8 海水注入後に再循環運転を仮定した際の格納容器再循環サンプスクリーンの影響評価について
- 47-9 格納容器再循環サンプスクリーンの今後の検討課題について
- 47-10 可搬型重大事故等対処設備の接続口等について
- 47-11 CV 冠水時に水没する電気ペネトレーション部からの漏えいの可能性について

48 条

- 48-1 SA 設備基準適合性一覧表

- 48-2 配置図
- 48-3 試験・検査説明資料
- 48-4 系統図
- 48-5 容量設定根拠
- 48-6 SA バウンダリ系統図 (参考)
- 48-7 格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却について

49 条

- 49-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 49-2 配置図
- 49-3 試験・検査説明資料
- 49-4 系統図
- 49-5 容量設定根拠
- 49-6 SA バウンダリ系統図 (参考)

50 条

- 50-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 50-2 配置図
- 50-3 試験・検査説明資料
- 50-4 系統図
- 50-5 容量設定根拠
- 50-6 SA バウンダリ系統図 (参考)

51 条

- 51-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 51-2 配置図
- 51-3 試験・検査説明資料
- 51-4 系統図
- 51-5 容量設定根拠
- 51-6 SA バウンダリ系統図 (参考)
- 51-7 原子炉下部キャビティへの流入について

52 条

- 52-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 52-2 配置図
- 52-3 試験・検査説明資料
- 52-4 系統図
- 52-5 容量設定根拠

- 52-6 SA バウンダリ系統図（参考）
- 52-7 原子炉格納容器内水素再結合装置（PAR）について
- 52-8 原子炉格納容器の水素濃度測定について
- 52-9 格納容器水素イグナイタについて

53 条

- 53-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 53-2 配置図
- 53-3 試験・検査説明資料
- 53-4 系統図
- 53-5 容量設定根拠
- 53-6 SA バウンダリ系統図（参考）
- 53-7 水素排出設備に対する要求（動的機器等に水素爆発を防止する機能）に係る適合性について
- 53-8 アニュラスの水素濃度測定について

54 条

- 54-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 54-2 配置図
- 54-3 試験・検査説明資料
- 54-4 系統図
- 54-5 容量設定根拠
- 54-6 審査会合会議資料
- 54-7 使用済燃料貯蔵設備の大規模漏えい時の未臨界性評価
- 54-8 使用済燃料ピットサイフォンプレーカの健全性について

55 条

- 55-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 55-2 配置図
- 55-3 試験・検査説明資料
- 55-4 系統図
- 55-5 容量設定根拠
- 55-6 発電所外への放射性物質の拡散抑制について

56 条

- 56-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 56-2 配置図
- 56-3 試験・検査説明資料

- 56-4 系統図
- 56-5 容量設定根拠
- 56-6 SA バウンダリ系統図（参考）

57 条

- 57-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 57-2 配置図
- 57-3 試験・検査説明資料
- 57-4 系統図
- 57-5 容量設定根拠
- 57-6 SA バウンダリ系統図（参考）
- 57-7 タンクローリーによる燃料補給について
- 57-8 代替所内電気設備の設備構成について
- 57-9 所内常設蓄電式直流電源設備について
- 57-10 可搬型直流電源用発電機、可搬型直流変換器を使用した直流電源負荷への24時間給電
- 57-11 所内電気設備の頑健性について

58 条

- 58-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 58-2 配置図
- 58-3 試験・検査説明資料
- 58-4 系統図
- 58-5 計測範囲説明書
- 58-6 審査会合会議資料
- 58-7 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について
- 58-8 可搬型計測器及び可搬型温度計測装置の必要台数整理

59 条

- 59-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 59-2 配置図
- 59-3 試験・検査説明資料
- 59-4 系統図
- 59-5 SA バウンダリ系統図（参考）
- 59-6 原子炉制御室等（被ばく評価除く）について
- 59-7 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価について
- 59-8 原子炉制御室等について（補足資料）

60 条

- 60-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 60-2 配置図
- 60-3 試験・検査説明資料
- 60-4 容量設定根拠
- 60-5 適合状況説明資料

61 条

- 61-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 61-2 配置図
- 61-3 試験・検査説明資料
- 61-4 系統図
- 61-5 容量設定根拠
- 61-6 緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について
- 61-7 適合状況説明資料
- 61-8 適合状況説明資料（補足説明資料）

62 条

- 62-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 62-2 配置図
- 62-3 試験・検査説明資料
- 62-4 系統図
- 62-5 容量設定根拠
- 62-6 設置許可基準規制等への適合状況説明資料

1 次冷却材設備

- 他 1-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 他 1-2 配置図
- 他 1-3 試験・検査説明資料
- 他 1-4 系統図

原子炉格納施設

- 他 2-1 SA 設備基準適合性一覧表
- 他 2-2 配置図
- 他 2-3 試験・検査説明資料
- 他 2-4 系統図

燃料貯藏設備

他 3-1 SA 設備基準適合性一覧表

他 3-2 配置図

他 3-3 試験・検査説明資料

他 3-4 系統図

非常用取水設備

他 4-1 SA 設備基準適合性一覧表

他 4-2 配置図

他 4-3 試験・検査説明資料

他 4-4 系統図

4 4 - 1 S A設備 基準適合性一覧

S A設備 基準適合性一覧については、43 条（共通）補足説明資料「共-4-1 S A設備 基準適合性一覧表」に示す。

4 4 - 2 配置図

配置図については、43 条（共通）補足説明資料「共-4-2 SA設備 基準適合性確認資料」及び同添付資料「共-4-2-1 配置図」に示す。

4 4 - 3 (1) 試驗・檢查說明資料

試験・検査説明資料については、43 条（共通）補足説明資料「共-4-2 S A設備 基準適合性確認資料」及び同添付資料「共-4-2-3 試験・検査説明資料」に示す。

44-3(2) 共通要因故障対策盤(自動制御盤)(A T W S緩和
設備)の試験に対する考え方について

共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)の試験に対する考え方について

44-3(2)-1

枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開できません

44-3(2)-2

枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開できません

44-3(2)-3

枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開できません

4 4 - 4 系統図

概略系統図については、43 条（共通）補足説明資料「共-4-2 S A設備 基準適合性確認資料」及び同添付資料「共-4-2-5 概略系統図」に示す。

44-5(1) 工学的安全施設等の作動信号の設定根拠について

1. 概 要

本資料は、運転時の異常な過渡変化時の原子炉トリップ失敗事象（ATWS）の兆候を検知した場合又は発生した場合、発電用原子炉を未臨界にするための設備を作動させる信号の設定値の根拠、及び、作動回路の説明図についてまとめたものであり、構成としては概要、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概要、作動信号の設定値根拠、作動回路の説明図からなっている。

2. 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概要

共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)は、ATWSが発生するおそれがある場合又は発生した場合に、設計基準事故対処設備により原子炉が停止しない場合には、自動でタービントリップ及び主蒸気ライン隔離を行い、また、補助給水ポンプが起動しない場合には、自動で補助給水ポンプを起動させ、炉心の著しい損傷を防止する設計とする。

また、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備によって、十分な量のほう酸水を1次冷却材中に注入することで発電用原子炉を未臨界にする。

3. 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作動信号の設定値の記載方法について

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作動信号は、実際のセット値に対して計装誤差を差し引いた値から、実際のセット値に対して計装誤差を加算した値までの範囲を設定範囲とする。本設定方法により、計装誤差を考慮して規定した設定範囲におけ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作動が保証される。

なお、設定値、セット値等の用語の定義は以下のとおりである。

表1 設定値根拠の用語の説明

用 語	説 明
設定値 (設定範囲)	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作動信号の作動値の許容範囲を表す。セット値に対して計装誤差を差し引いた値から、セット値に対して計装誤差を加算した値までの範囲とする。
セット値	実機の計装設備にセットする値。
計装誤差	検出器の計器誤差に余裕を加算したもの。

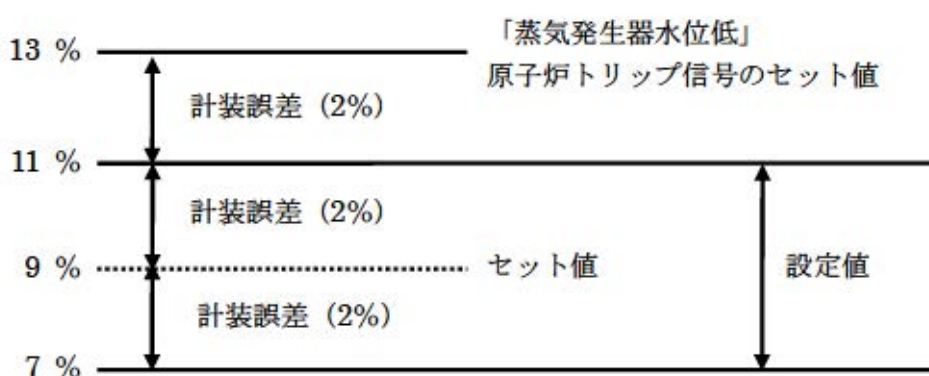
4. 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の作動信号の設定値根拠

名 称	蒸気発生器水位低
目 的 / 機 能	原子炉トリップ失敗時に蒸気発生器の水位が異常に低下した場合には、原子炉を安全に停止するため、2ループ以上の蒸気発生器の水位低の信号で補助給水ポンプを起動させ、タービントリップさせるとともに、主蒸気ライン隔離を行う。
設 定 値	計器スパンの7%以上、かつ、11%以下 (計器スパンの9% ± 2%以内)

【設 定 根 拠】

セット値は、設計基準事故対処設備の「蒸気発生器水位低」原子炉トリップ (13%) の信号発信が最も遅れるように計装誤差を負側に考慮して (-2%)、かつ、本信号の発信が最も早まるように計装誤差を正側に考慮し (+2%)、前述の原子炉トリップ信号が作動した時に本設備の不必要な動作を防止するよう9%に設定する。

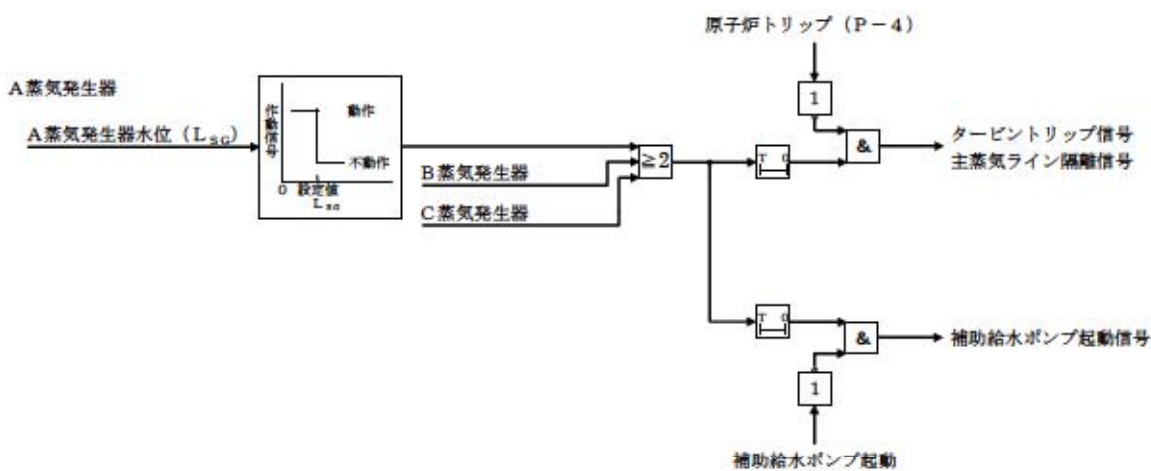
設定値は、セット値から計装誤差である2%を差し引いても確実に作動する7%以上、かつ、セット値に計装誤差である2%を加算しても本設備の不必要な動作を防止できる11%以下とする。



