

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA 技-C-1 改 65
提出年月日	平成 29 年 9 月 8 日

東海第二発電所

「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

平成 29 年 9 月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

1. 重大事故等対策
 - 1.0 重大事故等対策における共通事項
 - 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
 - 1.2 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手順等
 - 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
 - 1.4 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手順等
 - 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
 - 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
 - 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
 - 1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等
 - 1.9 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手順等
 - 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
 - 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
 - 1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
 - 1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等
 - 1.14 電源の確保に関する手順等
 - 1.15 事故時の計装に関する手順等
 - 1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等
 - 1.17 監視測定等に関する手順等
 - 1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等
 - 1.19 通信連絡に関する手順等

2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他テロリズムへの
対応における事項

2.1 可搬型設備等による対応

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

< 目 次 >

1.1.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 原子炉緊急停止

(b) 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制

(c) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制

(d) 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止

(e) ほう酸水注入

(f) 原子炉水位低下による原子炉出力抑制

(g) 制御棒挿入

(h) 重大事故等対処設備と自主対策設備

b. 手順等

1.1.2 重大事故等時の手順

1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

(1) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）

(2) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

1.1.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.1.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.1.2 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.1.3 原子炉スクラム信号一覧表

- 添付資料1.1.4 原子炉出力-サブプレッション・プール水温度相関曲線
- 添付資料1.1.5 代替制御棒挿入機能 説明図
- 添付資料1.1.6 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 概要図
- 添付資料1.1.7 重大事故対策の成立性
1. 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」
 - (1) スクラム・パイロット弁計器用空気系排気
 - (2) スクラム個別スイッチによる制御棒挿入
 - (3) 制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁による排水
- 添付資料1.1.8 中性子束振動が発生した場合の対応について
- 添付資料1.1.9 サプレッション・プール水温度における設定根拠の考え方について

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等

【要求事項】

発電用原子炉設置者において、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手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「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のおそれがある場合」とは、発電用原子炉を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 「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等」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手順等をいう。
 - (1) 沸騰水型原子炉(BWR)及び加圧水型原子炉(PWR)共通
 - 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のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。
 - (2) BWR
 - 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のおそれがある場合」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が自動停止しない場合は、手動で停止操作を実施すること。
 - b) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備(SLCS)を起動する

判断基準を明確に定めること。

- c) 発電用原子炉を緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備（SLCS）を作動させること。

(3) 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のおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプが自動起動しない場合又はタービンが自動停止しない場合は、手動操作により実施すること。
- 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のおそれがある場合」に、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こと。

運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉（以下「原子炉」という。）を停止させるための設計基準事故対処設備は、原子炉緊急停止系である。

この機能が喪失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（以下「格納容器」という。）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の対処設備を整備する。ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.1.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

運転時の異常な過渡変化により原子炉の緊急停止が必要な状況における設計基準事故対処設備として、原子炉緊急停止系を設置している。

この設計基準事故対処設備が故障した場合は、その機能を代替するため

に、設計基準事故対処設備が有する機能、相互関係を明確にした（以下「機能喪失原因対策分析」という。）上で、想定する故障に対応できる対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。（第1.1-1図）

重大事故等対処設備の他に、設計基準事故対処設備により重大事故等の対応を行うための対応手段と重大事故等対処設備（設計基準拡張）^{※1}及び柔軟な事故対応を行うための対応手段と自主対策設備^{※2}を選定する。

※1 重大事故等対処設備（設計基準拡張）

設計基準対象施設の機能を重大事故等時に期待する設備であって、新たに重大事故等に対処する機能が付加されていない設備。

※2 自主対策設備

技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第四十四条及び技術基準規則第五十九条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、重大事故等対処設備及び自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果、運転時の異常な過渡変化時のフロントライン系故障として、原子炉緊急停止系の故障による機能喪失を想定する。サポート系故障（駆動源喪失）は、原子炉緊急停止系の電源又は計器用空気が喪失することにより制御棒が挿入されることから想定しない。

設計基準事故対処設備に要求される機能の喪失原因から選定した対応手段及び審査基準、基準規則からの要求により選定した対応手段と、その対

応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお、機能喪失を想定する設計基準事故対処設備、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.1-1表に整理する。

a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備

(a) 原子炉緊急停止

運転時の異常な過渡変化時において、原子炉緊急停止（原子炉スクラム）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ATWSが発生した場合に、原子炉手動スクラム又は代替制御棒挿入機能による制御棒挿入により、原子炉を緊急停止する手段がある。

i) 原子炉手動スクラム

中央制御室から手動により原子炉を緊急停止する。

原子炉手動スクラムに使用する設備は以下のとおり。

- ・手動スクラム・スイッチ
- ・原子炉モード・スイッチ「停止」
- ・制御棒
- ・制御棒駆動機構
- ・制御棒駆動系水圧制御ユニット

ii) 代替制御棒挿入機能による制御棒挿入

原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル2）設定点の信号により、全制御棒を挿入することで原子炉を緊急停止する。また、上記「1.1.1(2) a. (a) i) 原子炉手動スクラム」を実施しても全制御棒全挿入又は最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）※³を確認できない場合は、中央制御室からの手動操作により代替制御

棒挿入機能を作動し、全制御棒を挿入することで原子炉を緊急停止する。

代替制御棒挿入機能による制御棒挿入で使用する設備は以下のとおり。

- ・ A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）
- ・ 制御棒
- ・ 制御棒駆動機構
- ・ 制御棒駆動系水圧制御ユニット

※3：冷温停止を達成するために全制御棒を挿入しなければならない制御棒位置。

(b) 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制

A T W S が発生した場合に、選択制御棒挿入機構により制御棒を挿入し原子炉の出力を抑制する手段がある。

i) 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制

低炉心流量高出力領域に入った場合に原子炉の出力を制御し、安定性の余裕を確保するため、あらかじめ選択された制御棒を自動的に挿入する。また、上記「1.1.1(2) a. (a) i) 原子炉手動スクラム」及び「1.1.1(2) a. (a) ii) 代替制御棒挿入機能による制御棒挿入」を実施しても全制御棒全挿入又は最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）を確認できない場合は、中央制御室からの手動操作により選択制御棒挿入機構を作動させ、あらかじめ選択された制御棒を挿入する。

選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 選択制御棒挿入機構

- ・制御棒
- ・制御棒駆動機構
- ・制御棒駆動系水圧制御ユニット

(c) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制

A T W S が発生した場合に、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能又は原子炉再循環ポンプ手動停止により、原子炉の出力を抑制する手段がある。

i) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制

原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル 2）設定点の信号により代替原子炉再循環ポンプトリップ機能が作動し、自動で原子炉再循環ポンプをトリップさせることにより原子炉の出力を抑制する。自動で停止しない場合は、中央制御室からの手動操作により原子炉再循環ポンプを停止し、原子炉の出力を抑制する。

原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・ A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）

(d) 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止

A T W S が発生した場合に、自動減圧系の起動阻止スイッチにより、原子炉の自動による減圧を防止する手段がある。

i) 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止

上記「1.1.1(2) a . (c) i) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制」により原子炉出力を抑制した後、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の自動起動を阻止し、**自動減圧による**原子炉への冷水注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止する。

自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止で使用する設備は以下のとおり。

- ・自動減圧系の起動阻止スイッチ

(e) ほう酸水注入

A T W S が発生した場合に、ほう酸水を注入することにより原子炉を未臨界にする手段がある。

i) ほう酸水注入

上記「1.1.1(2) a. (d) i) 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止」を実施した後、サプレッション・プール水の温度が原子炉出力ーサプレッション・プール水温度相関曲線の「ほう酸水注入系起動領域」に近接した場合に、中央制御室からの手動操作により十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入系により原子炉を未臨界にする。

また、A T W S 発生時に不安定な出力振動（以下「中性子束振動」という。）を確認^{※4}した場合は、ほう酸水注入系によりほう酸水を注入することとしている。

ほう酸水注入で使用する設備は以下のとおり。

- ・ほう酸水注入ポンプ
- ・ほう酸水貯蔵タンク

※4: 複数の平均出力領域計装指示値が2～3秒周期で振動し、最大振幅が20%を超えた場合又は複数の局所出力領域計装指示値が2～3秒周期で振動し、最大振幅が10%を超えた場合に中性子束振動と判断する。

(添付資料1.1.4, 添付資料1.1.8)

(f) 原子炉水位低下による原子炉出力抑制

A T W S が発生した場合に、原子炉圧力容器内の水位を低下させることにより原子炉の出力を抑制する手段がある。

i) 原子炉水位低下による原子炉出力抑制

上記「1.1.1(2) a. (c) i) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制」を実施しても、原子炉の出力が高い場合又は原子炉が隔離状態である場合は、中央制御室からの手動操作により原子炉圧力容器内の水位を低下させることで、原子炉内の冷却材の自然循環に必要な水頭圧が低下し自然循環流量が減少する。この結果、原子炉内のボイド率が上昇することにより原子炉の出力を抑制する。なお、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が自動起動した場合は、これらの系統による原子炉水位制御を優先し実施する。

原子炉水位低下による原子炉出力抑制で使用する設備は以下のとおり。

- ・タービン駆動給水ポンプ
- ・電動駆動給水ポンプ
- ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
- ・高圧炉心スプレイ系ポンプ

(g) 制御棒挿入

A T W S が発生した場合に、上記「1.1.1(2) a. (a) 原子炉緊急停止」を実施しても全制御棒全挿入又は最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）を確認できない場合は、手動操作による制御棒挿入により制御棒を挿入する手段がある。

i) 制御棒手動挿入

中央制御室でのスクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの引き抜き操作、現場でのスクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操

作，現場でのスクラム個別スイッチの操作，中央制御室からの手動操作による制御棒挿入又は現場での制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁からの排水により制御棒を挿入する。

制御棒手動挿入で使用する設備は以下のとおり。

- ・スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ
- ・スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁
- ・スクラム個別スイッチ
- ・制御棒駆動系
- ・制御棒手動操作系
- ・制御棒
- ・制御棒駆動機構
- ・制御棒駆動系水圧制御ユニット

(h) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.1.1(2) a. (a) 原子炉緊急停止」で使用する設備のうち，A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能），制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.1.1(2) a. (b) 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制」で使用する設備のうち，制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.1.1(2) a. (c) 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制」で使用する設備のうち，A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）は重大事故等対処設備として位置づける。

「1.1.1(2) a. (d) 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止」で使用する設備のうち，自動減圧系の起動阻止スイ

ッチは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.1.1(2) a. (e) ほう酸水注入」で使用する設備のうち、ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは重大事故等対処設備として位置づける。

「1.1.1(2) a. (f) 原子炉水位低下による原子炉出力抑制」で使用する設備のうち、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ポンプは重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置づける。

