

島根原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-41 (改01)
提出年月日	2024年 1 月 2 5 日

島根原子力発電所 2 号炉

保安規定と手順との関連

2024年1月
中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

目 次

1. 重要事故シーケンスと保安規定記載内容について
2. 火災，内部溢水，その他自然災害および有毒ガスに係る対応と保安規定記載内容について

1. 重要事故シーケンスと保安規定記載内容について

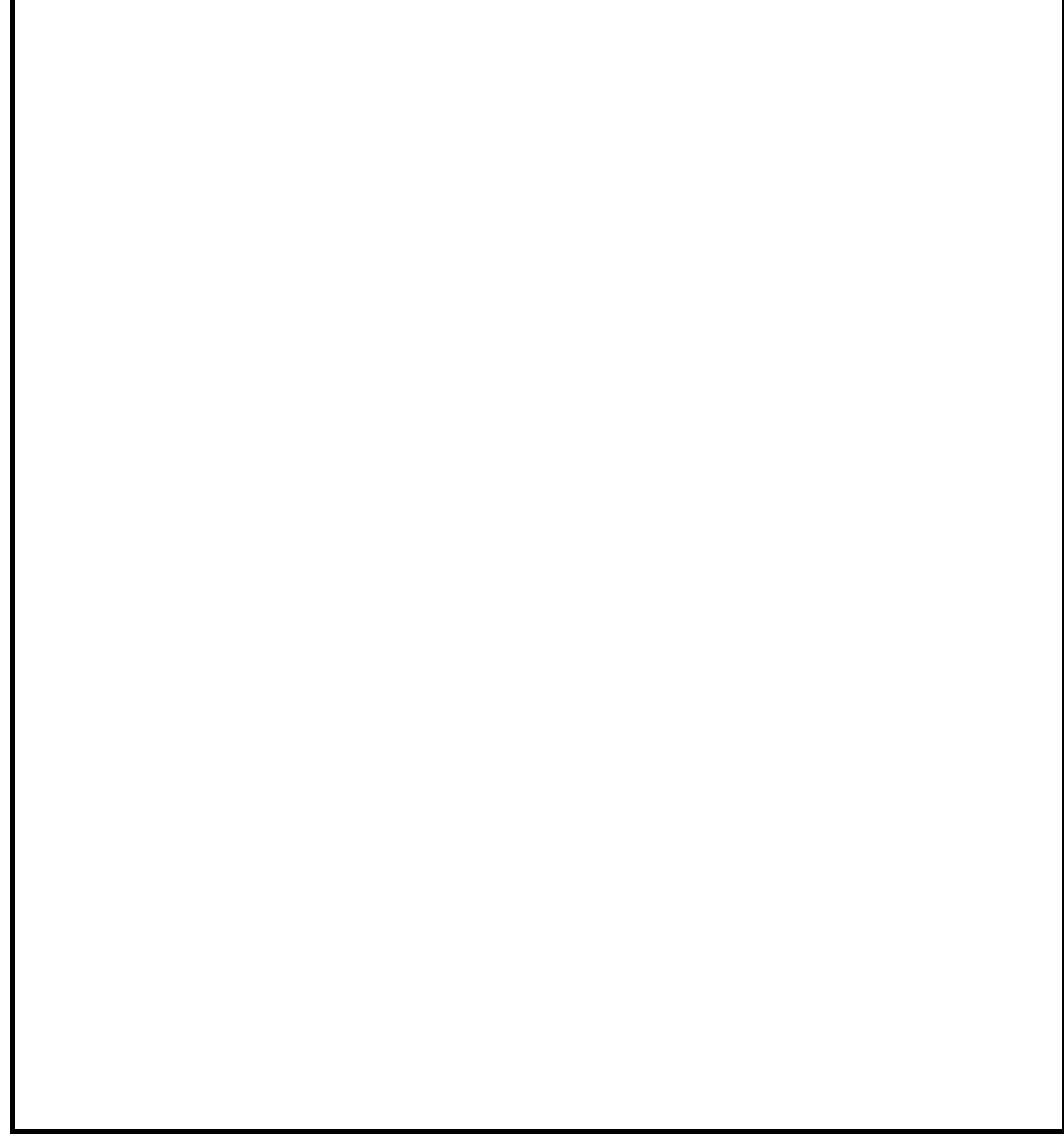
島根原子力発電所2号炉保安規定添付1「原子炉がスクラムした場合の運転操作基準」および添付3「重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準」に定める各基準が有効性評価における重要事故シーケンス等における対応手順を満足していることを確認する。