5. 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作動回路の説明図

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の作動回路の説明図を図1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の作動信号



制御記号説明

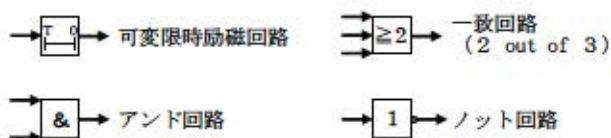


図1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の作動回路の説明図

44-5(2) 共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和
設備)について

1. 概要

本資料は、運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を緊急に停止することができない事象（ATWS）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、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、原子炉を未臨界に移行するために必要な設備について説明する。

2. 基本方針

原子炉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、自動的にタービントリップ及び主蒸気ライン隔離させることにより1次冷却材温度を上昇させ、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力を低下させるとともに、補助給水ポンプを自動起動し、蒸気発生器2次側保有水量の減少を抑制し、低下した原子炉出力に相当する発生熱を蒸気発生器を介して除去することで、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し、炉心の著しい損傷を防止するための設備（以下、ATWS緩和設備）を設置する。

また、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備の操作により、十分な量のほう酸水を1次冷却材中に注入することで原子炉を未臨界にする。

3. 共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)の設計方針

共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)の設計方針を以下に示す。また、主要設備の構成を5項に示す。

(1) 環境条件

ATWS緩和設備は、想定する重大事故(ATWS)が発生した場合における環境条件下において、必要な機能を果たすことができる設計とする。共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)については、具体的には以下の条件で所定の機能を維持する設計とする。

温度：0～50℃

圧力：大気圧

(2) 操作性

共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)は、必要な信号を自動的に発信する設計としており、操作性に関する設計上の考慮は不要である。

(3) 悪影響防止

共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)の自動作動機能は、万が一故障が生じて、設計基準事故対処設備の安全保護系に悪影響を与えないように、安全保護系とは電氣的に分離を図る設計とする。

(4) 耐震性

共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)は、耐震Sクラスの耐震性を有する設計とする。

(5) 耐津波性

共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)は、津波の影響を受けない場所に設置するものとする。

(6) 多様性、位置的分散

共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)は、原子炉緊急停止時に作動する設備とは異なる設備を作動させること等により、原子炉停止機能を有する原子炉保護設備とは多様性及び位置的分散を有するものとする。(別紙-1)

(7) 共通要因による損傷の防止

上記その他の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とする。(別紙-2)

4. 化学体積制御設備及び非常用炉心冷却設備

化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備の操作により、十分な量のほう酸水を1次冷却材中に注入することで原子炉を未臨界にする。

化学体積制御設備のほう酸ポンプ及び充てんポンプを必要に応じて、手動起動し、ほう酸タンクのほう酸水を1次冷却材管を経て、炉心に注入する。

化学体積制御設備の充てんポンプ又は非常用炉心冷却設備の高圧注入ポンプを必要に応じて、手動起動し、燃料取替用水ピットのほう酸水を1次冷却材管を経て、炉心に注入する。

化学体積制御設備及び非常用炉心冷却設備は、耐震Sクラスの耐震性を有するものとし、また、津波の影響を受けない場所への配置とする。

化学体積制御設備及び非常用炉心冷却設備は、通常時、設計基準事故時及び重大事故時において、使用するものと同一の機能、系統構成であり、他の設備に対して悪影響を及ぼすことはない。

5. 共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)の構成

タービントリップ、主蒸気ライン隔離、補助給水ポンプ起動の自動作動について、
 主要な設備構成を図1に示す。

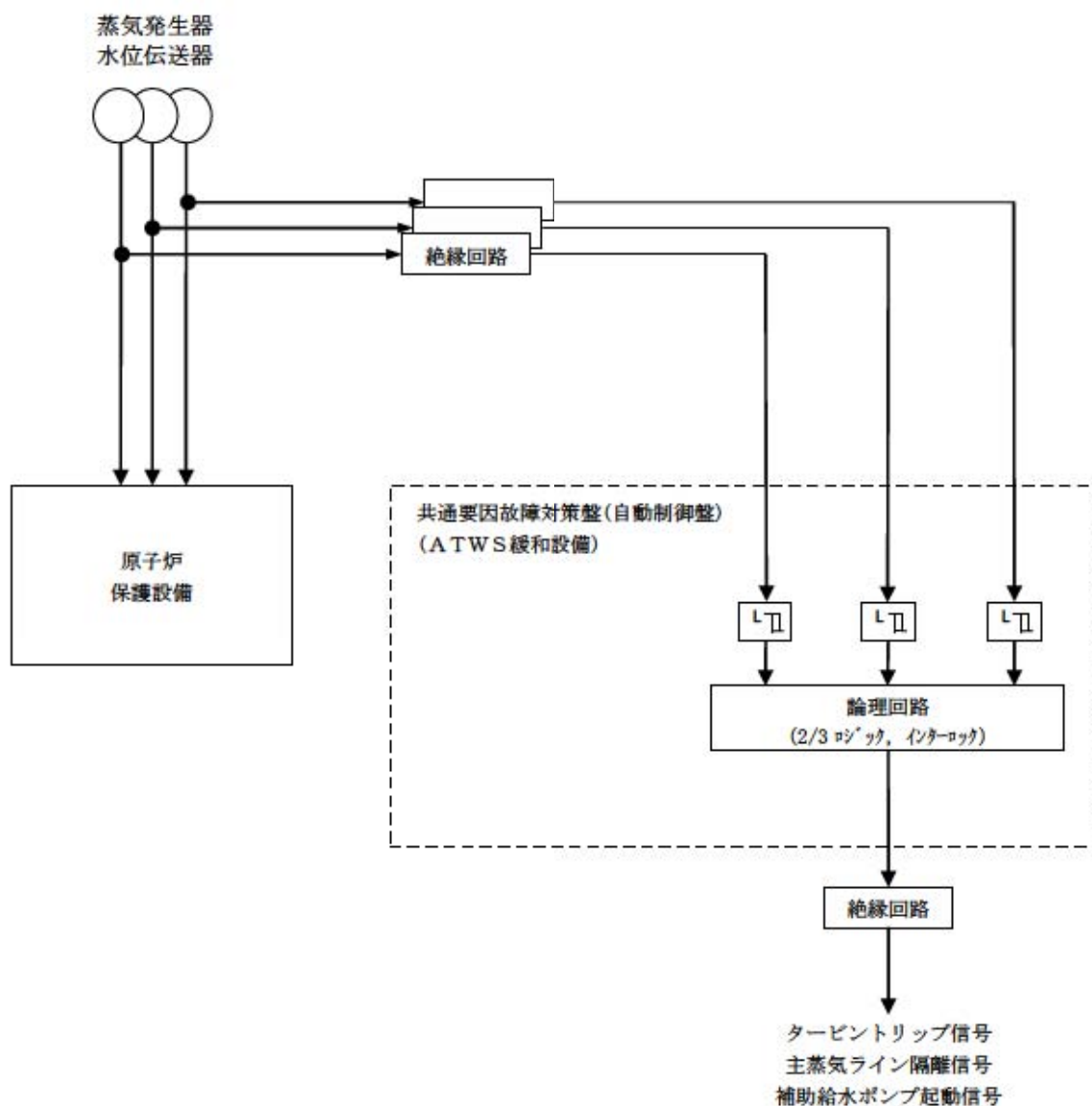


図1 共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)の構成

共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)の位置的分散について

共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)と代替対象の設計基準事故対処設備である原子炉保護設備(原子炉安全保護盤)が、現状の位置的分散により、同時に機能を損なわないことを説明する。

- 共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)及び原子炉安全保護盤(チャンネルⅡ、Ⅳ)は、ともにB-安全系計装盤室に設置しているが、独立の金属管体に収納した自立盤(耐震盤)で構成し、原子炉保護設備(原子炉安全保護盤)と物理的に分離する設計とする。
- 共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)は火災対策として、金属管体、難燃ケーブルで同盤を構成する他、計測制御装置のみが設置された区画であるB-安全系計装盤室に不要な可燃物を持ち込まないことで、火災の発生を防止しており、仮に同盤周辺において火災が発生した場合でも、早期に煙及び熱感知器により感知し、ハロゲン化物消火設備により消火可能である。このため、想定される火災では同時に機能喪失しない設計とする。

以上のことから、共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)は原子炉保護設備(原子炉安全保護盤)と位置的分散が図られていることから、火災、地震、津波等の主要な共通要因故障に対して高い耐性を有しており、共通要因によって同時に機能を損なうおそれはない。

なお、共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)の代替対象である原子炉安全保護盤(チャンネルⅠ、Ⅲ)は、異なる火災区画であるA-安全系計装盤室に設置されている。

