

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) 再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制
 - (c) 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
 - (d) ほう酸水注入
 - (e) 制御棒挿入
 - (f) 原子炉圧力容器内の水位低下操作による原子炉出力抑制
 - (g) 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 原子炉自動スクラム設定値リスト

添付資料1.1.4 A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能） 説明図

ベース) 原子炉制御「反応度制御」への移行まで2分以内で可能である。

(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」

A T W S 発生時に、発電用原子炉を安全に停止させる。

a. 手順着手の判断基準

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。

なお、制御棒操作監視系の故障により、制御棒の位置が確認できない場合も A T W S と判断する。

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」における操作手順の概要は以下のとおり。各手順の成功は、制御棒の挿入状態 (全制御棒全挿入ランプの点灯等) 及び原子炉出力の低下により確認する。手順の対応フローを第1.1-4図及び第1.1-5図に、概要図を第1.1-6図及び第1.1-7図に、タイムチャートを第1.1-8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指示値の継続監視を指示するとともに、平均出力領域計装指示値が3%以上の場合は、再循環系ポンプ停止による原子炉出力の抑制操作、並びに自動減圧系の起動阻止スイッチによる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指示する。また、平均出力領域計装指示値が3%未満の場合は、ほう酸水注入系の起動操作 (⑤の操作手順と同様。) 及び制御棒の挿入操作 (⑩の操作手順と同様。) を行う。なお、平均出力領域計装指示値が3%未満に実施するほう酸水注入系の起動操作は、サブプレッション・プール水温

度が49℃以上の場合に行う。

- ②運転員等は中央制御室にて、代替再循環系ポンプトリップ機能による再循環系ポンプの自動停止状況を状態表示にて確認する。代替再循環系ポンプトリップ機能が作動していない場合は、手動操作により再循環系ポンプを停止する。
- ③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る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する。
- ④発電長は、再循環系ポンプ停止による原子炉出力の抑制操作、並びに自動減圧系の起動阻止スイッチによる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が完了したことを確認し、運転員等にほう酸水注入系の起動操作、原子炉圧力容器内の水位低下操作及び制御棒の挿入操作を同時に行うことを指示する。同時に行うことが不可能な場合は、ほう酸水注入系の起動操作、原子炉圧力容器内の水位低下操作、制御棒の挿入操作の順で優先させる。
- ⑤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）にすることで、ほう酸水貯蔵タンク出口弁及びほう酸水注入系爆破弁が全開となり、ほう酸水注入ポンプが起動し、原子炉圧力容器へのほう酸水注入が開始される。）を実施し、併せて、ほう酸水貯蔵タンク液位指示値の低下、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を確認する。
- ⑥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・プール水温度の上昇を抑制するため、残留熱除去系（サブ

レッション・プール冷却系) ポンプの起動を指示する。

⑦運転員等は中央制御室にて、残留熱除去系 (サブレッション・プール冷却系) ポンプを起動する。

⑧発電長は、サブレッション・プール水温度指示値が106℃に近接した場合は、運転員等にサブレッション・チェンバを水源として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。

⑨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する。

⑩運転員等は中央制御室にて、原子炉出力が55%以上の場合又は発電用原子炉が隔離状態において原子炉出力が3%以上の場合、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による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) 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%未満に維持する。

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) より+500mm ~ +1,500mmに維持するように原子炉圧力容器内の水位低下操作を実施する。

⑪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を挿入する。

- ・手動操作による代替制御棒挿入機能の作動
- ・手動操作による選択制御棒挿入機構の作動
- ・スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズの引抜き操作
- ・スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作

- ・原子炉スクラム・リセット後の手動スクラム・スイッチによる原子炉手動スクラム操作
- ・原子炉スクラム・リセット後の手動操作による代替制御棒挿入機能の作動
- ・原子炉スクラム・リセット後のスクラム個別スイッチの操作
- ・制御棒手動挿入操作