「1.1.1(2) a. (g) 制御棒挿入」で使用する設備のうち、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは重大事故等対処設備として位置づける。

これらの機能喪失原因対策分析の結果により選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料1.1.1)

以上の重大事故等対処設備により、原子炉を緊急に停止できない場合においても、原子炉の出力を抑制し原子炉を未臨界に移行することができる。

また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。

・手動スクラム・スイッチ及び原子炉モード・スイッチ「停止」

運転時の異常な過渡変化時において、原子炉が自動スクラムしなかった場合に、手動スクラム・スイッチの操作及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替える操作により制御棒のスクラム動作を可能とするための設計基準事故対処設備であり、原子炉緊急停止系の回路を共有しているため、重大事故等対処設備とは位置づけない。

- ・ 選択制御棒挿入機構

あらかじめ選択された制御棒を自動的に挿入する機能であるため未臨界の維持は困難であるが、原子炉出力を抑制する手段として有効である。

- ・ タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ

耐震SクラスではなくS_s機能維持を担保できないが、原子炉への注水量の調整が可能であれば、原子炉水位を低下させることができ、原子炉出力を抑制する手段として有効である。なお、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び高圧炉心スプレー系ポンプが自動起動した場合は、これらの系統による原子炉水位制御を優先する。

- ・ スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ

全制御棒全挿入完了までに時間を要し、想定する事故シナリオグループに対して有効性を確認できないが、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、制御棒をスクラム動作させられるため、制御棒を挿入する手段として有効である。

- ・ スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁

全制御棒全挿入完了までに時間を要し、想定する事故シナリオグループに対して有効性を確認できないが、現場に設置してある計器用空気系配管内の計器用空気を排出し、スクラム弁ダイヤフラムの空気圧を喪失させることでスクラム弁を開とすることが可能であることから、制御棒を挿入する手段として有効である。

- ・ スクラム個別スイッチ

全制御棒全挿入完了までに時間を要し、想定する事故シーク
ンスグループに対して有効性を確認できないが、現場に設置し
てある当該スイッチを操作することで制御棒のスクラム動作が
可能であることから、制御棒を挿入する手段として有効である。

・制御棒駆動系及び制御棒手動操作系

全制御棒全挿入完了までに時間を要し、想定する事故シーク
ンスグループに対して有効性を確認できないが、制御棒を手動
にて挿入する手段として有効である。

b. 手順等

上記「a. フロントライン系故障時の対応手段及び設備」により選定
した対応手段に係る手順を整備する。

この手順は、A T W S 時における運転員等^{※5}による一連の対応操作
として、「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」に定める。（第1.1-1
表）

また、事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる
設備についても整備する。（第1.1-2表，第1.1-3表）

※5 運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転
操作対応）をいう。

（添付資料1.1.2）

1.1.2 重大事故等時の手順

1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順

- (1) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉
出力）

運転時の異常な過渡変化時において、原子炉自動スクラム信号が発信し

た場合又は原子炉を手動スクラムした場合は、スクラムの成否を確認するとともに、原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替えることにより原子炉スクラムを確実にする。

a. 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

①原子炉自動スクラム信号が発信した場合。

②原子炉を手動スクラムした場合。

b. 操作手順

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）における手順の概要は以下のとおり。手順の成功は、制御棒位置表示が挿入されていること、又は原子炉出力が低下していることにより確認する。

タイムチャートを第1.1-2図に示す。

- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に原子炉スクラム状況の確認を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、スクラム警報の発生の有無、制御棒の挿入状態及び原子炉出力の低下の状況を状態表示等により確認し、発電長に報告する。
- ③発電長は、運転員等に原子炉スクラムが成功していない場合は、手動スクラム・スイッチによる原子炉手動スクラムを指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、原子炉スクラムが成功していない場合は、手動スクラム・スイッチにより原子炉手動スクラムを実施し、発電長に報告する。
- ⑤発電長は、運転員等に原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替えるように指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて、原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替えを実施し、発電長に報告する。

⑦発電長は、運転員等に上記④及び⑥の操作を実施しても全制御棒が全挿入位置とならず、最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）まで挿入されない場合は、ATWSと判断し、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」への移行を指示する。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」への移行まで2分以内と想定する。中央制御室に設置されている操作盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

(2) 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」

ATWS発生時に、原子炉を安全に停止させる。

a. 手順着手の判断基準

以下のいずれかの状況に至った場合。

①非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）の操作を実施しても、全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）まで挿入されない場合。

②非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）において、制御棒位置指示が確認できない場合。

b. 操作手順

非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」における手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.1-3図及び第1.1-4図に、タイムチャートを第1.1-5図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に平均出力領域計装の確認を指示し、平均出力領域計装指示値が3%以上の場合に、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による原子炉再循環ポンプの自動トリップ状況の確認を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による原子炉再循環ポンプの自動トリップ状況を状態表示等により確認し、発電長に報告する。

③発電長は、運転員等に代替原子炉再循環ポンプトリップ機能が作動していない場合は、原子炉再循環ポンプを手動で停止するよう指示する。

④運転員等は中央制御室にて、手動操作により原子炉再循環ポンプの停止を実施し、発電長に報告する。

⑤発電長は、運転員等に自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止操作を指示する。

⑥運転員等は中央制御室にて、自動減圧系の起動阻止スイッチにより、自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の自動起動阻止操作を実施し、発電長に報告する。

⑦発電長は、運転員等に自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止操作後、ほう酸水注入系の起動操作、原子炉水位低下操作、制御棒の挿入操作を同時に行うことを指示する。なお、同時に同時に実施することが不可能な場合は、ほう酸水注入系の起動操作、原子炉水位低下操作、制御棒の挿入操作の順で優先させる。

【ほう酸水注入系の起動操作】

⑧発電長は、運転員等にサブプレッション・プール水の温度が原子炉出力ーサブプレッション・プール水温度相関曲線の「ほう酸水注入系起

動領域」に近接した場合又は中性子束振動が確認された場合に、ほう酸水注入系の起動操作を指示する。

⑨運転員等は中央制御室にて、ほう酸水注入ポンプA（又はB）の起動操作（ほう酸水注入系起動用キー・スイッチを「SYS A」位置（B系を起動する場合は「SYS B」位置）にすることにより、ほう酸水貯蔵タンク出口弁及びほう酸水注入系爆破弁を開とし、ほう酸水注入ポンプが起動することで、原子炉へほう酸水を注入する。）を実施し、原子炉へのほう酸水注入が開始されたことをほう酸水貯蔵タンク液位の低下、平均出力領域計装指示値及び起動領域計装指示値の低下により確認した後、発電長に報告する。

⑩発電長は、運転員等に逃がし安全弁からの蒸気流入によるサブプレッション・プール水の温度上昇を抑制するため、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプの起動を指示する。

⑪運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）ポンプを起動し、発電長に報告する。

⑫発電長は、サブプレッション・プール水温度指示値が106℃に近接した場合は、運転員等にサブプレッション・プールを水源で運転している原子炉隔離時冷却系の停止操作を指示する。

⑬運転員等は中央制御室にて、手動操作により原子炉隔離時冷却系の停止操作を実施し、発電長に報告する。

【原子炉水位低下操作】

⑭発電長は、平均出力領域計装指示値が55%以上の場合又は原子炉が隔離状態において平均出力領域計装指示値が3%以上の場合に、運転員等に原子炉水位低下操作を指示する。

⑮運転員等は中央制御室にて、平均出力領域計装指示値が55%以上の

場合又は原子炉が隔離状態において平均出力領域計装指示値が3%以上の場合は、給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ）、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の注水量を減少させ、原子炉水位異常低下（レベル2）設定点を下限とし、原子炉圧力容器内の水位を低下させることで原子炉出力を平均出力領域計装指示値で3%未満に維持した後、発電長に報告する。なお、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が自動起動した場合は、これらの系統による原子炉水位制御を優先し実施する。

- ⑩ 運転員等は中央制御室にて、原子炉出力を平均出力領域計装指示値で3%未満に維持できない場合は、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位異常低下（レベル1）設定点より+500mm～+1,500mmに維持するように原子炉水位低下操作を実施し、発電長に報告する。

【制御棒の挿入操作】

- ⑪ 発電長は、運転員等に制御棒の挿入操作を指示する。

- ⑫ 運転員等は中央制御室又は原子炉建屋原子炉棟にて、以下の操作により制御棒の挿入を実施し、発電長に報告する。なお、以下の操作は全制御棒全挿入位置又は最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）まで挿入された時点で、操作を完了する。

・スクラム弁が閉の場合には、以下の操作を実施する。

- i) 中央制御室にて、代替制御棒挿入機能を手動で作動させる。
- ii) 中央制御室にて、選択制御棒挿入機構を手動で作動させる。
- iii) 中央制御室にて、スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの引き抜き操作を実施する。
- iv) 原子炉建屋原子炉棟にて、スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作を実施する。

- ・スクラム弁が開の場合には、以下の操作を実施する。
 - i) 中央制御室にて、原子炉スクラムをリセットした後、手動スクラム・スイッチによる原子炉手動スクラムを実施する。
 - ii) 中央制御室にて、原子炉スクラムをリセットした後、原子炉建屋原子炉棟にて、スクラム個別スイッチによるスクラム操作を実施する。
 - iii) 中央制御室にて、原子炉圧力容器内の圧力と制御棒駆動水圧系駆動水圧力の差圧を確保し、手動操作による制御棒挿入を実施する。原子炉圧力容器内の圧力と制御棒駆動水圧系駆動水圧力の差圧が確保できない場合は、制御棒駆動水ポンプの予備機起動又は原子炉建屋原子炉棟にて、アキュムレータ充填水ヘッド元弁を閉にする。
 - iv) 原子炉建屋原子炉棟にて、制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁からの排水を実施し、制御棒を手動挿入する。

⑲ 発電長は、運転員等に上記⑱の操作により全制御棒全挿入位置又は全制御棒が最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）までの挿入に成功した場合は、ほう酸水注入ポンプの停止を指示する。

制御棒が挿入できない場合は、ほう酸水の全量注入完了を確認し、ほう酸水注入ポンプの停止を指示する。

⑳ 運転員等は、全制御棒全挿入位置又は全制御棒の最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）までの挿入に成功した場合に、ほう酸水注入ポンプA（又はB）を停止し、発電長に報告する。

制御棒が挿入できない場合は、ほう酸水の全量注入完了を確認した後、ほう酸水注入ポンプA（又はB）を停止し、発電長に報告する。

①発電長は、運転員等に原子炉未臨界の確認を指示する。

②運転員等は、中央制御室にて平均出力領域計装及び起動領域計装により原子炉未臨界を確認し、発電長に報告する。

c. 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから制御棒の挿入操作が完了するまでの所要時間は以下のとおり。