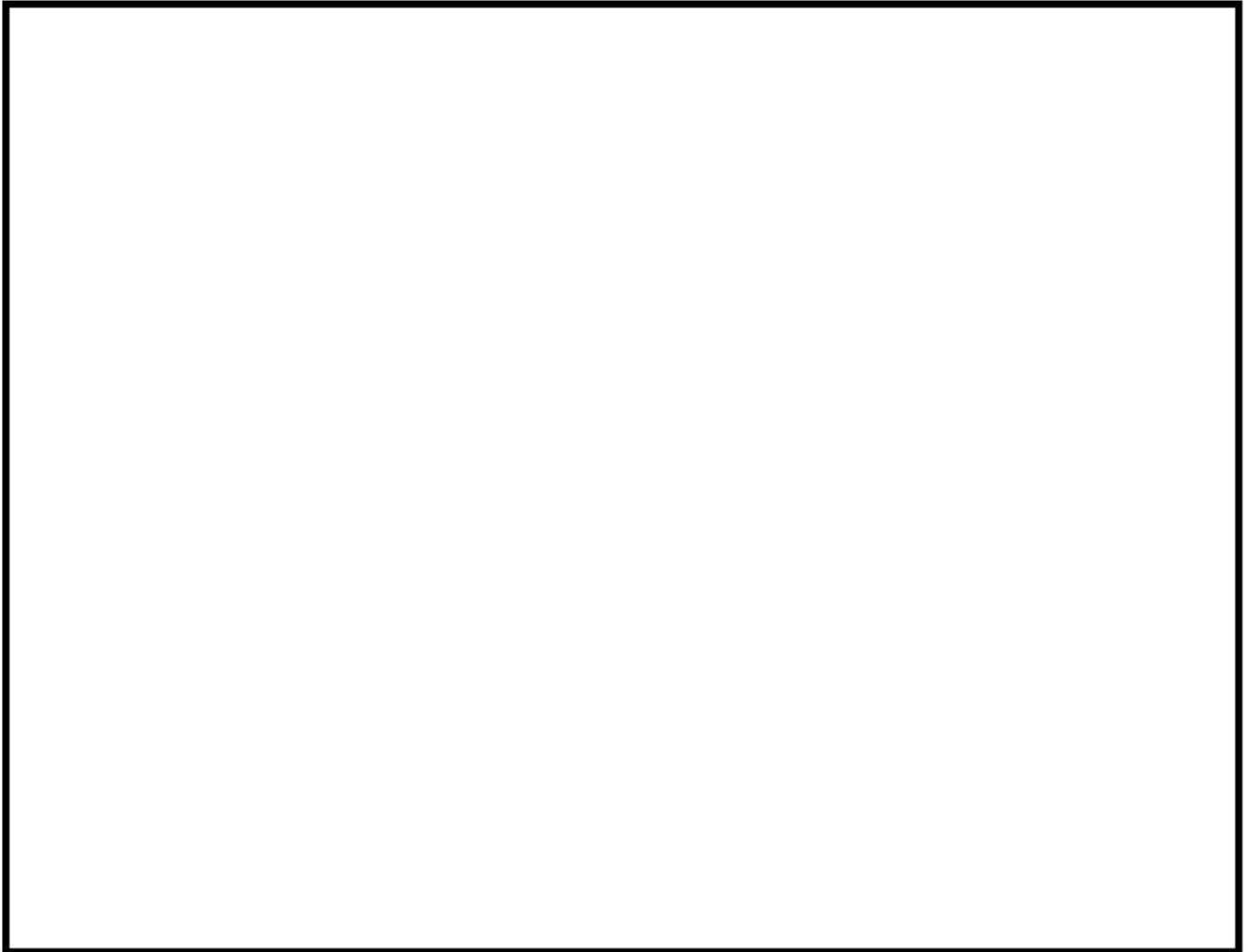



図. 共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）の位置的分散について

 内は商用機密を含むため公開できません

共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)
に関する共通要因による損傷の防止について

1. 共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)と代替対象の設計基準事故対処設備である原子炉保護設備(原子炉安全保護盤)が、共通要因により、同時に機能を損なわないことを説明する。
2. 共通要因に係る規制要求について
 - (1) 共通要因に係る規制概要
 - ・設置許可基準規則 第四十三条第2項第三号
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。
 - ・技術基準規則 第五十四条第2項第三号
常設重大事故防止設備には、共通要因(設置許可基準規則第二条第二項第十八号に規定する共通要因をいう。以下同じ。)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、適切な措置を講ずること。
 - (2) 共通要因の定義
 - ・設置許可基準規則 第二条第2項第十八号
「多様性」とは、同一の機能を有する二以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、これらの構造、動作原理その他の性質が異なることにより、共通要因(二以上の系統又は機器に同時に影響を及ぼすことによりその機能を失わせる要因をいう。以下同じ。)又は従属要因(単一の原因によって確実に系統又は機器に故障を発生させることとなる要因をいう。以下同じ。)によって同時にその機能が損なわれないことをいう。
 - ・設置許可基準規則の解釈
第2項第18号に規定する「共通要因」とは、二つ以上の系統又は機器に同時に作用する要因であって、例えば環境の温度、湿度、圧力又は放射線等による影響因子、系統若しくは機器に供給される電力、空気、油、冷却水等による影響因子及び地震、溢水又は火災等の影響をいう。

3. それぞれの共通要因における影響評価について

評価対象設備	評価対象設備からみた設計基準事故対処設備	共通要因事象	共通要因事象への対策	評価	
共通要因 故障対策盤 (自動制御盤) (ATWS 緩和設備)	原子炉 安全保護盤	温度	B-安全系計装盤室に設置 ⇒環境が悪化しない	○	
		湿度		○	
		圧力		○	
		放射線		○	
		電力	非常用電源より供給 ⇒SA 時においても給電可能	○	
		空気	空気は使用しない	○	
		油	油は使用しない	○	
		冷却水	冷却水は使用しない	○	
		地震	耐震 S クラスにて設計(工認に耐震計算書を添付)	○	
		溢水	B-安全系計装盤室に設置 ⇒発生を想定する溢水(想定破損、地震、消火水)に対し、 没水、被水及び蒸気の影響により機能喪失しない設計方針としている。 【設置許可基準規則等への適合状況について「第9条 溢水による損傷の防止」参照】	○	
		火災	B-安全系計装盤室に設置 ⇒ハロゲン化物消火設備での消火であり、消火水等により機能喪失しない設計方針としている。 【設置許可基準規則等への適合状況について「第8条 火災による損傷の防止」参照】	○	
		その他	自然現象 外部人為事象	B-安全系計装盤室に設置 ⇒外部からの衝撃による損傷の防止が図られた原子炉補助建屋内に設置している	○

44-5(3) 共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和
設備)に関する健全性について

1. 設計方針

(1) 設置目的

共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)は、「運転時の異常な過渡変化」時に原子炉トリップに失敗し制御棒が緊急挿入できない事象(以下、ATWSという。)が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保することを目的とする。

(2) ATWSの発生要因

ATWSの発生要因としては、安全保護系における以下の共通要因故障の想定及び、以下の理由により、原子炉トリップ信号が発信しても原子炉トリップ遮断器の開放に失敗し、制御棒落下機能が喪失することを想定する。

- ① デジタル安全保護系設備の機能喪失
- ② 原子炉トリップ遮断器開失敗による制御棒落下機能喪失
 - ・ 原子炉トリップ遮断器は多重性・独立性を有した設計としているが、機械的な要因により動作不良が発生する可能性は否定できない。
 - ・ 海外で原子炉トリップ遮断器の不具合によりATWSが発生した事例がある。

(3) 共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)に要求される機能

ATWS緩和機能には、①原子炉出力を抑制する、②1次系の過圧を防止することが求められており、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の第44条2(2)a)に従い、以下の機能を設けている。

- ① 原子炉出力の抑制

タービントリップをさせることにより1次系から2次系への除熱を過渡的に悪化させ、1次冷却材温度を上昇させることで減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力を低下させる。

さらに、本機能を強化するため、主蒸気隔離弁も閉止させる。
- ② 1次系の過圧防止

低下した原子炉出力に相当する発生熱を、蒸気発生器(以下、SGという。)を介して除去する必要がある、SG2次側保有水量の減少を抑制することを目的に、補助給水ポンプを起動させる。

(4) 共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)の作動ロジック

ATWS発生時は原子炉トリップ不能であるため、1次系原子炉出力は比較的高い状態を維持するものの、SG2次側保有水量が十分に確保されている限り、1次系か

ら2次系への除熱がバランスする状態で過渡変化は収束する。

一方、SG 2次側保有水量が確保できない事象発生時に原子炉トリップが失敗した場合、SG水位の低下に伴い、SGを介した1次系から2次系への除熱が急激に悪化するため、1次系が過度に過熱されることとなる。

この場合は、SGの水位が低下するため、共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)の作動信号として「蒸気発生器水位低」を選定する。

具体的には、共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)の作動ロジックとしては、「蒸気発生器水位低」信号の全ループの一致(3/3ロジック(1ch/SG))となるが、運転中の検出器の故障による不動作を考慮して2/3ロジックとしている。

共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)は、設計基準事故対処設備の不動作時に期待される機能であり、共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)の不必要な作動を防止する観点から、正常に原子炉トリップしている場合は主蒸気ライン隔離信号とタービントリップ信号の発信を阻止し、また、正常に補助給水ポンプが起動している場合は補助給水ポンプ起動信号の発信を阻止することとする。

(5) 共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)の不具合による安全保護系への影響防止対策

共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)故障による安全保護系の誤動作を防止するため、以下の対策を設計上考慮している。

- a. 共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)の内部構成を多重化し、単一故障により誤動作しない設計としている。
- b. 本設備は作動信号を発信する際に出力を出す設計をしており、駆動源である電源の喪失が生じた場合に誤信号を発信しない。なお、本設備が電源喪失した場合は中央制御室に警報を発信することから、故障を早期に把握し、復旧対応を行うことが可能である。
- c. 共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)は安全保護系からSG水位等の信号を取り込み、作動信号を安全保護系に出力しているが、安全保護系設備に対して電氣的、物理的分離を図ることにより、不具合の波及を防止する設計とする。

(6) 共通要因故障対策盤(自動制御盤)の信頼性評価

ATWS緩和設備を設置した共通要因故障対策盤(自動制御盤)の信頼性評価結果として、プラント稼働性に影響を与えるような誤動作率、及び不動作となる発生頻度を表1に示す。表1より、本設備の誤動作によりプラント外乱が発生する頻度は、PRAにおける過渡事象の発生頻度である 1.1×10^{-1} /炉年に比べ十分小さく、また、不動作の発生頻度も十分に小さいことから、高い信頼性を有している。

なお、誤動作率、不動作の発生頻度の評価の詳細は、添付資料 1 に示す。

表 1 共通要因故障対策盤(自動制御盤)の信頼性評価結果

	共通要因故障対策盤(自動制御盤)
誤動作率	
不動作 の発生頻度	

※ 1 : 主蒸気ライン隔離、タービントリップ、原子炉トリップ、主給水隔離のいずれかが誤動作する頻度

※ 2 : ATWSが発生し、かつATWS緩和機能が不動作である事象が発生する頻度

(7) ATWS緩和設備が作動する事象及び設備作動時のプラント挙動

表 2 に、添付十で想定されている「運転時の異常な過渡変化」事象に対して、ATWSが発生した場合のプラント挙動、ATWS緩和設備に期待する機能、ATWS緩和設備作動に伴って期待する機能以外が作動することによる事象への影響及び長期的な運転員操作を整理した。

表 2 に示すとおり、「運転時の異常な過渡変化」事象のうち「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」、「原子炉冷却材流量の部分喪失」、「外部電源喪失」、「主給水流量喪失」及び「負荷の喪失」において、ATWSが発生した場合には、事象発生後の主蒸気流量と主給水流量のミスマッチに伴い、SG水位が低下し、ATWS緩和設備が作動する。それに伴い①主蒸気ライン隔離信号、②タービントリップ信号及び③補助給水ポンプ起動信号が発信する。ATWS緩和設備が作動する全事象において、③の機能は期待しているが、「主給水流量喪失」以外の事象は、①及び②の機能を期待していない。しかしながら、その機能の動作による影響は、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により出力を抑制する方向となるため、プラントへ悪影響を及ぼすものではない。

また、上で挙げた以外の「運転時の異常な過渡変化」事象は、ATWS緩和設備が作動しない。これらの事象は、主給水流量が喪失していないため、SG水位の低下に時間的余裕があり、また、ある出力状態でプラントはバランスするため、運転員による手動原子炉トリップ、補助給水ポンプ起動及びほう酸注入で対応が可能である。

以上より、「運転時の異常な過渡変化」時においてATWSが発生した場合でも、ATWS緩和設備によりプラントに著しい影響を与えることにはならない。また、ATWS緩和設備が作動しない事象についても、運転員操作により、プラントに著しい影響を与えることにはならない。