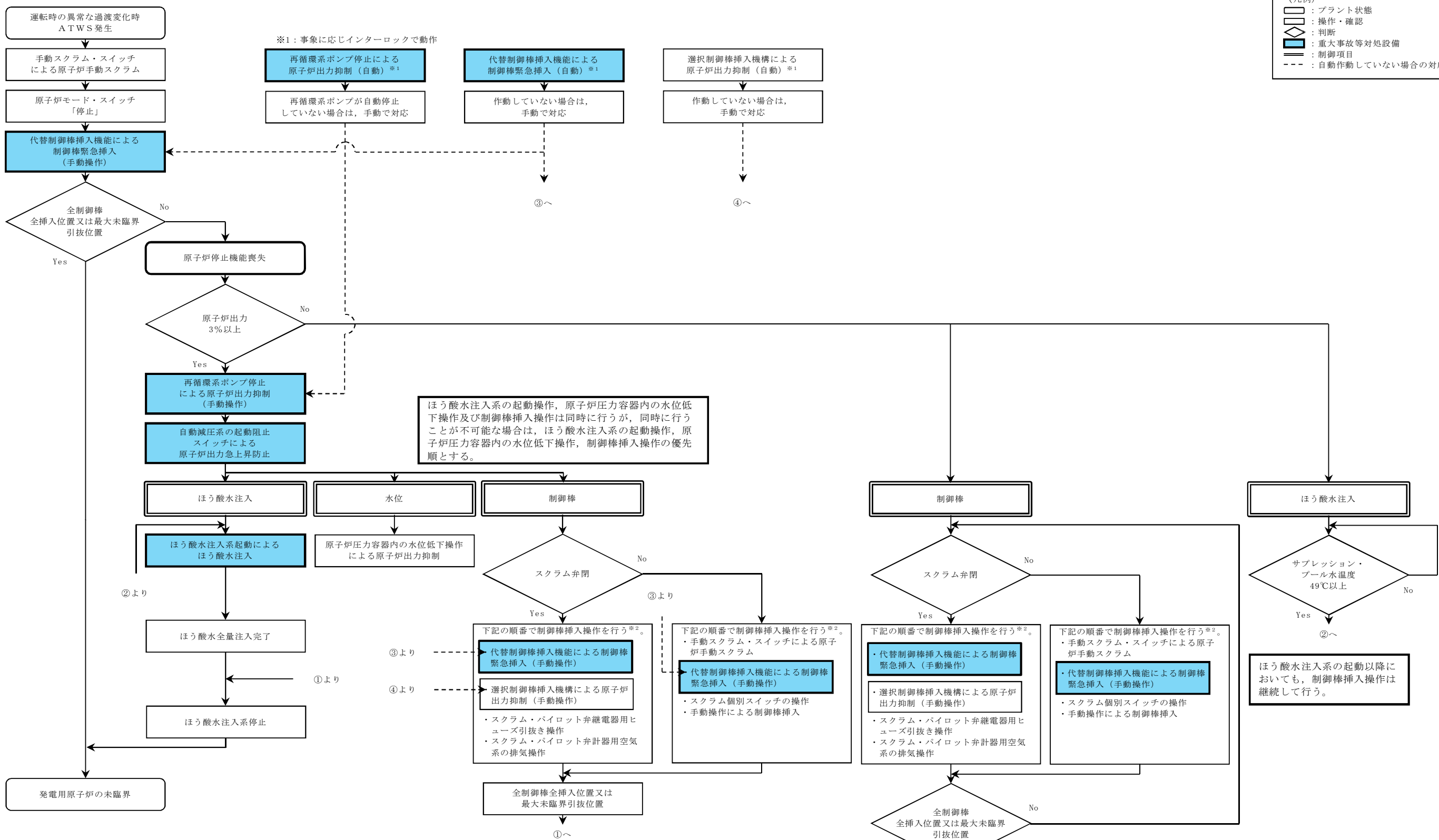
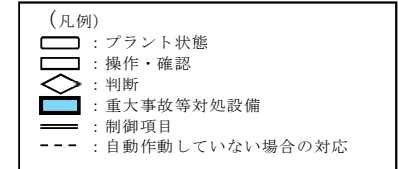
⑫発電長は、上記⑪の操作を実施中に全制御棒全挿入位置又は最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）まで挿入完了した場合は、運転員等にほう酸水注入系の停止を指示する。

制御棒を挿入できなかった場合は、ほう酸水の全量注入完了を確認し、運転員等にほう酸水注入系の停止を指示する。

c. 操作の成立性

上記の操作は、中央制御室対応を運転員等（当直運転員）2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからの各操作の所要時間は以下のとおり。

- ・代替再循環系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：15分以内
- ・原子炉圧力容器内の水位低下操作開始：4分以内
- ・代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入操作完了：13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：14分以内
- ・スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ引抜き操作完了：27分以内



※2：制御棒挿入操作の成功の確認は、制御棒挿入操作の手段毎に制御棒の挿入状態（全制御棒全挿入ランプの点灯等）及び原子炉出力の低下により行う。また、中央制御室対応を行っている運転員等の作業状況により、手動操作による制御棒挿入は現場操作より優先して実施する場合がある。

第 1.1-9 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート

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における設定根拠の考え方について

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等における設定根拠の考え方を以下に示す。

1. 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を第1表に示す。

第1表

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手動スクラムを実施することから、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・プール水温度の原子炉手動スクラム実施基準（49℃）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

+

2. 原子炉出力における設定根拠の考え方について

原子炉出力における設定根拠の考え方を第2表に示す。

第2表

操作項目	判断基準	考え方
原子炉压力容器内の水位低下操作	発電用原子炉が隔離状態における原子炉出力：3%	原子炉スクラムが正常に作動していないことを判断するため、平均出力領域計装の誤差範囲以上の原子炉出力（3%）に設定
	原子炉出力：55%	タービン・バイパス弁が動作している場合には、定格の約25%の蒸気を主復水器へ放出することができるので原子炉発生蒸気からその分を差し引いたものがサプレッション・チェンバへ放出される。そのため、タービン・バイパス弁が使用できる場合でも原子炉出力が55%以上となった場合、サプレッション・チェンバへの放出蒸気は定格の30%以上となる。これに対し、全制御棒挿入失敗時に原子炉压力容器内の水位を原子炉水位異常低下（レベル2）に維持したときの原子炉発生蒸気量は定格の約30%であることから、原子炉压力容器内の水位を低下することが効果的となる原子炉出力（55%）に設定