- ・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の作動確認完了：1分以内
- ・自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の起動阻止操作完了：2分以内
- ・ほう酸水注入系の起動操作完了：4分以内
- ・残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）操作完了：18分以内
- ・原子炉水位低下操作開始：4分以内
- ・代替制御棒挿入機能による制御棒挿入操作完了：14分以内
- ・選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制操作完了：15分以内
- ・スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ引き抜き操作完了：28分以内
- ・原子炉スクラム・リセット後の手動スクラム操作完了：23分以内
- ・原子炉圧力容器内の圧力と制御棒駆動水圧系駆動水圧力の差圧確保後の、制御棒手動挿入操作完了：329分以内

現場対応を運転員等（当直運転員）2名にて実施した場合、作業開始を判断してから制御棒の挿入操作が完了するまでの所要時間は以下のとおり。

- ・スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作完了：73分以内
- ・スクラム個別スイッチによる制御棒挿入操作完了：128分以内

- ・制御棒駆動水圧系の引抜配管ベント弁からの排水操作完了：982分以内

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。屋内作業の室温は通常状態と同程度である。

(添付資料1.1.4, 添付資料1.1.5, 添付資料1.1.6, 添付資料1.1.7, 添付資料1.1.8, 添付資料1.1.9)

(3) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等が発生した場合の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.1-6図に示す。

運転時の異常な過渡変化の発生時に、原子炉がスクラムすべき状況にもかかわらず、全制御棒が原子炉へ全挿入されない場合、非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「スクラム」（原子炉出力）対応に従い、中央制御室から速やかに操作が可能である手動スクラム・スイッチによる原子炉手動スクラム及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替えを実施し、原子炉を緊急停止する。

手動スクラム・スイッチによる原子炉手動スクラム及び原子炉モード・スイッチを「停止」位置に切り替えを実施しても全制御棒が全挿入又は最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）まで挿入されない場合は、原子炉停止機能喪失と判断する。非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」対応に従い、原子炉出力が3%以上の場合は、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制操作を行うとともに、自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の自動起動を阻止し、ほう酸水注入系の起動操作、原子炉水位低下操作、制御棒の挿入操作を同時並行で実施する。同時に実行不可の場合は、ほう酸水注入系の起動操作、原子炉水位低下操作、制御棒の挿入操作の順で優先させる。

ほう酸水注入系により原子炉を未臨界へ移行させるため、サプレッション・プール水の温度が原子炉出力ーサプレッション・プール水温度相関曲線の「ほう酸水注入系起動領域」に近接した場合、又は中性子束振動が確認された場合には、ほう酸水注入ポンプを速やかに起動する。

原子炉水位低下による原子炉出力抑制を実施するため、給水系（タービン駆動給水ポンプ及び電動駆動給水ポンプ）、原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系により原子炉圧力容器への注水量を減少させ、原子炉水位異常低下（レベル2）設定点を下限とし、原子炉水位を原子炉出力3%未満に維持できるように原子炉圧力容器内の水位を低下させる。原子炉出力を3%未満に維持できない場合は、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位異常低下（レベル1）設定点より+500mm～+1,500mmに維持するように原子炉水位低下操作を実施する。なお、原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系が自動起動した場合は、これらの系統による原子炉水位制御を優先し実施する。

制御棒挿入により原子炉を未臨界へ移行させるため、スクラム弁が閉の場合は、手動操作により代替制御棒挿入機能を作動し、制御棒を挿入する。

手動操作による代替制御棒挿入機能により制御棒が挿入できない場合は、選択制御棒挿入機構によりあらかじめ選択されている制御棒を挿入することにより原子炉の出力を抑制し、スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの引き抜き操作又はスクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作による制御棒の挿入を実施する。

制御棒挿入により原子炉を未臨界へ移行させるため、スクラム弁が開の場合は、原子炉スクラムをリセットした後、手動スクラム・スイッチにより原子炉手動スクラムを実施する。

手動スクラム・スイッチにより原子炉手動スクラムを実施しても原子炉

を緊急停止できない場合は、原子炉スクラムをリセットした後、スクラム個別スイッチにより制御棒を挿入する。

スクラム個別スイッチによる制御棒が挿入できない場合は、原子炉圧力容器内の圧力と制御棒駆動水圧系駆動水圧力の差圧を確保し、**手動操作による制御棒挿入を実施する。**

制御棒の手動挿入による制御棒挿入ができない場合は、制御棒駆動水圧系の引抜配管ベント弁から排水し、制御棒を挿入する。

1.1.2.2 その他の手順項目について考慮する手順

ほう酸水注入ポンプ、電動弁及び監視計器への電源供給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

非常用交流電源設備への燃料補給手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

操作の判断、確認に係る計装設備に関する手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第1.1-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対応設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (1/8)

(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書 ^{※1}
フロントライン系故障時	原子炉緊急停止系	原子炉手動スクラム	主要設備	制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系水圧制御ユニット	重大事故等対応設備
				手動スクラム・スイッチ 原子炉モード・スイッチ「停止」	自主対策設備

※1: 整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2: 代替制御棒挿入機能は、運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。

※3: 自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

※4: 手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2／8）

（フロントライン系故障時）

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		整備する手順書※ ¹
フロントライン系故障時	原子炉緊急停止系	代替制御棒挿入機能による制御棒挿入	主要設備	ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）※ ² 、※ ³ 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系水圧制御ユニット	重大事故等対処設備
			関連設備	非常用交流電源設備※ ⁴ 燃料補給設備※ ⁴	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）

※¹：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※²：代替制御棒挿入機能は，運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。

※³：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

※⁴：手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3／8）

（フロントライン系故障時）

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		整備する手順書※1
フロントライン系故障時	原子炉緊急停止系	選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制	主要設備	制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系水圧制御ユニット	重大事故等対処設備
				選択制御棒挿入機構	自主対策設備

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：代替制御棒挿入機能は，運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。

※3：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

※4：手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（4／8）

（フロントライン系故障時）

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			整備する手順書※1
フロントライン系故障時	原子炉緊急停止系	原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	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）※3	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」
			関連設備	非常用交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備（設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：代替制御棒挿入機能は，運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。

※3：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

※4：手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（5／8）

（フロントライン系故障時）

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			整備する手順書※1
フロントライン系故障時	原子炉緊急停止系	自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	主要設備	自動減圧系の起動阻止スイッチ	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース）原子炉制御「反応度制御」
			関連設備	非常用交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：代替制御棒挿入機能は，運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。

※3：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

※4：手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（6／8）

（フロントライン系故障時）

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			整備する手順書※ ¹
フロントライン系故障時	原子炉緊急停止系	ほう酸水注入	主要設備	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース）原子炉制御「反応度制御」
			関連設備	ほう酸水注入系配管・弁 原子炉压力容器	重大事故等対処設備	
				非常用交流電源設備※ ⁴ 燃料補給設備※ ⁴	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：代替制御棒挿入機能は，運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。

※3：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

※4：手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（7/8）

（フロントライン系故障時）

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		整備する手順書※1
フロントライン系故障時	原子炉緊急停止系	原子炉水位低下による原子炉出力抑制	主要設備	原子炉隔離時冷却系ポンプ 高圧炉心スプレイ系ポンプ	非常時運転手順書Ⅱ （微候ベース）原子炉制御「反応度制御」
				タービン駆動給水ポンプ 電動駆動給水ポンプ	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：代替制御棒挿入機能は，運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。

※3：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

※4：手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（8/8）

（フロントライン系故障時）

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		整備する手順書※1
フロントライン系故障時	原子炉緊急停止系	制御棒手動挿入	主要設備	制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動水圧系制御ユニット	重大事故等対処設備
				スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁 スクラム個別スイッチ 制御棒駆動系 制御棒手動操作系	自主対策設備
		関連設備	非常用交流電源設備※4 燃料補給設備※4	重大事故等対処設備 （設計基準拡張）	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：代替制御棒挿入機能は，運転員等による操作不要の制御棒挿入機能である。

※3：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

※4：手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

第 1.1-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/3)

対应手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対应手順 (1) 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御「スクラム」 (原子炉出力)		
原子炉スクラム確認	判断基準	原子炉スクラム確認 スクラム警報 全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系 ^{※2} 平均出力領域計装 ^{※1, ※4} 起動領域計装 ^{※1, ※4}
原子炉手動スクラム	操作	プラント停止状態 スクラム警報 全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系 ^{※2}
	未臨界の監視	平均出力領域計装 ^{※1} 起動領域計装 ^{※1}

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

※4: 原子炉自動スクラム信号の設定値については、添付資料 1.1.3 参照。

監視計器一覧 (2/3)

対応手順	重大事故等の対応に必要なとなる監視項目	監視パラメータ (計器)
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御「反応度制御」		
原子炉スクラム成功確認	判断基準 原子炉スクラム成功確認	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系 ^{※2} 平均出力領域計装 ^{※1} 起動領域計装 ^{※1}
原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制	操作 原子炉出力	平均出力領域計装 ^{※1} 起動領域計装 ^{※1}
	原子炉再循環ポンプ運転状態	原子炉再循環ポンプ表示灯
自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止	操作 自動減圧系及び過渡時自動減圧機能の起動阻止状態	自動減圧系及び過渡時自動減圧機能起動阻止状態表示灯
ほう酸水注入	操作 プラント停止状態	全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系 ^{※2}
	未臨界の監視	平均出力領域計装 ^{※1} 起動領域計装 ^{※1}
	原子炉圧力容器への注水量	ほう酸水貯蔵タンク液位
	最終ヒートシンクによる冷却状態の確認	サブプレッション・プール水温度 ^{※1} 残留熱除去系系統流量 ^{※1} 残留熱除去系熱交換器入口温度 ^{※1} 残留熱除去系熱交換器出口温度 ^{※1} 残留熱除去系海水系系統流量 ^{※1}
	補機監視機能	局所出力領域計装 ほう酸水注入ポンプ吐出圧力 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
原子炉水位低下による原子炉出力抑制	操作 原子炉出力	平均出力領域計装 ^{※1} 起動領域計装 ^{※1}
	原子炉隔離状態の有無	主蒸気隔離弁開閉表示灯
	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (燃料域) ^{※1} 原子炉水位 (SA広帯域) ^{※1} 原子炉水位 (SA燃料域) ^{※1}
	原子炉圧力容器への注水量	給水流量 原子炉隔離時冷却系系統流量 ^{※1} 高圧炉心スプレイ系系統流量 ^{※1}
	補機監視機能	給水系ポンプ吐出ヘッド圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。