□ 内は商用機密を含むため公開できません

表2 「運転時の異常な過渡変化」におけるATWSが発生した場合のプラント挙動及びATWS緩和設備の影響について（1/3）

事象名	過渡変化解析での原子炉トリップ信号	トリップ限界値到達時間	ATWS発生時のプラント挙動	ATWS緩和設備作動及び期待する機能	ATWS緩和設備の作動により期待する機能以外が動作する影響	長期的なプラント収束のために必要な運転員操作
原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	出力領域中性子束高(低設定)	約 9.5 秒後	<p><安全解析上の取扱い> 制御棒の引き抜きにより出力が上昇するが、急峻な事象であり、制御棒挿入以前にドブドラ効果により定格出力以下の出力となる。主給水が停止している原子炉起動時を初期状態としているため、制御棒挿入に失敗している場合は、出力（蒸気流量）の上昇に伴い、SG 2次側保有水が減少するが、ATWS緩和設備により補助給水ポンプが起動することで、SG 2次側保有水量は回復し、冷却することができる。したがって、燃料の健全性/原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p> <p><実際のプラント挙動> 安全解析上の取扱いと大きく変わらない。</p>	③補助給水ポンプ起動	①主蒸気ライン隔離が作動した場合には、タービンバイパスの蒸気を遮断することで1次冷却材の温度が上昇し、原子炉出力が低下するため、事象は緩和される方向である。なお、タービントリップしている原子炉起動時を初期状態としているため、②タービントリップの影響はない。	プラントの通常停止操作に従って、 ・手動原子炉トリップ ・主蒸気ライン隔離 ・補助給水ポンプ起動 ・緊急ほう酸濃縮を行う。 本事象は、SGの保有水が減少する事象であるため、補助給水ポンプの起動は早期に行う必要がある。手動トリップについては、減速材反応度帰還効果で原子炉出力は十分低下しているため、緊急性はない。
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	過大温度ΔT高(遅い引き抜き)	約 54 秒後	<p><安全解析上の取扱い> 制御棒挿入限界から制御棒の全引き抜きが生じたとしても、出力上昇に対して、燃料温度及び減速材密度の変化が追従するため、ドブドラ/減速材密度効果により、原子炉出力は有意に上昇せず整定する。したがって、燃料の健全性/原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p> <p><実際のプラント挙動> 現実的には定格出力運転中に制御棒はほぼ全引き抜き状態（制御棒制御用Dバンクが約210step）であるため、制御棒が引き抜かれたとしても過渡現象は厳しいものにはならない。さらに、制御棒クラスタ引き抜き阻止インターロックが作動すれば、制御棒の引き抜きは停止する。</p>	—	SG 2次側保有水が低下しないため、ATWS緩和設備は作動しない。	プラントの通常停止操作に従って、 ・手動原子炉トリップ及び手動タービントリップ ・主蒸気ライン隔離 ・補助給水ポンプ起動 ・緊急ほう酸濃縮を行う。 本事象では、SGの保有水や原子炉出力、加圧器水位及び圧力が平衡状態に達するため、手動トリップに緊急性はない。
制御棒の落下及び不整合	原子炉圧力低(制御棒手動制御運転)	約 74 秒後	<p><安全解析上の取扱い> 制御棒落下により制御棒落下により出力は低下し、ある程度低下した出力で整定するため、その後原子炉トリップしなくても、燃料の健全性/原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p> <p><実際のプラント挙動> 安全解析上の取扱いと大きく変わらない。</p>	—	SG 2次側保有水が低下しないため、ATWS緩和設備は作動しない。	プラントの通常停止操作に従って、 ・手動原子炉トリップ及び手動タービントリップ ・主蒸気ライン隔離 ・補助給水ポンプ起動 ・緊急ほう酸濃縮を行う。 本事象では、制御棒の落下により原子炉出力は低下するため、手動トリップに緊急性はない。
原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	過渡変化解析は実施していない	—	<p>プラント起動時</p> <p><安全解析上の取扱い> 未臨界状態からほう素の異常な希釈により正の反応度が添加されたとしても、臨界に至る前に手動による希釈停止により事象は収束するため、原子炉トリップには期待していない。</p> <p><実際のプラント挙動> 設定流量以上の希釈が継続すると補給水制御弁が自動的に閉じられるため、希釈は停止する。</p>	—	SG 2次側保有水が低下しないため、ATWS緩和設備は作動しない。	プラントの運転操作に従って、 ・ほう酸希釈ライン隔離及び緊急ほう酸濃縮を行う。 プラントがトリップする事象でないため、手動トリップに緊急性はない。
	過渡変化解析は実施していない	—	<p>出力運転時</p> <p><安全解析上の取扱い> 出力運転中に希釈が生じたとしても、出力運転中の制御棒の異常な引き抜きに包絡される</p> <p><実際のプラント挙動> 設定流量以上の希釈が継続すると補給水制御弁が自動的に閉じられるため、希釈は停止する。</p>	—	—	—
原子炉冷却材流量の部分喪失	1次冷却材流量低	約 1.7 秒後	<p><安全解析上の取扱い> 1次冷却材ポンプ1台がコストダウンすることにより炉心流量が低下するが、冷却材温度上昇に伴い減速材反応度帰還効果で原子炉出力が低下する。SG 2次側保有水が減少した場合でも、ATWS緩和設備により補助給水ポンプが起動することで、SG 2次側保有水量は回復し、冷却することができる。したがって、燃料の健全性/原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p> <p><実際のプラント挙動> 安全解析上の取扱いと大きく変わらない。</p>	③補助給水ポンプ起動	①主蒸気ライン隔離及び②タービントリップが作動した場合には、蒸気を遮断することで1次冷却材温度が上昇し、原子炉出力が低下するため、事象は緩和される方向である。	プラントの通常停止操作に従って、 ・手動原子炉トリップ及び手動タービントリップ ・主蒸気ライン隔離 ・補助給水ポンプ起動 ・緊急ほう酸濃縮を行う。 本事象は、SGの保有水が減少する可能性があるため、補助給水ポンプの起動は早期に行う必要がある。手動トリップについては、減速材反応度帰還効果で原子炉出力は低下するため、緊急性はない。

表2 「運転時の異常な過渡変化」におけるATWSが発生した場合のプラント挙動及びATWS緩和設備の影響について(2/3)

事象名	過渡変化解析での原子炉トリップ信号	トリップ限界値到達時間	ATWS発生時のプラント挙動	ATWS緩和設備作動及び期待する機能	ATWS緩和設備の作動により期待する機能以外が動作する影響	長期的なプラント収束のために必要な運転員操作
原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	原子炉トリップしない	-	<p><安全解析上の取扱い> 高出力時(パーミッシブ信号(P-8)の設定値(40%)以上)では、1次冷却材ポンプは全台運転するため、原子炉冷却材系の停止ループの誤起動は生じない。 低出力時において、原子炉冷却材系の停止ループの誤起動が生じた場合には、炉心に冷水が導入され、減速材の反応度帰還により出力が上昇するが、ドブドラ効果により出力上昇は抑えられ、最終的に出力はタービン負荷とバランスするため、原子炉トリップには至らない。したがって、燃料の健全性/原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。(過渡変化解析では、原子炉トリップには至らない。)</p> <p><実際のプラント挙動> 安全解析上の取扱いと大きく変わらない。</p>	-	SG 2次側保有水が低下しないため、ATWS緩和設備は作動しない。	プラントの通常停止操作に従って、 ・手動原子炉トリップ及び手動タービントリップ ・緊急ほう酸濃縮 を行う。 プラントがトリップする事象でないため、手動トリップに緊急性はない。
外部電源喪失	1次冷却材ポンプ電源電圧低(「原子炉冷却材流量の喪失」事象より)	0秒 (「原子炉冷却材流量の喪失」事象より)	<p><安全解析上の取扱い> 1次冷却材ポンプ全台がコストダウンすることにより炉心流量が低下するが、1次冷却材温度上昇に伴い減速材反応度帰還効果で原子炉出力が低下する。主給水ポンプが停止することにより主給水が停止するためSG 2次側保有水が減少するが、ATWS緩和設備により補助給水ポンプが起動することで、SG 2次側保有水は回復し、冷却することができる。したがって、燃料の健全性/原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p> <p><実際のプラント挙動> 安全解析上の取扱いと大きく変わらない。</p>	③補助給水ポンプ起動	<p>本事象は、起因事象として外部電源の喪失を想定しているため、タービントリップするとともに、タービンバイパス系も作動しないため、①主蒸気ライン隔離及び②タービントリップの影響はない。</p>	<p>プラントの通常停止操作に従って、 ・手動原子炉トリップ及び手動タービントリップ ・主蒸気ライン隔離 ・補助給水ポンプ起動 ・緊急ほう酸濃縮 を行う。 本事象は、SGの保有水が減少する事象であるため、補助給水ポンプの起動は早期に行う必要がある。 手動トリップについては、減速材反応度帰還効果で原子炉出力は低下するため、緊急性はない。</p>
主給水流量喪失	<p>原子炉圧力高(加圧器圧力制御系不動作)</p> <p>蒸気発生器水位低(加圧器圧力制御系作動)</p>	<p>約25秒後(加圧器圧力制御系不動作)</p> <p>約53秒(加圧器圧力制御系作動)</p>	<p><安全解析上の取扱い> 主給水が喪失することでSG 2次側保有水が減少し、2次側からの除熱が低下するが、ATWS緩和設備による主蒸気ライン隔離(及びタービントリップ)により1次冷却材温度が上昇し原子炉出力が低下する。また、ATWS緩和設備により補助給水ポンプが起動することで、SGの2次側保有水は回復し、冷却することができる。 したがって、燃料の健全性/原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p> <p><実際のプラント挙動> 安全解析上の取扱いと大きく変わらない。</p>	<p>①主蒸気ライン隔離(及び②タービントリップ)</p> <p>③補助給水ポンプ起動</p>	ATWS緩和設備により作動する機能がすべて期待されている。	<p>プラントの通常停止操作に従って、 ・手動原子炉トリップ及び手動タービントリップ ・主蒸気ライン隔離 ・補助給水ポンプ起動 ・緊急ほう酸濃縮 を行う。 本事象は、SGの保有水が減少する事象であるため、補助給水ポンプの起動は早期に行う必要がある。 さらに、主蒸気ライン隔離についても、1次冷却材温度を上昇させることで減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力を低下させるため早期に行う必要がある。 手動トリップについては、減速材反応度帰還効果で原子炉出力は低下するため、緊急性はない。</p>
蒸気負荷の異常な増加	原子炉トリップしない	-	<p><安全解析上の取扱い> 蒸気負荷増加により原子炉出力が上昇するが、原子炉トリップに期待しない場合でも原子炉出力は110%近傍で安定するため、燃料の健全性/原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。(過渡変化解析では、原子炉トリップには至らない。)</p> <p><実際のプラント挙動> 安全解析上の取扱いと大きく変わらない。</p>	-	SG 2次側保有水が低下しないため、ATWS緩和設備は作動しない。	<p>プラントの運転操作に従って、 ・手動原子炉トリップ及びタービントリップ ・緊急ほう酸濃縮 を行う。プラントがトリップする事象でないため、手動トリップに緊急性はない。</p>
2次冷却系の異常な減圧	事象開始前から原子炉トリップを想定	同左	<p><安全解析上の取扱い> 原子炉トリップ後の状態(高温停止状態)を初期状態としており、事象発生後の原子炉トリップには期待していない。</p> <p><実際のプラント挙動> 安全解析上の取扱いと大きく変わらない。</p>	-	SG 2次側保有水が低下しないため、ATWS緩和設備は作動しない。	<p>プラントの運転操作に従って、 ・破損側SG隔離 ・補助給水ポンプ起動 ・緊急ほう酸濃縮 を行う。 2次冷却系の異常な減圧により1次冷却系が冷却され、反応度が添加される。S Iシーケンスにより補助給水ポンプが起動しているため、破損側SGを隔離後、炉心の過冷却を抑制するため健全側SG水位を無負荷水位に維持する。</p>