3. 平均出力領域計装が3%未満の対応について

(1) 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

主蒸気隔離弁の閉止を伴うATWSが発生した場合において、原子炉出力を3%と仮定すると、最大でも約99MWの熱が原子炉格納容器に蓄積されるが、1基当たりの除熱能力が約53MW^{*1}を有する残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）の2基の熱交換器により原子炉格納容器

内へ蓄積される熱量を上回る除熱量を確保でき、原子炉格納容器の健全性を維持することができる。なお、熱交換器を有する残留熱除去系は重大事故等対処設備として位置付けており、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プールの除熱手順を「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」に整備している。

また、原子炉出力を3%と仮定すると、逃がし安全弁を介してサブプレッション・チェンバに放出される蒸気量は約193t/hであり、原子炉圧力容器内の水位制御を、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に用いる原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により行うことで、原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）に維持することが可能であることから、自動減圧系及び過渡時自動減圧機能が作動する要素である原子炉水位異常低下（レベル1）に到達することはない。

※1 サプレッション・プール水温度100℃，海水温度27.2℃において。

(2) ほう酸水注入

平均出力領域計装が3%未満時において、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）まで挿入されていない場合は、制御棒挿入操作により全制御棒を全挿入位置又は最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）とする。制御棒挿入操作時には、サブプレッション・プール水温度を監視し、サブプレッション・プール水温度指示値が49℃に到達したことを確認した場合、速やかにほう酸水注入系を起動し、ほう酸水を注入する手順としている。制御棒挿入操作は、ほう酸水注入を開始した以降についても継続し、全制御棒を全挿入位置又は最大未臨界引抜位置（全制御棒“02”位置）とする。なお、別紙に原子炉出力3%未満での原子炉停止失敗状態における原子炉格納容器健全性維持について示す。

原子炉出力 3%未満での原子炉停止失敗状態における原子炉格納容器健全性維持について

主蒸気隔離弁の閉止を伴う A T W S が発生した場合において、原子炉出力を 3%と仮定すると、最大で約 99MW の熱が原子炉格納容器へ蓄積され、原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇する。

ここでは、原子炉出力 3%未満での A T W S 発生時に、ほう酸水注入を実施し、全量注入が完了するまでの間、原子炉格納容器の健全性が維持し得ることを整理する。

(1) 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）が使用できる場合

残留熱除去系熱交換器 1 基当たりの除熱能力は約 53MW^{※1}であり、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）2 系統で原子炉格納容器内を除熱する場合には、原子炉格納容器へ蓄積される熱量を上回る除熱量を確保できる。

このため、原子炉格納容器の健全性を維持することができ、余裕をもって原子炉停止操作を行うことができる。

なお、残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）1 系統で原子炉格納容器内を除熱する場合、除熱能力は原子炉格納容器へ蓄積される熱量を下回るが、サプレッション・プール水温度が 49℃に到達した時点で、ほう酸水注入系を起動し、発電用原子炉を未臨界状態に移行させることとなる。この場合原子炉格納容器の健全性維持の評価は(2)に包絡できる。

※1 サプレッション・プール水温度 100℃、海水温度 27.2℃において。

(2) 残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）が使用できない場合
残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）が使用できない場合、
A T W S 発生に伴い、原子炉格納容器内圧力及び温度は上昇する。

ここで、サプレッション・プール水温度が 49℃に到達した場合、ほう
酸水注入系を起動し、ほう酸水貯蔵タンクのほう酸水をほう酸水注入ポン
プ起動後 125 分以内^{※2}に全量注入行うことで、発電用原子炉を未臨界状
態に移行させる。

発電用原子炉の定格熱出力の 3%分の熱が原子炉格納容器に蓄熱される
ことを仮定し、サプレッション・プール水温度が 49℃に到達してから、
約 115℃^{※3}に到達するまでの時間を評価した結果、約 147 分となった。

このため、原子炉出力 3%未満の A T W S 発生時に、ほう酸水注入系に
よるほう酸水注入が完了するまでの間、原子炉格納容器の健全性が維持さ
れるものと評価する。

なお、A T W S 発生時に原子炉出力 3%分の熱が原子炉格納容器に移行
することを仮定した場合に、原子炉格納容器内圧力が 620kPa [gage]
(2Pd) に到達するまでの時間は、概算で約 5 時間と推定する。

※2 有効性評価「原子炉停止機能喪失」におけるほう酸水注入系による
ほう酸水注入後の反応度抑制効果は、30 分程度後から現れているも
のと推定する。

※3 有効性評価「原子炉停止機能喪失」におけるサプレッション・プー
ル水最大温度であり、原子炉格納容器の健全性が確認されている温
度。