※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

※4: 原子炉自動スクラム信号の設定値については、添付資料 1.1.3 参照。

監視計器一覧 (3/3)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)
1.1.2.1 フロントライン系故障時の対応手順 (2) 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御「反応度制御」		
代替制御棒挿入機能による制御棒挿入	操作	プラント停止状態 全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系 ^{※2}
	操作	未臨界の監視 平均出力領域計装 ^{※1} 起動領域計装 ^{※1}
選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制	操作	プラント停止状態 全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系 ^{※2}
	操作	原子炉出力 平均出力領域計装 ^{※1} 起動領域計装 ^{※1}
制御棒手動挿入	操作	プラント停止状態 全制御棒全挿入ランプ 制御棒操作監視系 ^{※2}
	操作	未臨界の監視 平均出力領域計装 ^{※1} 起動領域計装 ^{※1}
	操作	原子炉圧力容器内の圧力 原子炉圧力 ^{※1} 原子炉圧力 (S A) ^{※1}
	操作	補機監視機能 制御棒駆動水圧系駆動水ヘッド差圧

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

※3: 発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータであり、耐震性、耐環境性を有する計器を示す。

※4: 原子炉自動スクラム信号の設定値については、添付資料 1.1.3 参照。

第1.1-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

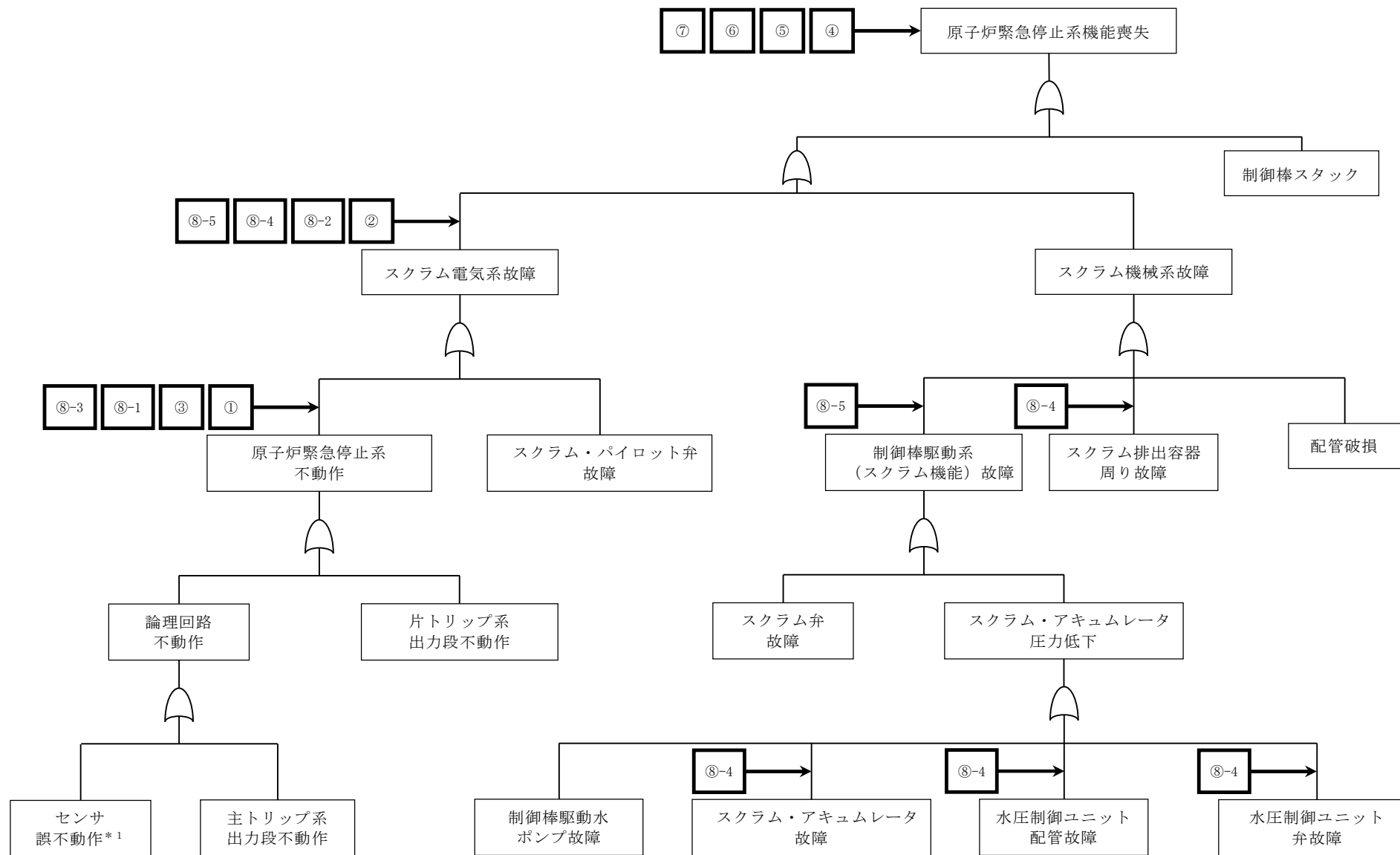
対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.1】 緊急停止失敗時に発電用原子炉を 未臨界にするための手順等</p>	ほう酸水注入ポンプ	非常用交流電源設備 M C C 2 C系 M C C 2 D系
	ほう酸水注入系 弁	非常用交流電源設備 M C C 2 C系 M C C 2 D系

(凡例)

∩ : OR条件

— : フロントライン系の代替設備・手段による対応

□ : フロントライン系



- ① 原子炉手動スクラム
 - ・手動スクラム・スイッチ
 - ・原子炉モード・スイッチ「停止」
 - ・制御棒
 - ・制御棒駆動機構
 - ・制御棒駆動系水圧制御ユニット
- ② 代替制御棒挿入機能による制御棒挿入
 - ・A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)
 - ・制御棒
 - ・制御棒駆動機構
 - ・制御棒駆動系水圧制御ユニット
- ③ 選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制
 - ・選択制御棒挿入機構
 - ・制御棒
 - ・制御棒駆動機構
 - ・制御棒駆動系水圧制御ユニット
- ④ 原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制
 - ・A T W S 緩和設備 (代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)
- ⑤ 自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止
 - ・自動減圧系の起動阻止スイッチ
- ⑥ ほう酸水注入
 - ・ほう酸水注入ポンプ
 - ・ほう酸水貯蔵タンク
- ⑦ 原子炉水位低下による原子炉出力抑制
 - ・タービン駆動給水ポンプ
 - ・電動駆動給水ポンプ
 - ・原子炉隔離時冷却系ポンプ
 - ・高圧炉心スプレイスポンプ
- ⑧-1 制御棒手動挿入 (スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの引き抜き操作)
 - ・スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ
 - ・制御棒
 - ・制御棒駆動機構
 - ・制御棒駆動系水圧制御ユニット
- ⑧-2 制御棒手動挿入 (スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作)
 - ・スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁
 - ・制御棒
 - ・制御棒駆動機構
 - ・制御棒駆動系水圧制御ユニット
- ⑧-3 制御棒手動挿入 (スクラム個別スイッチの操作)
 - ・スクラム個別スイッチ
 - ・制御棒
 - ・制御棒駆動機構
 - ・制御棒駆動系水圧制御ユニット
- ⑧-4 制御棒手動挿入 (手動操作による制御棒挿入)
 - ・制御棒手動操作系
 - ・制御棒
 - ・制御棒駆動機構
 - ・制御棒駆動系水圧制御ユニット
- ⑧-5 制御棒手動挿入 (制御棒駆動系水圧系引抜配管ベント弁からの排水)
 - ・制御棒駆動系
 - ・制御棒
 - ・制御棒駆動機構
 - ・制御棒駆動系水圧制御ユニット

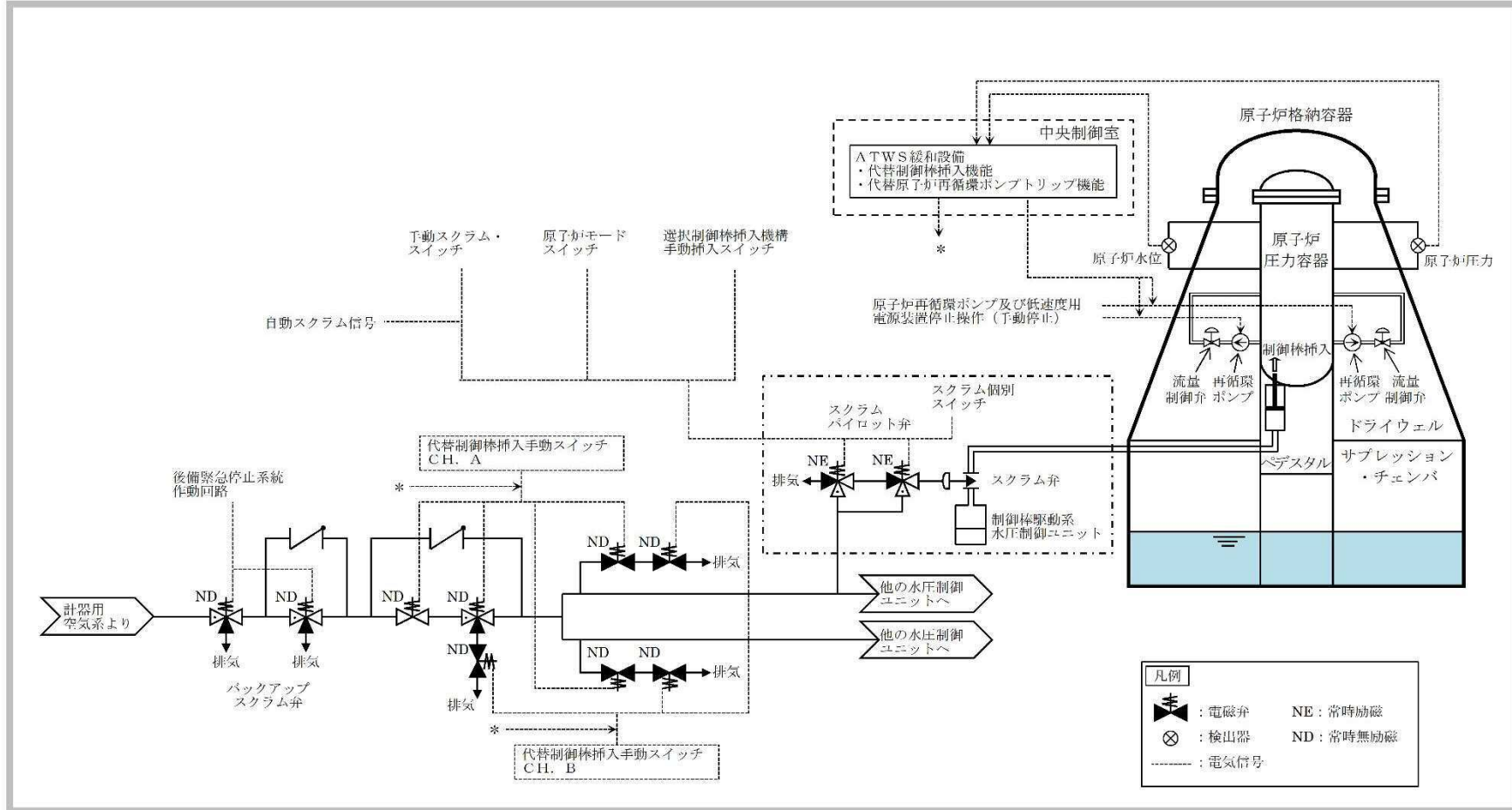
*1: 誤不動作とは、計測及び制御設備がトリップ信号を出力すべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、トリップ信号を出力しない状態、又は、そのような状態が発生すると推定される状態。
 注1: サポート系故障 (駆動源喪失) は、原子炉緊急停止系の電源又は計器用空気が喪失することにより制御棒が挿入されることから想定しない。