表2 「運転時の異常な過渡変化」におけるATWSが発生した場合のプラント挙動及びATWS緩和設備の影響について(3/3)

事象名	過渡変化解析での原子炉トリップ信号	トリップ限界値到達時間	ATWS発生時のプラント挙動	ATWS緩和設備作動及び期待する機能	ATWS緩和設備の作動により期待する機能以外が動作する影響	長期的なプラント収束のために必要な運転員操作
蒸気発生器への過剰給水	蒸気発生器水位異常高によるタービントリップ	約 55 秒後	<p><安全解析上の取扱い> 主給水制御弁1基が全開となり、1次冷却材温度が低下するため原子炉出力が上昇するが、原子炉出力は105%程度で整定するため、原子炉トリップに期待しなくても燃料の健全性/原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p> <p><実際のプラント挙動> 「蒸気発生器水位高」信号により主給水制御弁は全閉するため、過渡現象は厳しいものとならない。</p>	—	SG 2次側保有水が低下しないため、ATWS緩和設備は作動しない。	<p>プラントの通常停止操作に従って、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・手動原子炉トリップ及び手動タービントリップ ・主蒸気ライン隔離 ・補助給水ポンプ起動 ・緊急ほう酸濃縮 <p>を行う。 本事象は、SGの保有水や原子炉出力、加圧器水位及び圧力が急激に変化する事象でないため、手動トリップに緊急性はない。</p>
負荷の喪失	<p>原子炉圧力高 (加圧器圧力制御系作動)</p> <p>原子炉圧力高 (加圧器圧力制御系不作動)</p>	<p>約 10 秒後 (加圧器圧力制御系作動)</p> <p>約 6 秒後 (加圧器圧力制御系不作動)</p>	<p><安全解析上の取扱い> 蒸気負荷の喪失とともに主給水の喪失を仮定するため、SG 2次側保有水が減少し、2次側からの除熱が低下するが、1次冷却材温度上昇により原子炉出力が低下する。また、ATWS緩和設備により補助給水ポンプが起動することで、SGの2次側保有水は回復し、冷却することができる。したがって、燃料の健全性/原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p> <p><実際のプラント挙動> 負荷の喪失の原因が主蒸気加減弁の閉止等の場合には主給水は喪失しないが、全主蒸気隔離弁の誤閉止又は復水器の故障を想定するとタービン動主給水ポンプが停止するため、主給水の喪失も想定している。主給水が継続する場合は、SGの2次側保有水量は減少しないため、原子炉圧力の観点で厳しい事象にならない。</p>	③補助給水ポンプ起動	<p>本事象は起因事象として2次系の蒸気負荷の喪失を想定しており、主蒸気ライン隔離弁の閉止と同等の状態を想定しているため、①主蒸気ライン隔離及び②タービントリップの影響はない。</p>	<p>プラントの通常停止操作に従って、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・手動原子炉トリップ及び手動タービントリップ ・主蒸気ライン隔離 ・補助給水ポンプ起動 ・緊急ほう酸濃縮 <p>を行う。 本事象は、SGの保有水が減少する事象であるため、補助給水ポンプの起動は早期に行う必要がある。手動トリップについては、減速材反応度帰還効果で原子炉出力は低下するため、緊急性はない。</p>
原子炉冷却材系の異常な減圧	原子炉圧力低	約 62 秒後	<p><安全解析上の取扱い> 加圧器逃がし弁が誤開し、原子炉圧力が低下することにより、DNBRが低下する。しかしながら、炉心でのボイド発生に伴う減速材反応度帰還効果により原子炉出力が低下するため、原子炉トリップに期待しなくても燃料の健全性が問題となることはない。</p> <p><実際のプラント挙動> 現実的には加圧器逃がし元弁が自動閉止するため、過渡現象は厳しいものとならない。</p>	—	SG 2次側保有水が低下しないため、ATWS緩和設備は作動しない。	<p>プラントの通常停止操作に従って、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・手動原子炉トリップ及び手動タービントリップ ・主蒸気ライン隔離 ・補助給水ポンプ起動 ・緊急ほう酸濃縮 <p>を行う。 本事象では、1次冷却材圧力低下に伴う密度低下による負の反応度帰還効果で原子炉出力が低下するため、手動トリップに緊急性はない。</p>
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	原子炉圧力低	約 38 秒後	<p><安全解析上の取扱い> ECCS系の誤起動により、高濃度のほう酸水が1次冷却系に注入されるため原子炉出力が低下する。このため、原子炉トリップしない場合でも、燃料の健全性/原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。</p> <p><実際のプラント挙動> 安全解析上の取り扱いと大きく変わらない。</p>	—	SG 2次側保有水が低下しないため、ATWS緩和設備は作動しない。	<p>プラントの通常停止操作に従って、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・手動原子炉トリップ及び手動タービントリップ ・主蒸気ライン隔離 ・補助給水ポンプ起動 ・緊急ほう酸濃縮 (必要に応じて) <p>を行う。 本事象は、ほう酸水の炉心注入により原子炉出力は低下するため、手動トリップに緊急性はない。</p>

2. 設備概要

(1) 機器仕様

a. 概要

個 数：1面/ユニット

取 付 箇 所：原子炉補助建屋 T.P. 17.8m

設 備 概 要：共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)

共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)は、原子炉停止機能喪失時に、原子炉出力を抑制するための設備の作動信号を、自動的に発信する設備である。共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)の機能は以下のとおり。

- ①蒸気発生器水位低による主蒸気ライン隔離
- ②蒸気発生器水位低によるタービントリップ
- ③蒸気発生器水位低による補助給水ポンプ起動

共通要因故障対策設備

また、ATWS緩和設備が設置される共通要因故障対策設備は、デジタル安全保護系の共通要因故障に対する多様性を備えたバックアップ機能として、上記以外にも以下を有している。

- ④蒸気発生器水位低による原子炉トリップ
- ⑤蒸気発生器水位低による主給水隔離
- ⑥蒸気発生器水位異常高による水位異常高警報発信
- ⑦手動原子炉トリップ等の主要な手動操作器（従来のハード操作器）

b. 共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)作動信号

作動に要する信号：蒸気発生器水位低信号“2 out of 3”

設 定 値：計器スパンの7%以上かつ11%以下（セット値：9%）

作動信号（※）：①主蒸気ライン隔離信号

②タービントリップ信号

③補助給水ポンプ起動信号

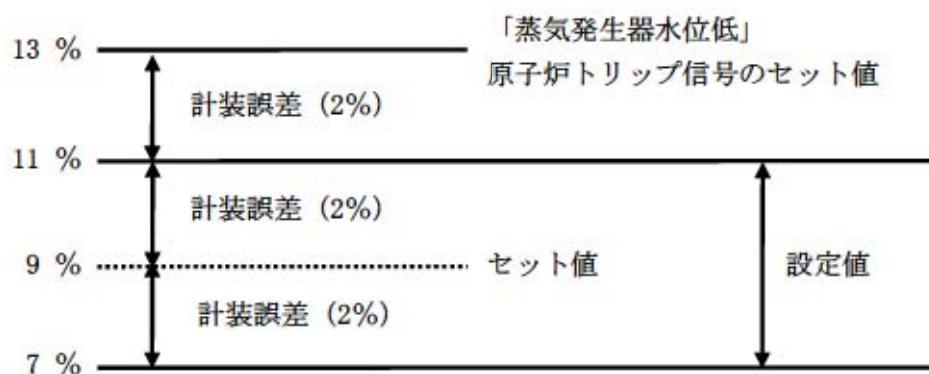
（※）有効性評価では、①主蒸気ライン隔離信号及び③補助給水ポンプ起動信号による機器の動作を想定。

作動信号を発信させない条件：正常に原子炉トリップしている場合、作動信号①、②の発信を阻止。タービン動補助給水ポンプまたは電動補助給水ポンプのいずれかが正常に起動している場合、作動信号③の発信を阻止。

(2) 設定根拠

a. 設定値根拠

共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)から発信する作動信号のセット値は、「蒸気発生器水位低」による原子炉トリップに対して本設備からの不必要な作動信号発信を防止するため、「蒸気発生器水位低」原子炉トリップ信号のセット値である13%から、原子炉トリップ信号を発信する安全保護系計装設備の計装誤差(2%)及び本設備の計装誤差(2%)を差し引き、9%に設定する。