第 1.1-1 図 機能喪失原因対策分析

		経過時間(分)									備考
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	
手順の項目	実施箇所・必要員数	事象発生 ↓ 2分 「反応度制御」へ移行判断 ↓ 原子炉自動スクラム失敗の確認 手動スクラム・スイッチによる手動スクラム操作 原子炉モード・スイッチ「停止」 ↓ 反応度制御へ移行判断									
非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御 「スクラム」 (原子炉出力)	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1									

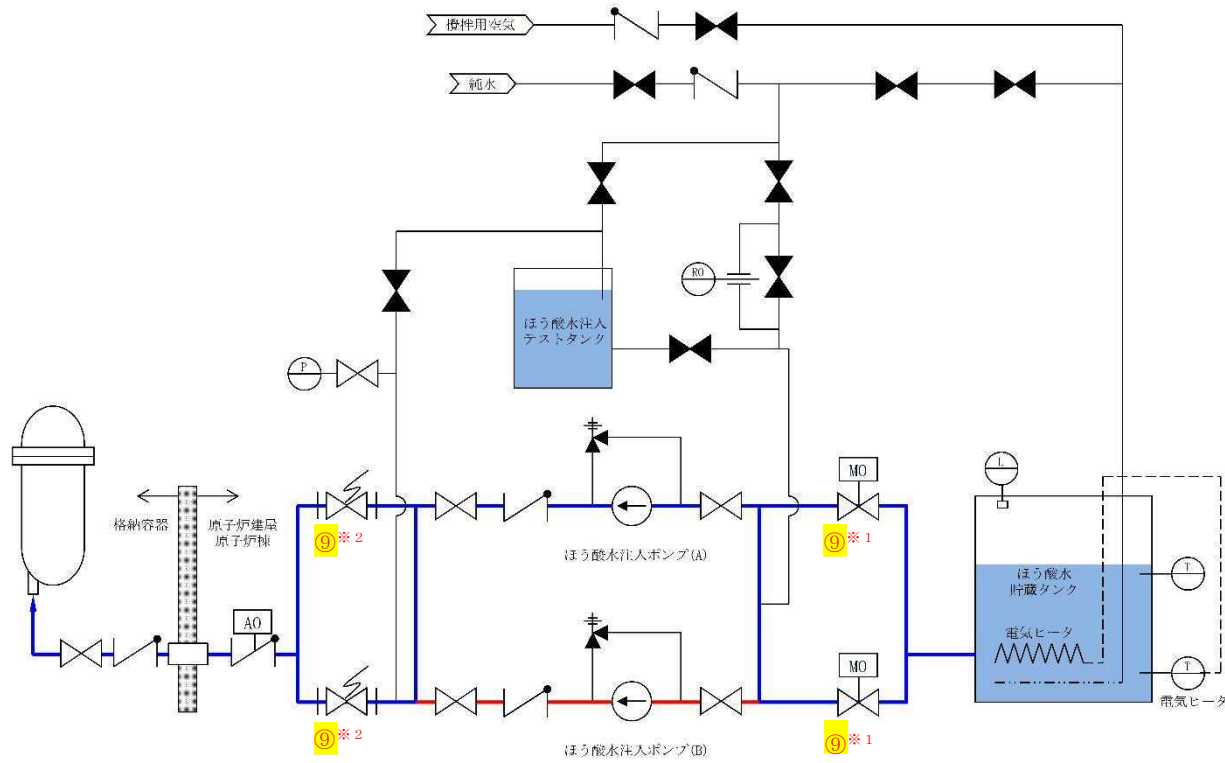
第 1.1-2 図 非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御「スクラム」

(原子炉出力) タイムチャート



1.1-37

第 1.1-3 図 A TWS 緩和設備 概要図



- (凡例)
- : ポンプ
 - : 空気作動弁
 - : 電動弁
 - : 逆止弁
 - : 爆破弁
 - : 手動弁
 - : ほう酸水注入ポンプ (A) 使用した場合
 - : ほう酸水注入ポンプ (B) 使用した場合

操作手順	弁名称
⑨※1	ほう酸水貯蔵タンク出口弁
⑨※2	ほう酸水注入系爆破弁

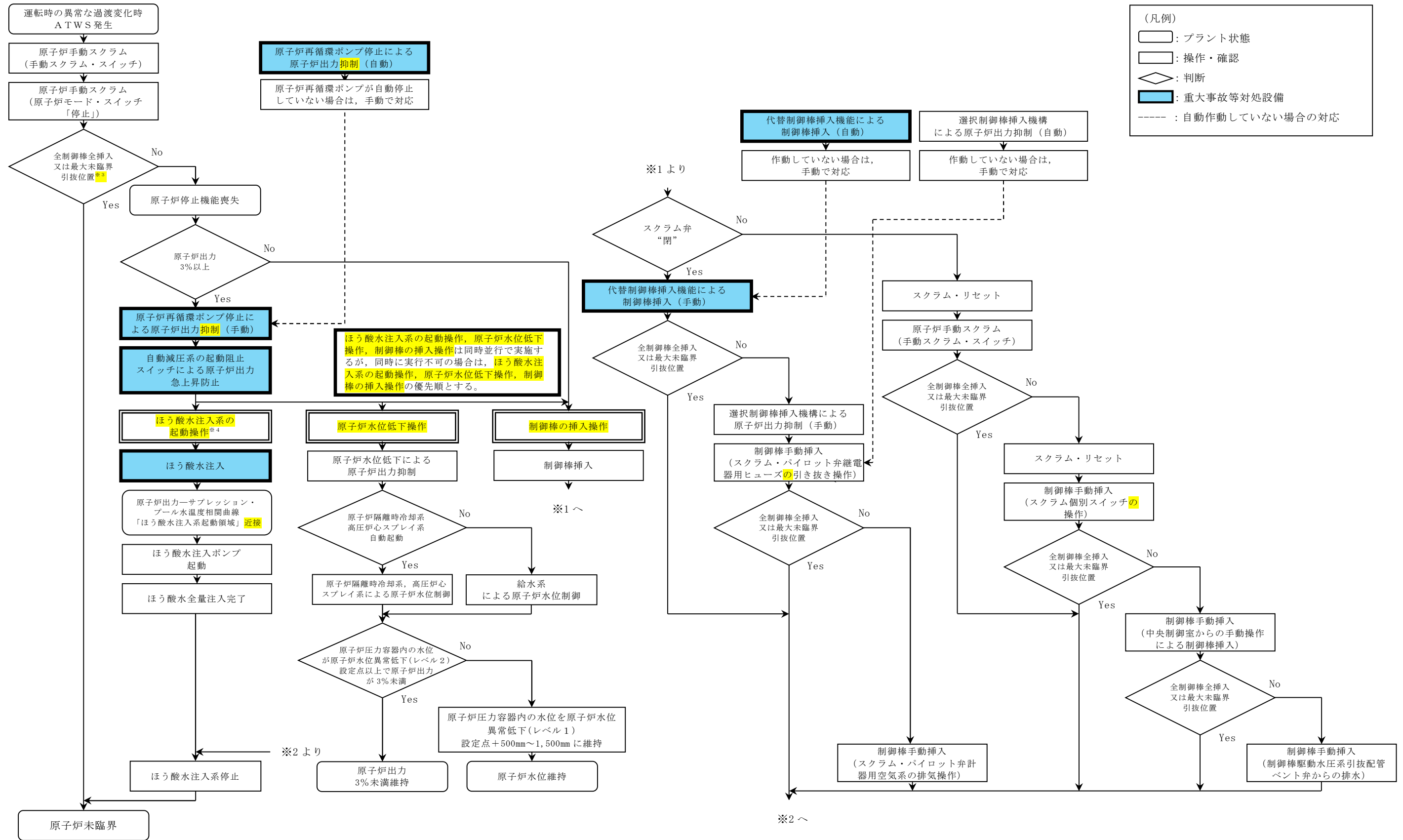
記載例 ○ : 操作手順番号を示す。
 ○※1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.1-4 図 ほう酸水注入ポンプによるほう酸水注入 概要図

		経過時間 (分)																			備考		
		1	2	3	4	5	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20							
手順の項目	実施箇所・必要員数	▽ 原子炉制御「スクラム」より導入																					
非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御 「反応度制御」	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1																					
	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1																					
		経過時間 (分)																			備考		
		10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	65	70	75	80							
手順の項目	実施箇所・必要員数																						
非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御 「反応度制御」	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	2																					
	制御棒手動挿入 (スクラム弁が開の場合)	2																					
		経過時間 (分)																			備考		
		10	15	20	25	30	35	70	75	80	85	120	125	130	135	140							
手順の項目	実施箇所・必要員数																						
非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) 原子炉制御 「反応度制御」	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	2																					
	制御棒手動挿入 (スクラム弁が開の場合)	2																					

※1：スクラム個別スイッチによる制御棒挿入以降は、制御棒手動挿入又は制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁からの排水操作を実施する。

第 1.1-5 図 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」
タイムチャート



※3: 制御棒位置指示が確認できない場合は、**非常時運転手順書II (徴候ベース)** 原子炉制御「反応度制御」に移行する。
 ※4: A T W S 発生時に中性子束振動が確認された場合は、ほう酸水注入系によりほう酸水を注入する。

第 1.1-6 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (1/6)

技術的能力審査基準 (1.1)	番号	設置許可基準規則 (第44条)	技術基準規則 (第59条)	番号
<p>【本文】</p> <p>発電用原子炉設置者において、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手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】</p> <p>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。</p>	<p>【本文】</p> <p>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施設しなければならない。</p>	⑥
<p>【解釈】</p> <p>1 「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のおそれがある場合」とは、発電用原子炉を緊急に停止していただけ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に停止していないことが推定される場合のことをいう。</p> <p>2 「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順」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手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】</p> <p>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に停止していただけ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に停止していないことが推定される場合のことをいう。</p> <p>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。</p>	<p>【解釈】</p> <p>1 第59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に停止していただけ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に停止していないことが推定される場合のことをいう。</p> <p>2 第59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。</p>	—
<p>(1) 沸騰水型原子炉(BWR)及び加圧水型原子炉(PWR)共通</p> <p>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のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。</p>	②	<p>(1) BWR</p> <p>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。</p>	<p>(1) BWR</p> <p>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。</p>	⑦
<p>(2) BWR</p> <p>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のおそれがある場合」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が自動停止しない場合は、手動で停止操作を実施すること。</p>	③	<p>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。</p>	<p>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。</p>	⑧
<p>b) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備(SLCS)を起動する判断基準を明確に定めること。</p>	④	<p>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。</p>	<p>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。</p>	⑨
<p>c) 発電用原子炉を緊急に停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備(SLCS)を作動させること。</p>	⑤	<p>(2) PWR</p> <p>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。</p>	<p>(2) PWR</p> <p>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。</p>	—
<p>(3) PWR</p> <p>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のおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプが自動起動しない場合又はタービンが自動停止しない場合は、手動操作により実施すること。</p>	—	<p>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。</p>	<p>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。</p>	—
<p>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のおそれがある場合」に、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こと。</p>	—	<p>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。</p>	<p>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。</p>	—

※1: 自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（2/6）

■：重大事故等対処設備 ■：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
代替制御棒挿入機能による 制御棒挿入	A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）*1	既設	① ② ⑥ ⑦	-	原子炉手動スクラム	手動スクラム・スイッチ
	制御棒	既設				原子炉モード・スイッチ「停止」
	制御棒駆動機構	既設				制御棒
	制御棒駆動系水圧制御ユニット	既設				制御棒駆動機構
	非常用交流電源設備	既設				制御棒駆動系水圧制御ユニット
	燃料補給設備	既設			-	-
-	-	-	-	-	選択制御棒挿入機構による 原子炉出力抑制	選択制御棒挿入機構 制御棒 制御棒駆動機構 制御棒駆動系水圧制御ユニット
原子炉再循環ポンプ停止 による原子炉出力抑制	A T W S 緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）*1	既設	① ③ ⑥ ⑧	-	-	-
	非常用交流電源設備	既設				-
	燃料補給設備	既設				-
原子炉出力急上昇防止 自動減圧系の 起動阻止スイッチによる	自動減圧系の起動阻止スイッチ	新設	① ⑥	-	-	-
	非常用交流電源設備	既設				-
	燃料補給設備	既設				-
ほう酸水注入	ほう酸水注入ポンプ	既設	① ④ ⑤ ⑥ ⑨	-	-	-
	ほう酸水貯蔵タンク	既設				-
	ほう酸水注入系配管・弁	既設				-
	原子炉圧力容器	既設				-
	非常用交流電源設備	既設				-
	燃料補給設備	既設				-

※1：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/6)

■: 重大事故等対処設備 ■: 重大事故等対処設備 (設計基準拡張)

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
-	-	-	-	-	原子炉水位低下による 原子炉出力抑制	原子炉隔離時冷却系ポンプ
						高圧炉心スプレイ系ポンプ
						タービン駆動給水ポンプ
						電動駆動給水ポンプ
-	-	-	-	-	制御棒手動挿入	スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ
						スクラム・パイロット弁計器用空気系配管・弁
						スクラム個別スイッチ
						制御棒駆動系
						制御棒手動操作系
						制御棒
						■制御棒駆動機構
						■制御棒駆動系水圧制御ユニット
						■非常用交流電源設備
■燃料補給設備						

※1: 自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/6）

技術的能力審査基準（1.1）	適合方針
<p>【要求事項】 発電用原子炉設置者において、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手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>運転時の異常な過渡変化時において、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させる手段として、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）、自動減圧系の起動阻止スイッチ及びほう酸水注入ポンプにより原子炉冷却材圧力バウンダリ及び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手順等を整備する。</p>
<p>【解釈】 1 「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のおそれがある場合」とは、発電用原子炉を緊急停止していなければならぬ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。</p>	<p>—</p>
<p>2 「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な手順等」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手順等をいう。</p>	<p>—</p>

※1：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5／6）

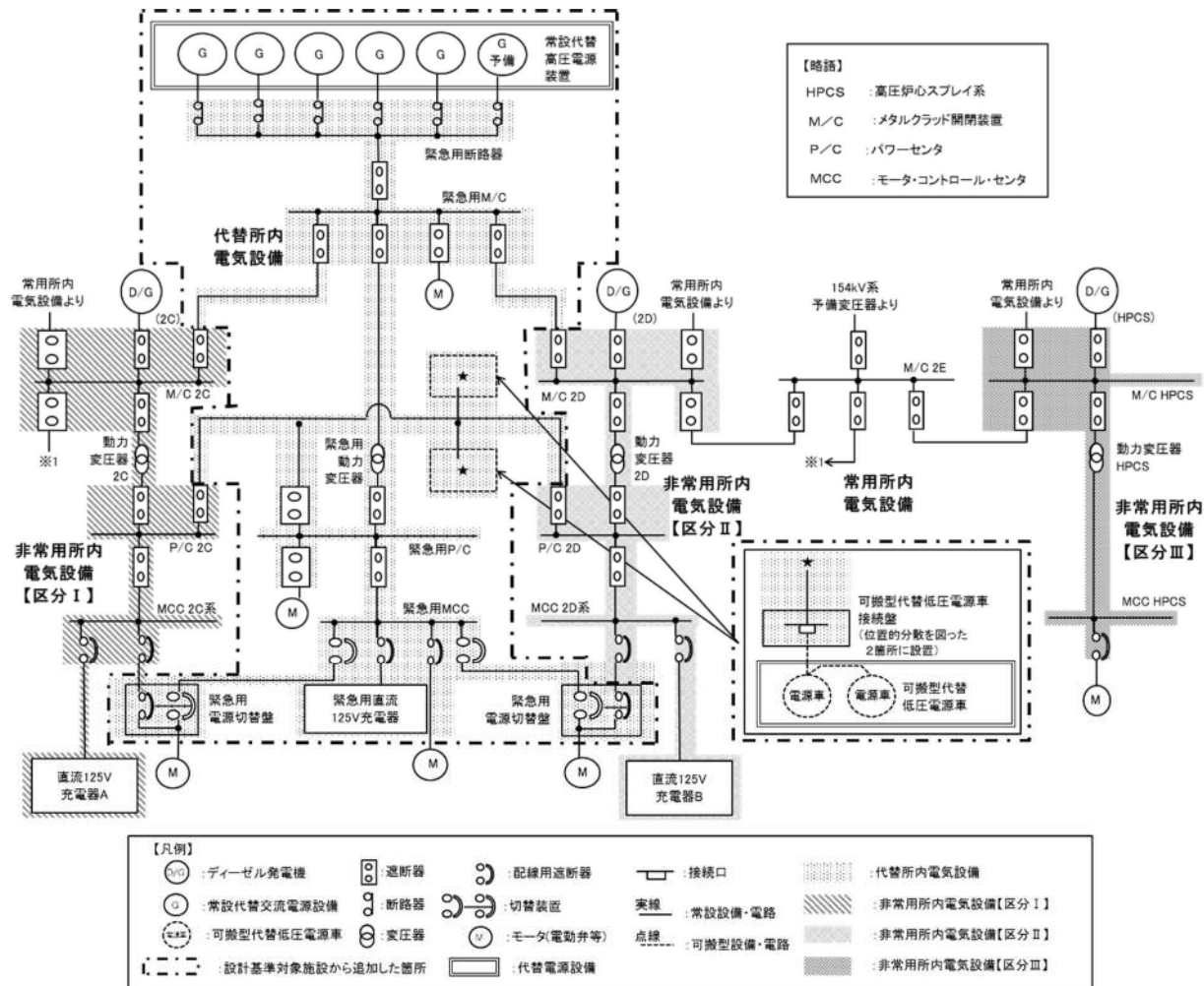
技術的能力審査基準（1.1）	適合方針
<p>（1）沸騰水型原子炉（BWR）及び加圧水型原子炉（PWR）共通</p> <p>a）上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、手動による原子炉の緊急停止操作を実施すること。</p>	<p>運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生した場合に、手動によるATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）の作動により原子炉を緊急停止するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>（2）BWR</p> <p>a）上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象のおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプが自動停止しない場合は、手動で停止操作を実施すること。</p>	<p>運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生した場合に、原子炉出力を抑制するため、原子炉再循環ポンプが自動停止しない場合の手段として、手動により原子炉再循環ポンプを停止させるために必要な手順等を整備する。</p>
<p>b）十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備（SLCS）を起動する判断基準を明確に定めること。</p>	<p>運転時の異常な過渡変化時において、ATWSが発生した場合に、ほう酸水注入ポンプを起動する判断基準を明確に定める。</p>
<p>c）発電用原子炉を緊急停止することができない事象の発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、ほう酸水注入設備（SLCS）を作動させること。</p>	<p>運転時の異常な過渡変化時、ATWSが発生した場合において、中性子束振動を確認した場合にほう酸水注入ポンプを作動させるために必要な手順等を整備する。</p>