※セット値：実機の計装設備にセットする値。

計装誤差：検出器などの計器誤差に余裕を加算したもの。

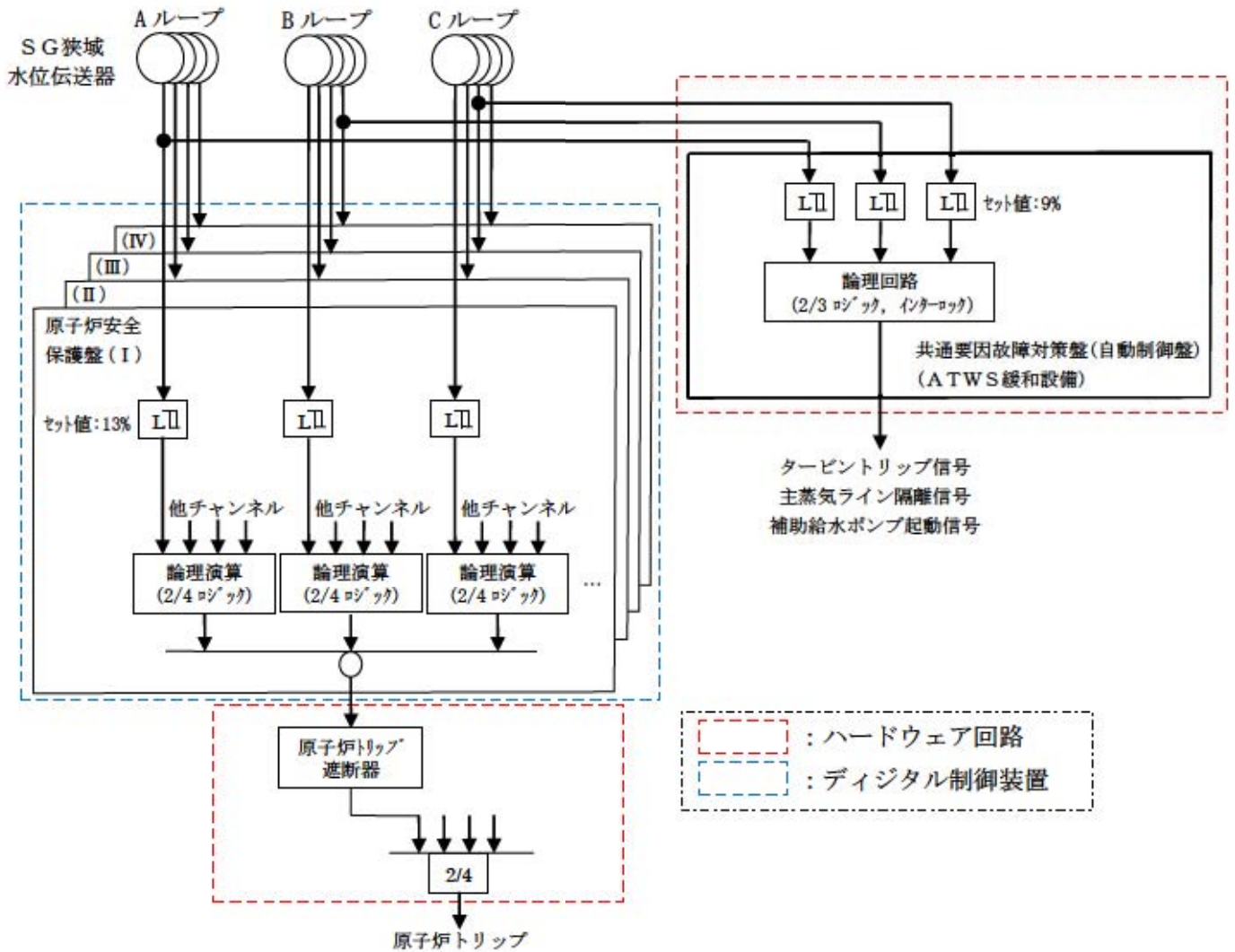
(3) 設備概要

a. 設置場所



b. 回路構成

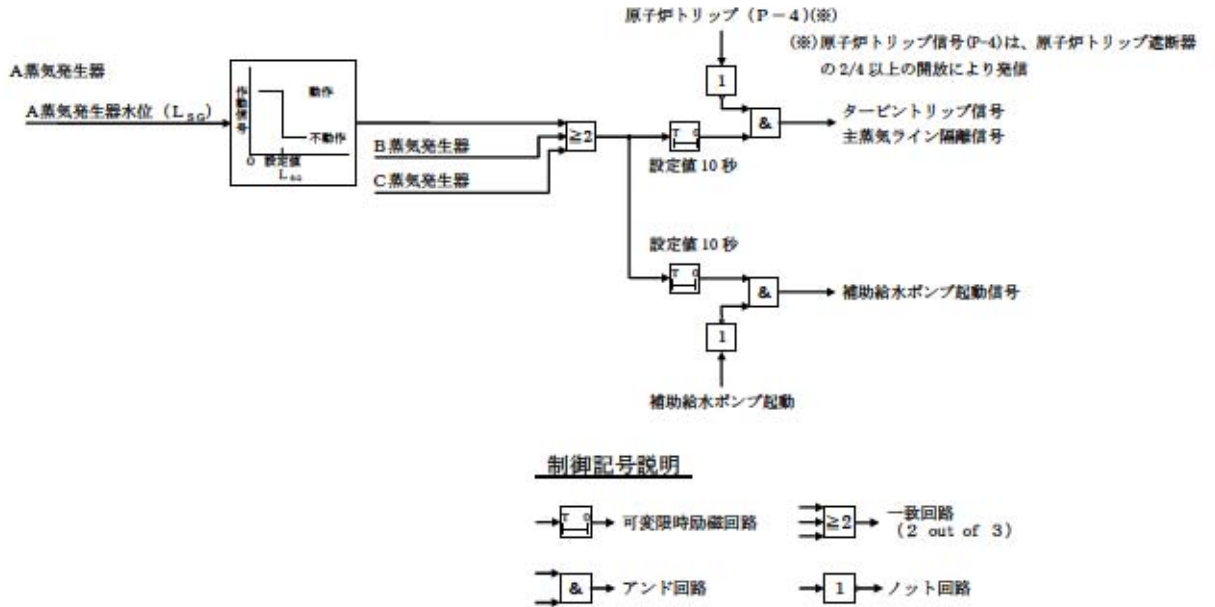
(a) 共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)・安全保護系設備の回路構成概略及び設計上の考慮



		設計上の考慮
共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)		<ul style="list-style-type: none"> 各SGの狭域水位信号のうち1チャンネル(計3台)を取り込んでいるが、安全保護系とは電氣的・物理的に分離した構成である。 単一故障を考慮した2/3ロジックにて、本設備の不要な動作を防止することで、既設設備への悪影響を防止している。
安全保護系設備	検出部	<ul style="list-style-type: none"> SGごとに各4台(計12台)設置し、それぞれが独立した構成としている。
	信号処理・ロジック部	<ul style="list-style-type: none"> 4チャンネルで独立した構成としている。
	電源	<ul style="list-style-type: none"> 各系統で独立した計器用電源より給電している。 電源系の故障に対しては、フェイルセーフ動作となる設計である。

(b) 原子炉出力を抑制する設備の作動信号の回路図

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の作動信号



<タイマー設定根拠>

本設備は、安全保護系が不動作時に期待される機能であるため、不要な動作を回避する観点から、作動信号の発信に対してタイマーを設置している。

タイマーとしては、安全保護系の作動遅れに余裕を見込んで10秒に設定している。ここで、安全保護系の作動遅れとは、安全保護系により正常に原子炉トリップした場合に共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)の動作が抑制されるまでの時間であり、安全保護系の信号遅れ、原子炉トリップ遮断器の開時間及び原子炉トリップ信号(P-4)により、共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)の動作が抑制されるまでの信号遅れを想定した約2秒を考慮したものである。

表3 ATWS緩和設備作動遅れ時間

	主蒸気ライン隔離	補助給水ポンプ起動
信号遅れ	2秒 ^{※1}	2秒 ^{※1}
ATWS緩和設備タイマー	10秒 ^{※2}	10秒 ^{※2}

※1 安全解析上の設計要求

※2 ATWS緩和設備の設計要求

3. 共通要因故障対策設備の機能

(1) 共通要因故障対策設備の機能について

デジタル安全保護系は、ソフトウェアの品質に対する考慮を満足させることにより、多重化された設備が共通の要因で同時に故障を生じる可能性は十分に小さいと考えるが、より一層の信頼性向上を目的として、泊発電所3号炉では安全保護系にデジタル設備を適用するにあたり、安全機能を合理的にバックアップするハードウェアを用いた設備として、共通要因故障対策設備を設置している。

また、ATWS緩和設備は、安全保護系と同時に安全機能が損なわれることがないように共通要因故障対策設備に設置している。

(2) 共通要因故障対策設備の共通要因故障対策機能について

a. 共通要因故障対策機能の設計方針

共通要因故障対策設備には共通要因故障対策として、デジタル化された安全保護設備が全てフリーズし、安全保護機能の自動作動、手動操作、監視が全て不能となった状態において、「運転時の異常な過渡変化」又は「事故」が発生することを想定して、環境への大量の放射性物質の放出を防止することを目標とした機能を設置している。

比較的発生頻度の高い事象（運転時の異常な過渡変化）に対しては、事象進展の防止を図り（運転時の異常な過渡変化の段階で事象進展を防止し、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷まで事象を進展させない）、また、発生頻度の低い事象（事故）に対しては炉心損傷を防止することにより、最終的な放射性物質の閉じ込めを行うこととしている。ただし、発生頻度の極めて小さい大中破断LOCAについては、共通要因故障との重ね合わせは対象外としている。（但し、放射性物質の放出防止のため、「閉じ込める」機能は設ける。）

具体的には、起回事象の発生頻度と必要な安全機能（「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」）に事象進展速度を考慮して、デジタル安全保護系の共通要因故障が発生した場合にも深層防護の観点から適切な安全機能を確保できる必要最小限の対策を抽出し、それらの機能を有するデジタル安全保護系とは独立の設備（共通要因故障対策設備）を設置している。

b. 共通要因故障対策として自動起動が必要な機能

起回事象の発生頻度と「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」の安全機能の観点から、「運転時の異常な過渡変化」又は「事故」と共通要因故障が重畳して発生する場合に、特に早期の作動を要する以下の機能について共通要因故障対策設備から自動起動させることとした。

【選定した自動起動が必要な機能】

原子炉トリップ、タービントリップ、主給水隔離、補助給水ポンプ起動

c. 共通要因故障対策として自動起動が必要な機能の作動信号

共通要因故障対策として自動起動させる各機能の作動信号を検討するにあたり、添付十の全事象を事象の進展（圧力の上昇等）の観点から以下のように分類した。

- ◇ 1次系減圧事象 : 1次系弁の誤開または1次系の破損により、1次系が減圧する事象であり、1次系インベントリの減少により、炉心の健全性が悪化する。
- ◇ 1次系加圧事象 : 出力上昇または2次側除熱異常により、1次系が加圧/加熱する事象であり、1次系圧力上昇、DNBRの観点で厳しい。
- ◇ 2次冷却材喪失事象 : 2次系弁の誤開または2次系の破損により、1次系が冷却され反応度添加となる事象で、DNBR低下にはつながるものの、炉心健全性の観点では比較的問題は小さい。

これらの3つの分類に対し、それぞれ以下の信号で事象を検知するとともに、自動停止（原子炉トリップ/タービントリップ）を行う。

- ◎ 1次系減圧事象 : 「加圧器圧力低」
- ◎ 1次系加圧事象 : 「加圧器圧力高」
- ◎ 2次冷却材喪失事象 : 「蒸気発生器水位低」

また、本信号で自動停止した場合に、主給水が継続してSGが満水となると、事象判別が難しくなるため、同時に主給水隔離を行う。（例えば、主給水隔離が遅れて1次系が過冷却となり、加圧器圧力や加圧器水位が低下していくと、1次系の異常な減圧または原子炉冷却材喪失といった事象との判別が難しくなる。）

さらに、自動停止後、高温停止状態を維持するには補助給水が必要となるため、安全保護系と同様に、「蒸気発生器水位低」信号により補助給水ポンプを自動起動する。

なお、「蒸気発生器への過剰給水」については、上述の3つの分類に当てはまらないが、本事象に対しては「蒸気発生器水位異常高」警報を設けることにより事象を検知し、運転員による手動での原子炉トリップ/タービントリップ/主給水隔離により事象収束を行うこととしている。

以上を整理すると、共通要因故障対策としての共通要因故障対策設備の自動作動信号は下記の通りとなる。

【共通要因故障対策設備の共通要因故障対策機能】

- ①加圧器圧力低による原子炉トリップ／タービントリップ／主給水隔離
- ②加圧器圧力高による原子炉トリップ／タービントリップ／主給水隔離
- ③蒸気発生器水位低による原子炉トリップ／タービントリップ／主給水隔離／補助給水ポンプ起動
- ④蒸気発生器水位異常高による警報発信

(3) 共通要因故障対策設備のATWS緩和機能について

共通要因故障対策設備に設置しているATWS緩和設備は、「運転時の異常な過渡変化」発生時の原子炉トリップ失敗時に原子炉出力の抑制及び1次系の過圧を防止する設備を作動させることにより、ATWS事象を緩和するものであり、同設備が有する以下の機能について、有効性を確認している。

【共通要因故障対策設備のATWS緩和機能】

- ①蒸気発生器水位低によるタービントリップ
- ②蒸気発生器水位低による主蒸気ライン隔離
- ③蒸気発生器水位低による補助給水ポンプ起動

4. 共通要因故障対策設備の自動作動機能について

前述の通り、共通要因故障対策設備には共通要因故障対策機能及びATWS緩和機能を設置している。

これらの共通要因故障対策機能とATWS緩和機能を整理すると以下の通りとなる。

・ 共通要因故障対策設備の主な自動作動機能

【要素】 ①蒸気発生器水位低

- ②加圧器圧力低
- ③加圧器圧力高
- ④蒸気発生器水位異常高

【作動信号】

- ①【要素】①、②、③いずれかによる主蒸気ライン隔離
- ②【要素】①、②、③いずれかによるタービントリップ
- ③【要素】①、②、③いずれかによる原子炉トリップ
- ④【要素】①、②、③いずれかによる主給水隔離
- ⑤【要素】①による補助給水ポンプ起動
- ⑥【要素】④による蒸気発生器水位異常高警報発信