※1：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。

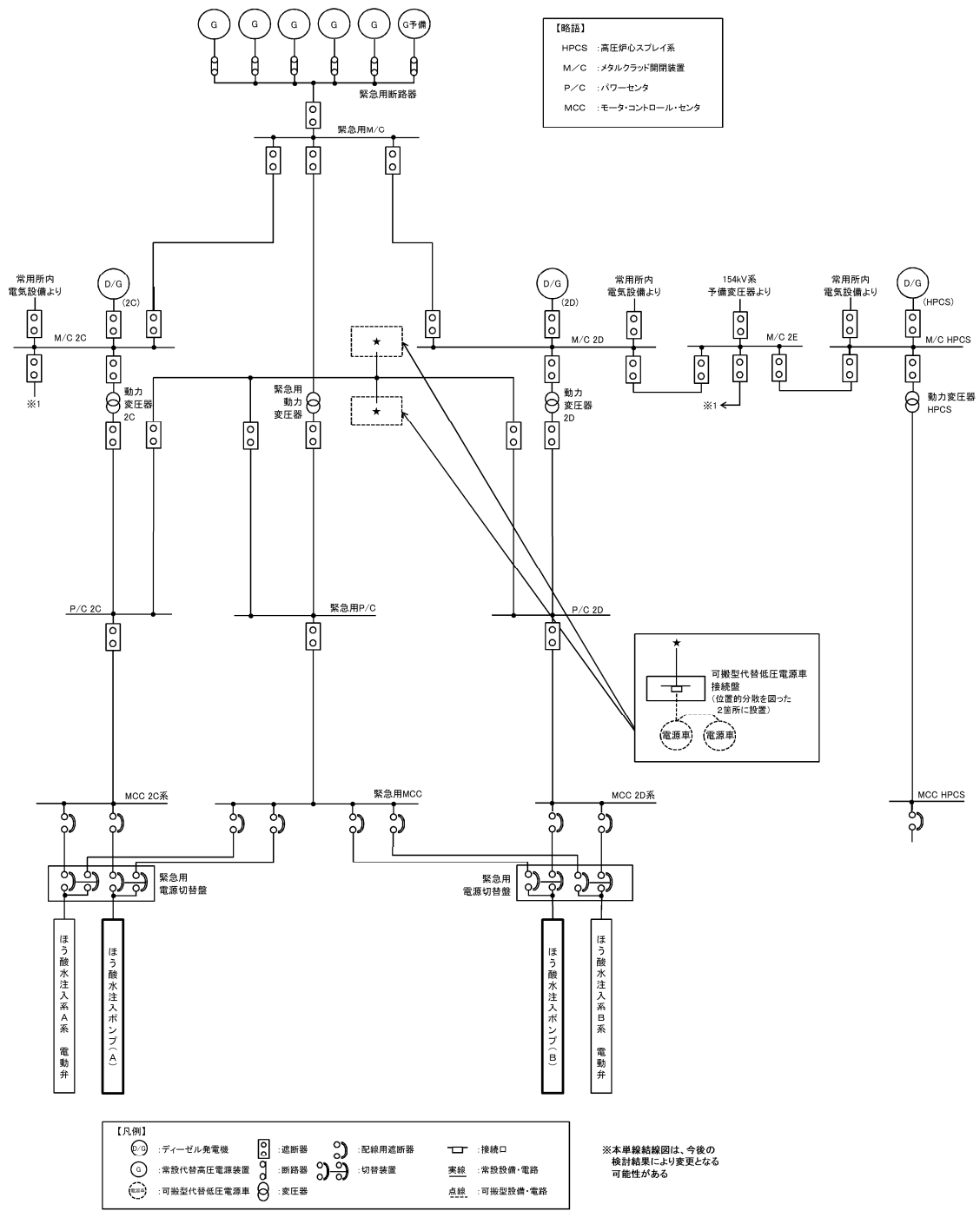
審査基準，基準規則と対処設備との対応表（6／6）

技術的能力審査基準（1.1）	適合方針
<p>（3）PWR</p> <p>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のおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプが自動起動しない場合又はタービンが自動停止しない場合は、手動操作により実施すること。</p>	<p>対象外</p>
<p>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のおそれがある場合」に、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こと。</p>	<p>対象外</p>

※1：自動で作動させる機能及び中央制御室の操作スイッチにより手動で作動させる機能がある。



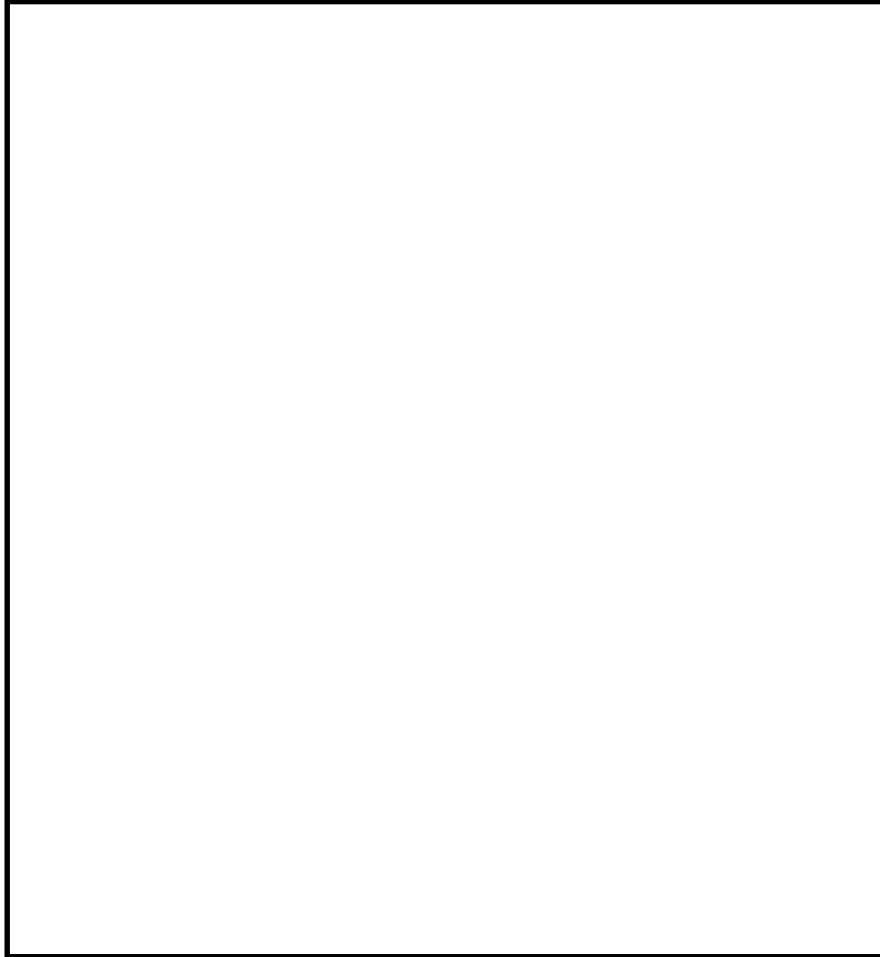
第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）