5. ATWS 事象時における共通要因故障対策機能作動時のプラント挙動

「運転時の異常な過渡変化」事象に対して、ATWSが発生した場合に、ATWS緩和設備作動以外に共通要因故障対策機能が作動する場合がある。その場合のプラントへの影響を整理した。

「運転時の異常な過渡変化」事象のうち、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」、「原子炉冷却材流量の部分喪失」、「外部電源喪失」、「主給水流量喪失」及び「負荷の喪失」については、ATWSが発生した場合に、SGの水位が低下するため、ATWS緩和設備が作動する事象である。また、事象発生後の主蒸気流量及び主給水流量のミスマッチに伴うSGでの除熱の悪化により、1次冷却材温度及び原子炉圧力が上昇するため、共通要因故障対策機能の「加圧器圧力高」信号が発信する可能性がある。しかし、共通要因故障対策機能により作動する機能（原子炉トリップ／タービントリップ／主給水隔離／主蒸気ライン隔離）は、ATWS緩和設備と同等であるため、作動のタイミングに相違はあるものの、基本的に事象が緩和される方向となり、プラントへの悪影響はない。その後、SG水位の低下に伴い補助給水ポンプが起動することで安定状態に整定することから、事象が厳しくなることはない。

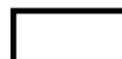
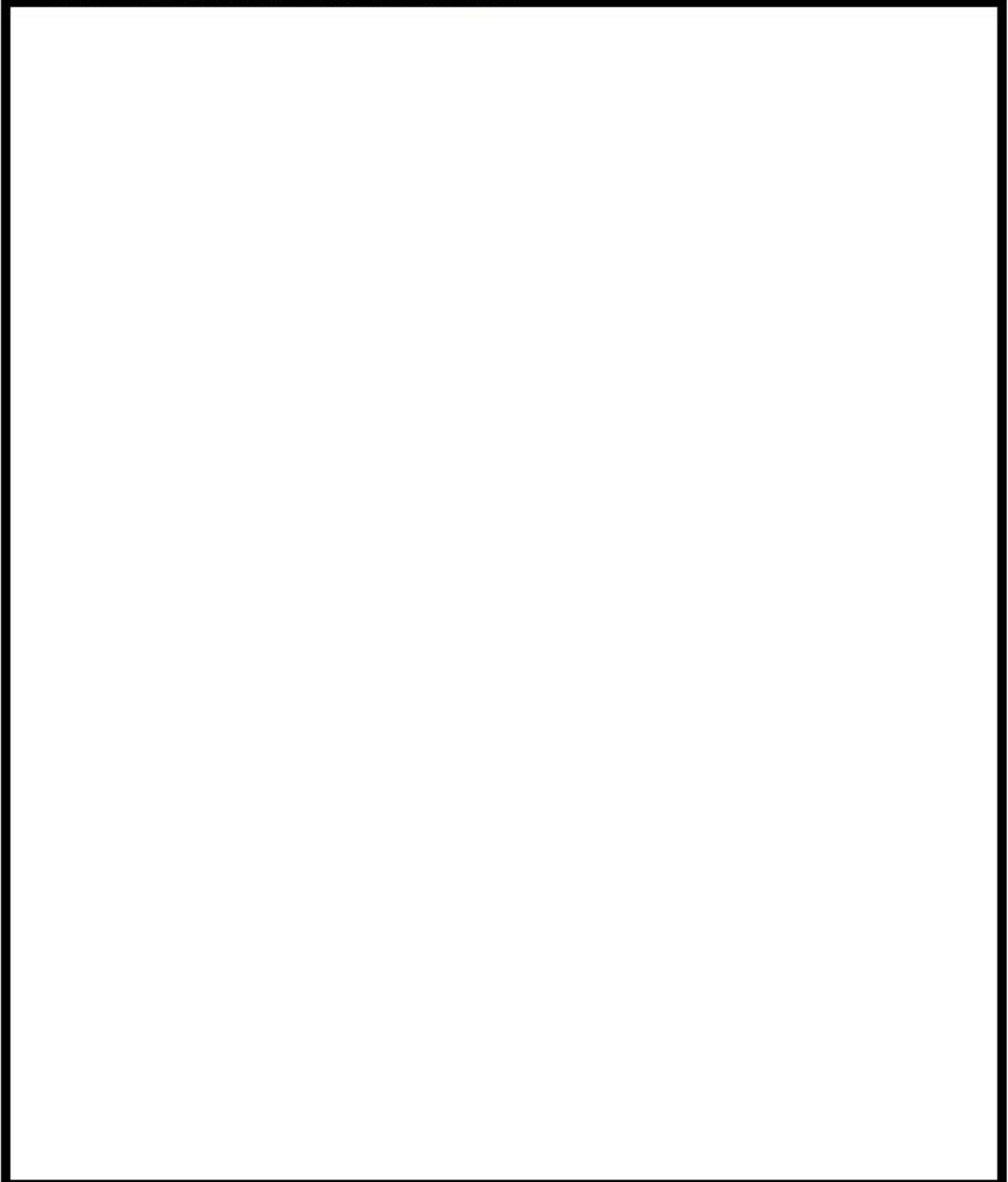
また、「運転時の異常な過渡変化」事象のうち、ATWS緩和設備が作動する事象ではないが、加圧器圧力が低下する事象（「制御棒の落下」、「原子炉冷却材系の異常な減圧」及び「出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動」）については、ATWSが発生した場合に、共通要因故障対策機能の「加圧器圧力低」信号が発信する可能性がある。これらの事象では、原子炉圧力低下による1次冷却材密度低下等により炉心に負の反応度が添加されるため、事象発生後原子炉出力は低下していく。その後、共通要因故障対策機能による「加圧器圧力低」信号により発信する機能（原子炉トリップ／タービントリップ／主給水隔離／主蒸気ライン隔離）が作動すれば、主蒸気／主給水流量が零となりSGでの除熱能力が低下するため、一時的に1次冷却材温度が上昇するが、原子炉出力はさらに低下傾向となるため、プラントへの悪影響はない。さらに、SG水位の低下に伴い補助給水ポンプが起動することで安定状態に整定することから、事象が厳しくなることはない。

その他の事象では、ATWS緩和機能及び共通要因故障対策機能が作動することなく、安定状態に落ち着くことから、共通要因故障対策機能による影響はない。

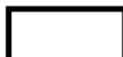
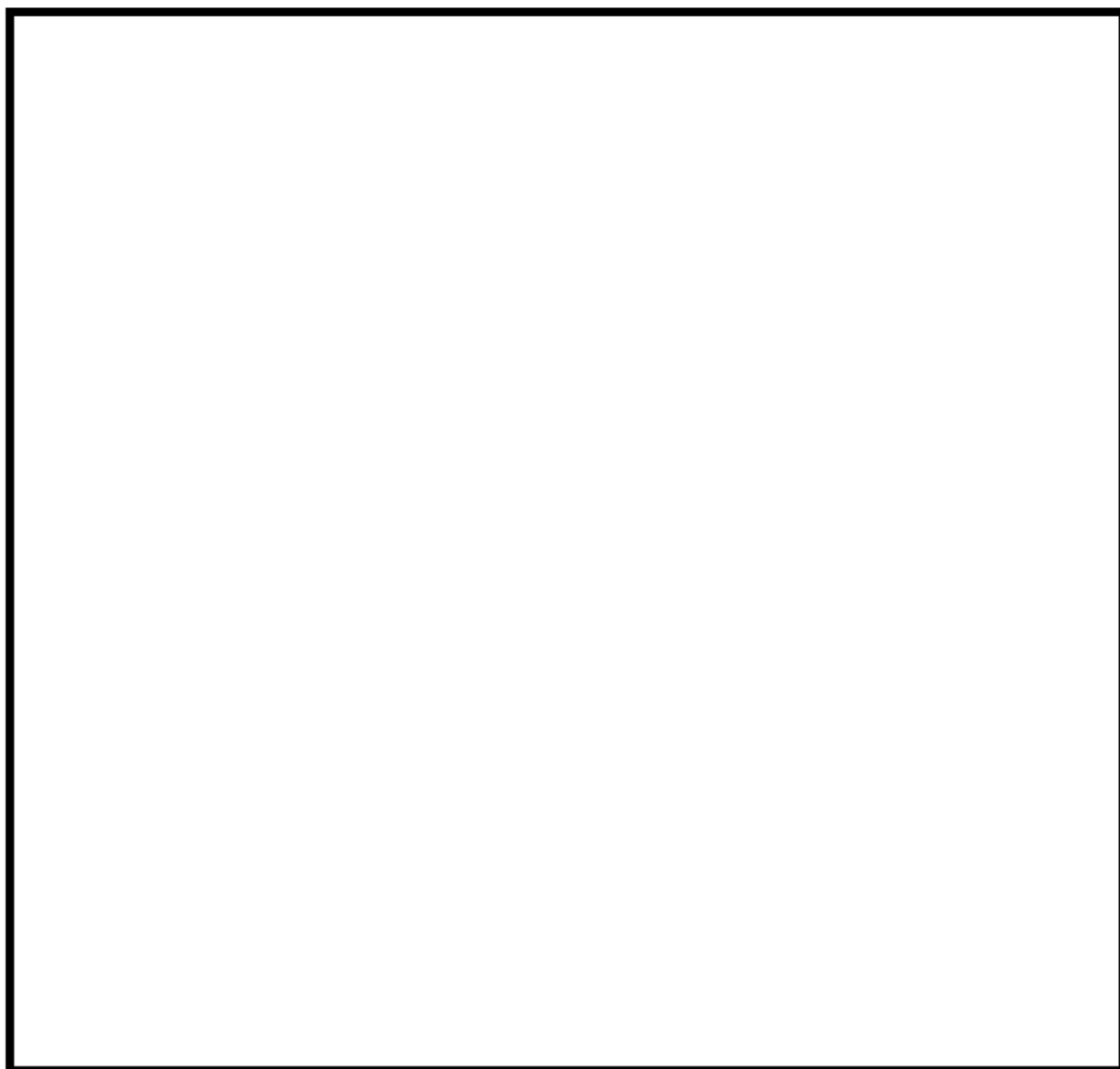
以上より、ATWS発生時に共通要因故障対策機能が作動したとしても、プラントに悪影響を及ぼすことはない。