第 2 図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）

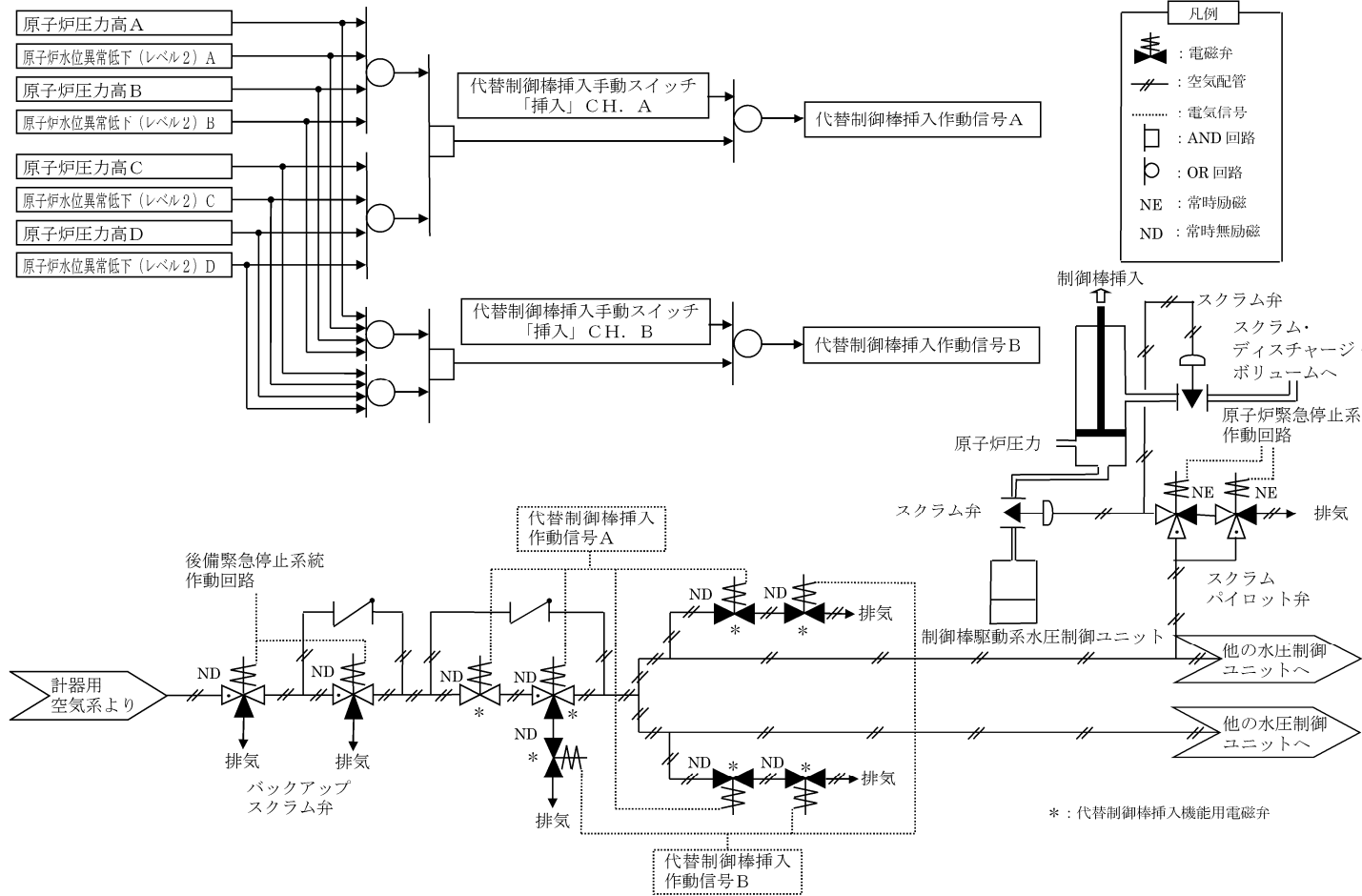
第1表 原子炉スクラム信号一覧表

--

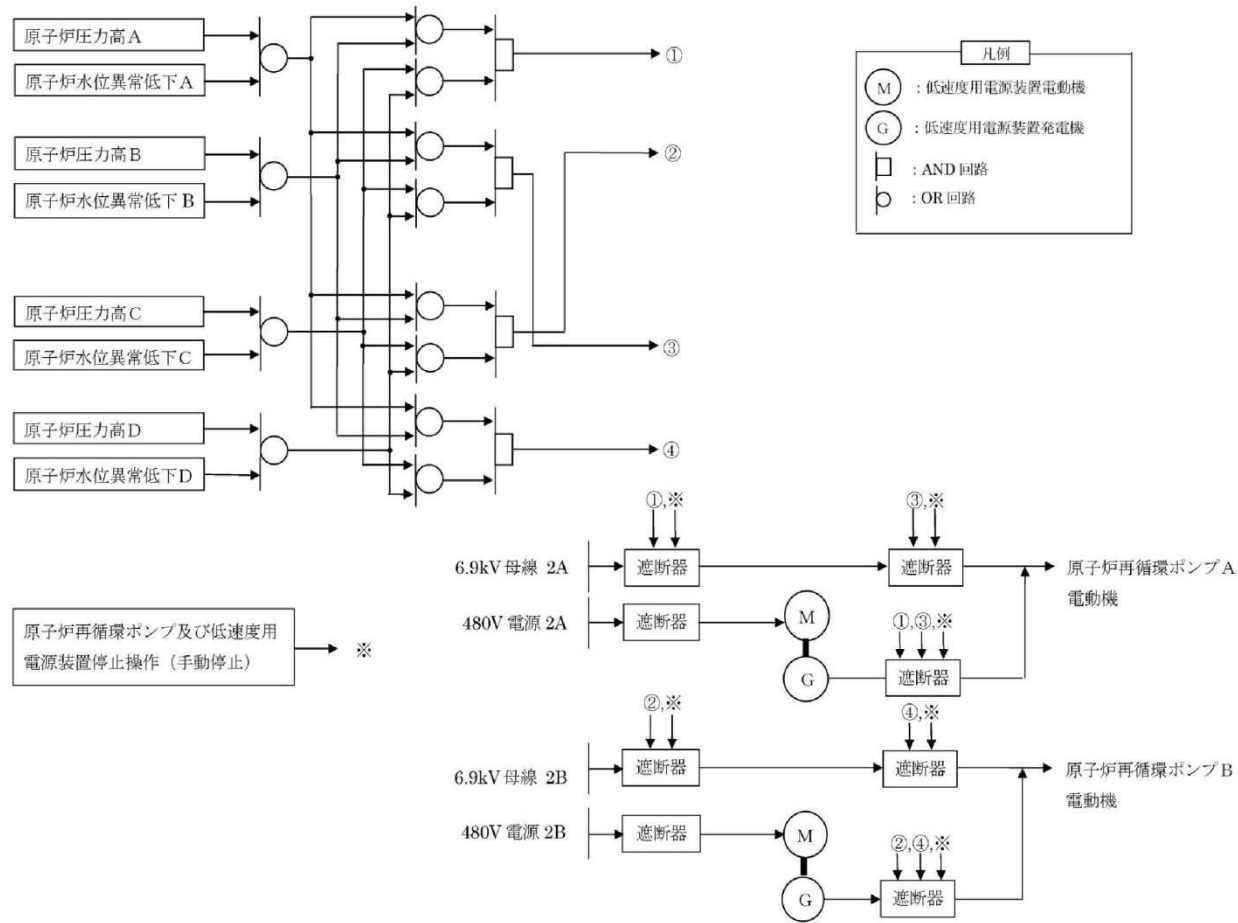


注：S L Cはほう酸水注入系を，S / Pはサプレッション・プールを示す。

第1図 原子炉出力-サプレッション・プール水温度相関曲線



第1図 代替制御棒挿入機能 説明図



第 1 図 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 概要図

重大事故対策の成立性

1. 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）原子炉制御「反応度制御」

(1) スクラム・パイロット弁計器用空気系排気

a. 操作概要

スクラム・パイロット弁計器用空気系排気が必要な状況において、

まで移動するとともに、現場に設置してあるスクラム・パイロット弁計器用空気系配管内の計器用空気を排出することでスクラム弁ダイヤフラムの空気圧を喪失させスクラム弁を開とし、制御棒をスクラム動作させる。

b. 作業場所

c. 必要要員数及び操作時間

制御棒手動挿入の手段のうち、現場におけるスクラム・パイロット弁計器用空気系排気に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数：2名（運転員等（当直運転員）2名）

所要時間目安：73分以内（放射線防護具着用及び移動を含む）

：5分以内（操作対象：3弁）

d. 操作の成立性について

作業環境：非常用照明を配備しており、常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具（全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋）を着用

又は携行して作業を行う。

移動経路：非常用照明を配備しており接近可能である。また、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。

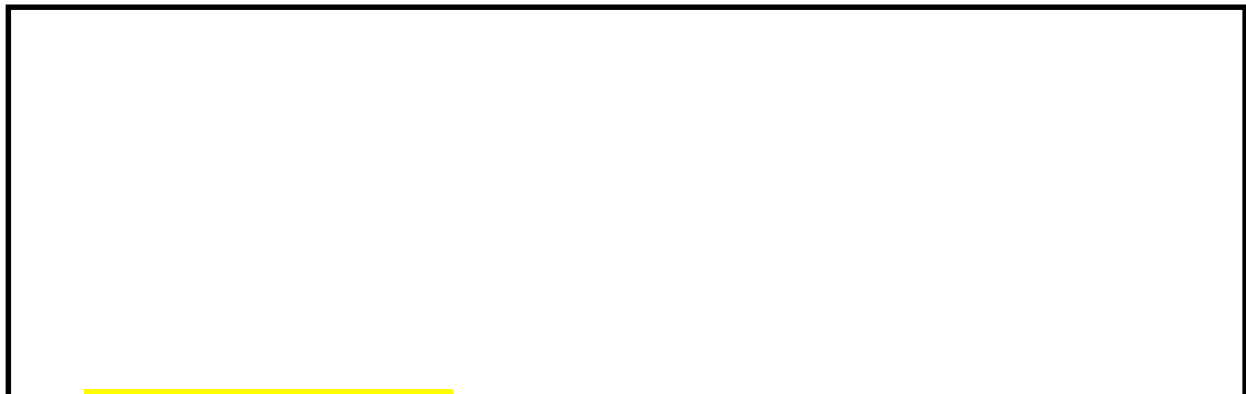
操作性：通常の弁操作であり、容易に操作可能である。また、操作対象弁は通路付近であり、操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置、電力保安通信用電話装置（固定電話機、PHS端末）又は送受話器のうち、使用可能な設備により、中央制御室との連絡が可能である。



スクラム用空気元弁

スクラム用空気元弁操作



スクラム・パイロット弁

計器用空気排気操作

計器用空気系

(2) スクラム個別スイッチによる制御棒挿入

a. 操作概要

スクラム個別スイッチによる制御棒挿入が必要な状況において、
まで移動するとともに、現場に設置してあるスクラム個別スイッチを操作することでスクラム・パイロット弁を作動し、制御棒をスクラム動作させる。

b. 作業場所

c. 必要要員数及び操作時間

制御棒手動挿入の手段のうち、現場におけるスクラム個別スイッチによる制御棒挿入に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名 (運転員等 (当直運転員) 2名)

所要時間目安 : 128分以内 (放射線防護具着用及び移動を含む)

d. 操作の成立性について

作業環境 : 非常用照明を配備しており、常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具 (全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋) を着用又は携行して作業を行う。

移動経路 : 非常用照明を配備しており接近可能である。また、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。

操作性 : 通常の弁操作であり、容易に操作可能である。また、操作対象弁は通路付近であり、操作性に支障はない。

連絡手段 : 携行型有線通話装置、電力保安通信用電話装置 (固定電話機、PHS端末) 又は送受話器のうち、使用可能な設備に

より，中央制御室との連絡が可能である。



スクラム個別スイッチ

スクラム個別スイッチ操作

(3) 制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁による排水

a. 操作概要

制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁による排水が必要な状況において、

[]まで移動するとともに、現場に設置してある制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁を開とすることで、ピストン上部の冷却材を排水し、制御棒を作動させる。

b. 作業場所

[]

c. 必要要員数及び操作時間

制御棒手動挿入の手段のうち、現場における制御棒駆動水圧系引抜配管ベント弁による排水に必要な要員数、所要時間は以下のとおり。

必要要員数 : 2名 (運転員等 (当直運転員) 2名)

所要時間目安 : 982分以内 (放射線防護具着用及び移動を含む)

[] : 457分以内 (操作対象 : 185弁)

d. 操作の成立性について

作業環境 : 非常用照明を配備しており、常用照明消灯時における作業性を確保している。また、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。操作は汚染の可能性を考慮し放射線防護具 (全面マスク、個人線量計、綿手袋、ゴム手袋) を着用又は携行して作業を行う。

移動経路 : 非常用照明を配備しており接近可能である。また、ヘッドライト又はLEDライトを携行している。

操作性 : 通常の弁操作であり、容易に操作可能である。また、操作対象弁は通路付近であり、操作性に支障はない。

連絡手段：携行型有線通話装置，電力保安通信用電話装置（固定電話機，PHS 端末）又は送受話器のうち，使用可能な設備により，中央制御室との連絡が可能である。



ホース接続

ホース接続操作



引抜配管ベント弁

引抜配管ベント弁操作

中性子束振動が発生した場合の対応について

1. 中性子束振動が発生した場合の対応

以下のいずれかの状況に至った場合に、ほう酸水注入系によりほう酸水の注入を実施する。

- ・複数の平均出力領域計装指示値が2～3秒周期で振動し、最大振幅が20%を超えた場合。
- ・複数の局所出力領域計装指示値が2～3秒周期で振動し、最大振幅が10%を超えた場合。

2. 中性子束振動の判断基準について

中性子束振動が発生し燃料棒線出力が急激に上昇した場合、沸騰遷移が発生し燃料被覆管温度が上昇する可能性があるが、出力振動の振幅が極端に大きい場合を除き速やかにリウエットすることで適切に冷却されるため燃料被覆管の破損は発生しないと考えられる。一方、通常運転状態においても中性子束は数%振動していることから、中性子束振動の発生を容易に認知できる大きさで、かつ振幅が極端に大きくならない範囲として、平均出力領域計装で20%、局所領域計装で10%を判断基準として設定している。

3. 局所出力領域計装による認知の容易性について

局所出力領域計装の指示については、中央制御室内に設置されている運転監視補助装置（プロセス計算機）の画面及び中央制御室内に設置されている補助制御盤のモニタ画面により、確認することができる。そのため、局所出力領域計装により中性子束振動の発生を容易に認知できる。なお、これら局所出力領域計装の指示は、デジタル値*及びバーチャートで表示されるため、中性子束振動が発生していること及びその変動幅を容易に認知できる。

※：燃料棒の線出力密度の熱的制限値（44kW/m）を100%とした相対値

サプレッション・プール水温度における設定根拠の考え方について

サプレッション・プール水温度における設定根拠の考え方について、
以下に示す。

操作項目	判断基準	考え方
ほう酸水注入系の起動	サプレッション・プール水温度；49℃	サプレッション・プール水温度が高温待機運転時の制限値 49℃を超える場合には原子炉を手動スクラムすることから、ほう酸水注入系は原子炉スクラム（自動及び手動）のバックアップ機能であることを踏まえ、サプレッション・プール水温度の手動スクラム実施基準（49℃）近接に設定
原子炉隔離時冷却系の停止	サプレッション・プール水温度；106℃	原子炉隔離時冷却系の高温耐性（116℃）に余裕を考慮して設定