共通要因故障対策設備の信頼性評価について

a. 共通要因故障対策設備の誤動作率の算出方法



内は、商用機密を含むため公開できません



内は、商用機密を含むため公開できません

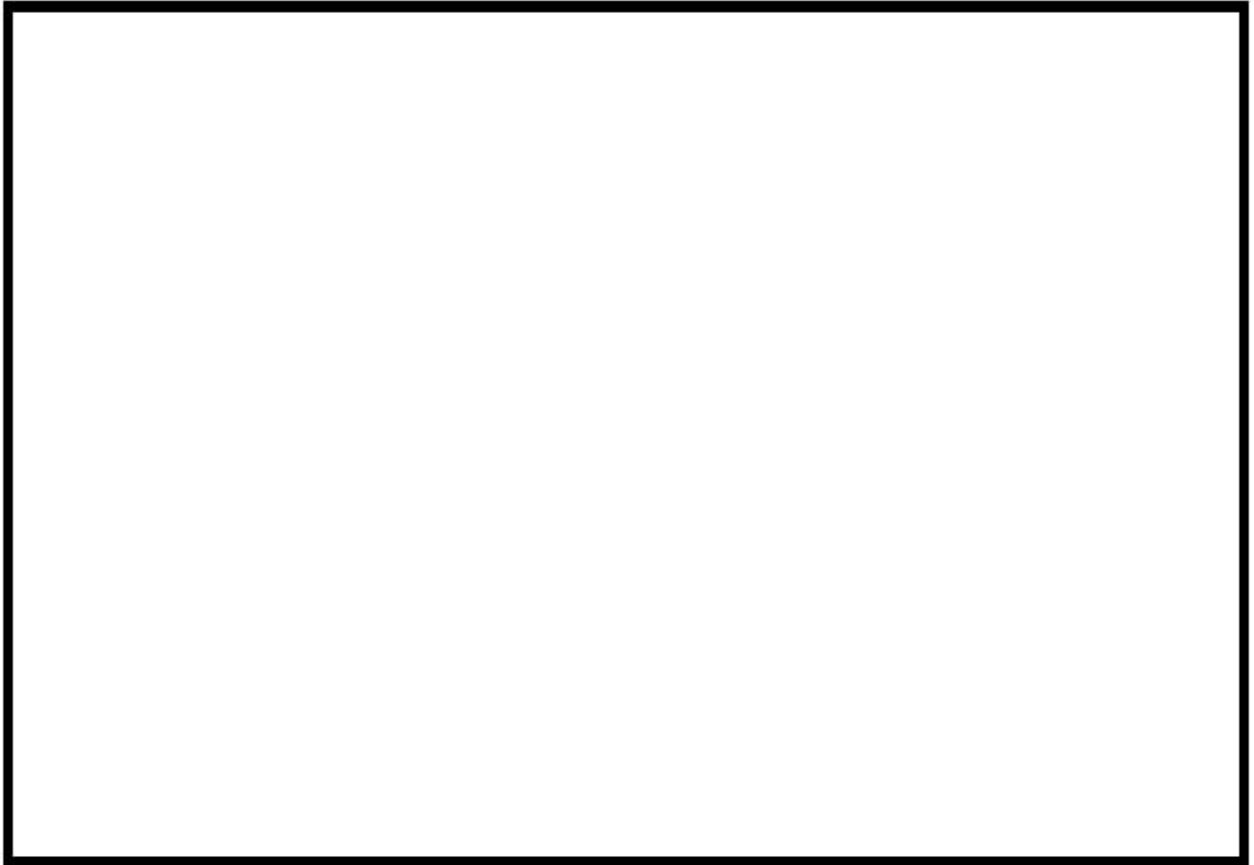
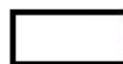


図1 共通要因故障対策設備の誤動作率評価モデル（概略）

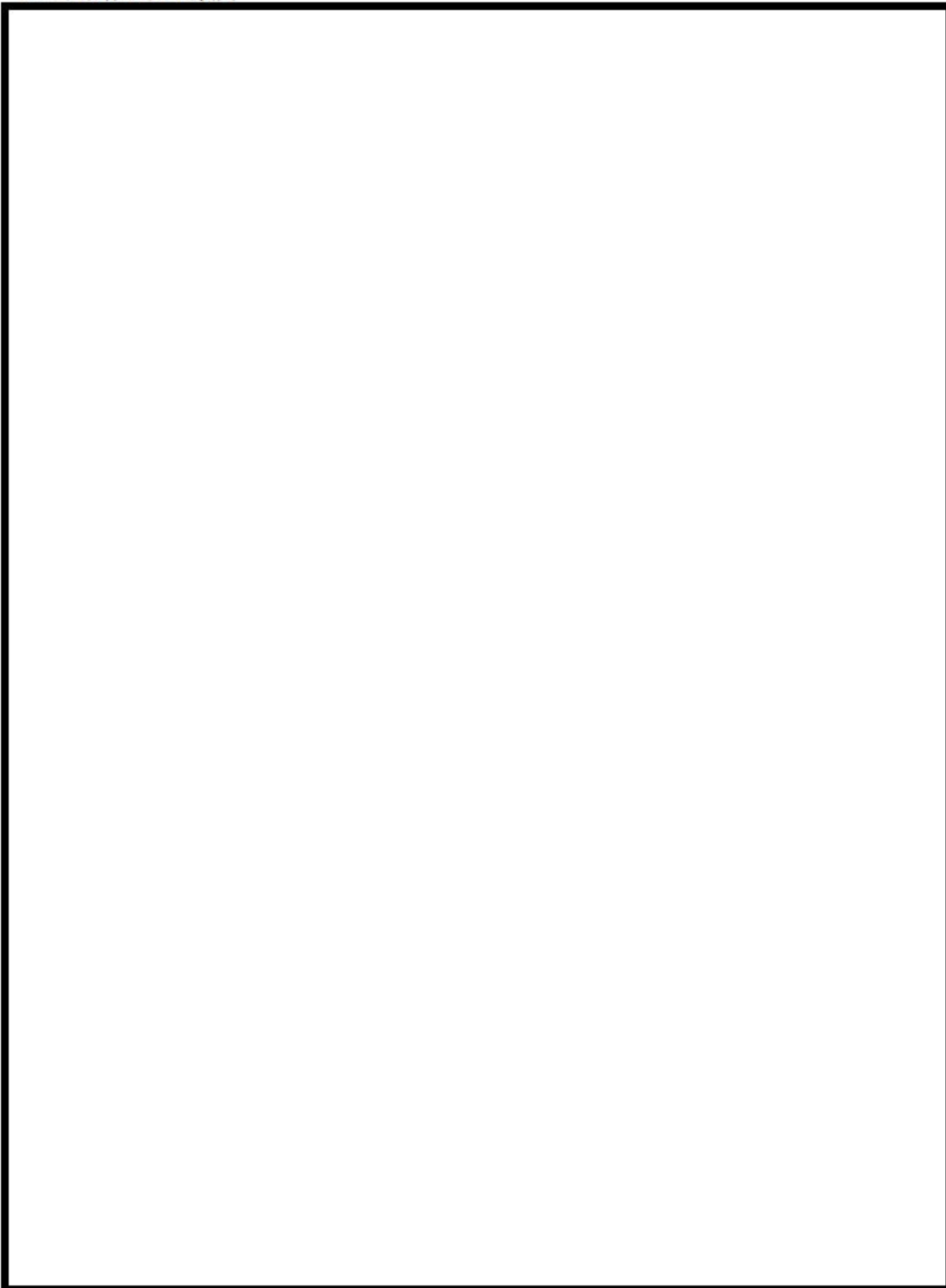



図2 誤動作率評価フォルトツリー（概略）

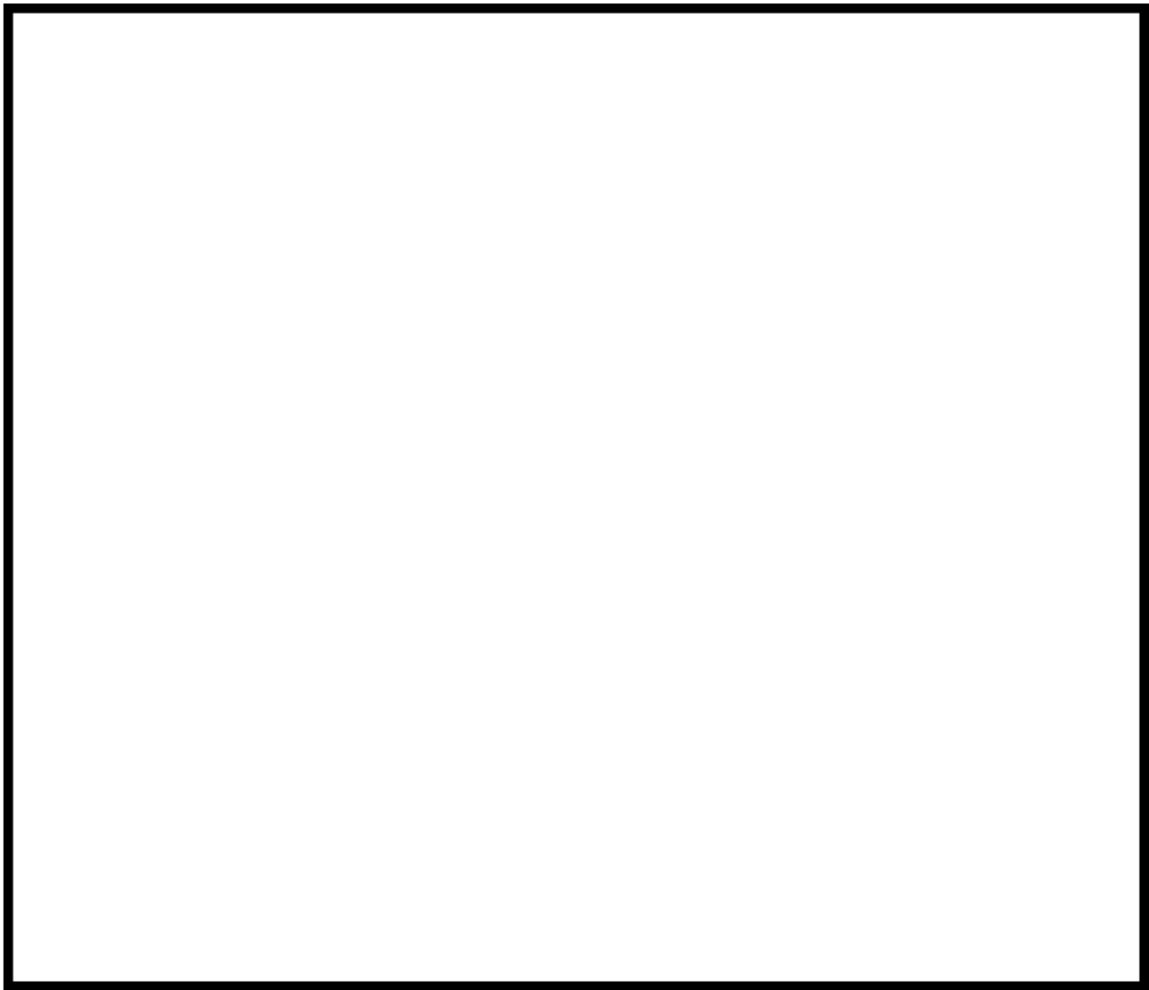


内は、商用機密を含むため公開できません

b. 不動作の発生頻度



内は、商用機密を含むため公開できません



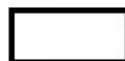
内は、商用機密を含むため公開できません



図3 アンアベイラビリティ評価モデル (概略)



図4 アンアベイラビリティ評価フォルトツリー (概略)



内は、商用機密を含むため公開できません

44-6 SAバウンダリ系統図 (参考)

S Aバウンダリ系統図（参考）については、43 条（共通）補足説明資料「共-4-2 S A設備 基準適合性確認資料」及び同添付資料「共-4-2-6 S Aバウンダリ系統図（参考）」に示す。