目 次

- I. 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準と手順書との関連
- II. 重大事故および大規模損壊対応に係る実施基準と手順書との関連
- III. 重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理
 - 1. 「高圧・低圧注水機能喪失」の対応手順の概要
 - 2. 「高圧注水・減圧機能喪失」の対応手順の概要
 - 3. 「全交流動力電源喪失（長期T B）」の対応手順の概要
 - 「全交流動力電源喪失（T B U）」の対応手順の概要
 - 「全交流動力電源喪失（T B D）」の対応手順の概要
 - 4. 「全交流動力電源喪失（T B P）」の対応手順の概要
 - 5. 「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」の対応手順の概要
 - 6. 「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」の対応手順の概要
 - 7. 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要
 - 8. 「L O C A時注水機能喪失」の対応手順の概要
 - 9. 「格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A）」の対応手順の概要
 - 1 0. 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応手順の概要
 - （残留熱代替除去系を使用する場合）
 - 「水素燃焼」
 - 1 1. 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応手順の概要
 - （残留熱代替除去系を使用しない場合）
 - 1 2. 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の対応手順の概要
 - 「原子炉圧力容器買外の溶融燃料－冷却材相互作用」
 - 「溶融炉心・コンクリート相互作用」
 - 1 3. 「想定事故1」の対応手順の概要
 - 1 4. 「想定事故2」の対応手順の概要
 - 1 5. 「崩壊熱除去機能喪失」の対応手順の概要
 - 1 6. 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
 - 1 7. 「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要

I. 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準と手順書との関連

<p>1. 原子炉制御 (1) スクラム</p> <p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉を停止する。 十分な炉心冷却状態を維持する。 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。) <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム信号が発生した場合 手動スクラムした場合 各制御の脱出条件が成立した場合 <p>③脱出条件</p>	<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。 二次格納容器制御「二次格納施設制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 原子炉出力</p> <ul style="list-style-type: none"> 「自動スクラム」警報の発信を確認する。 全制御棒挿入状態を確認する。 平均出力領域計装の指示を確認する。 スクラム排水容器ドレン弁、ペント弁の全閉を確認する。 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムおよび代替制御棒挿入機能の動作を行う。 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 全制御棒が全挿入位置であることを確認し、全挿入位置を確認できない場合に1本のみ制御棒が未挿入であることを確認し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」に移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も原子炉制御「反応度制御」で行う。 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態および速度を確認する。 中性子源領域計装検出器および中間領域計装検出器を炉心に挿入する。 平均出力領域計装、中性子源領域計装および中間領域計装により、原子炉未臨界を確認する。 	<p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を確認する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合は、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 タービン駆動給水ポンプを停止し、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系（一要素）で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 給復水系（復水器を含む）が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動作動した場合は不要) 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、消火系または制御棒駆動水圧系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、大量送水車の接続を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。 原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。



<補足>

保安規定 添付1および添付3に記載している次の系統は、EOP手順書内では以下の設備に該当する。

- 高圧原子炉代替注水系 → 高圧注水設備
- 低圧原子炉代替注水系（常設） → 注水設備
- 低圧原子炉代替注水系（可搬型） → 代替注水設備の大量送水車
- 復水輸送系 → 代替注水設備の復水輸送ポンプ
- 消火系 → 代替注水設備の消火ポンプと補助消火ポンプ
- 制御棒駆動水圧系 → 補助注水設備

I. 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準と手順書との関連

- ① 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
- ② 原子炉水位を連続的に監視する。
- ③ **C. 原子炉圧力**
- ④ 原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
- ⑤ 主蒸気隔離弁が開の場合は、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認する。
- ⑥ 原子炉圧力制御が正常でない場合または復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を全閉し、原子炉を隔離する。
- ⑦ 主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合は、一次格納容器制御「サブレーションチェンバ温度制御」に移行する。
- ⑧ 主蒸気隔離弁が閉の場合は、主蒸気逃がし安全弁を開いて、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。なお、復水器が使用可能である場合は、主蒸気ドレン弁により調整してもよい。
- ⑨ 主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブレーションチェンバの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブレーションチェンバ冷却を行う。
- ⑩ 原子炉圧力をタービンバイパスまたは主蒸気逃がし安全弁により原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力まで減圧し、原子炉隔離時冷却系を停止する。
- ⑪ 原子炉圧力を残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを起動する。
- ⑫ 主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。
- ⑬ **D. タービン・電源**
- ⑭ 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。(タービン自動トリップの場合は不要。)
- ⑮ タービントリップ状態、発電機トリップ状態を確認する。
- ⑯ 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部または全部が確保されない場合は、「交流/直流電源供給回復」に移行する。
- ⑰ 主蒸気隔離弁が開の場合は、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器およびグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- ⑱ 原子炉圧力制御が正常でない場合または復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を全閉し原子炉を隔離する。
- ⑲ タービン、発電機の停止状態を確認する。
- ⑳ **E. モニタ確認**
- ㉑ 各種放射線モニタの指示を確認する。
- ㉒ 各種放射線モニタの指示の異常が確認された場合は、「復旧」操作に移行せず原因の調査を実施する。
- ㉓ **F. 復旧**
- ㉔ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- ㉕ 格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- ㉖ 原子炉圧力等の主要パラメータが安定していることを確認する。
- ㉗ 格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- ㉘ 原子炉浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉棟空調換気系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- ㉙ 主蒸気隔離弁が閉している場合は、開可能であれば均圧後、主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉を減圧する。
- ㉚ 原子炉スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- ㉛ 原子炉再循環ポンプが停止した場合は、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
- ㉜ 原子炉を冷温停止する。

I. 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準と手順書との関連

① G. 一次格納容器制御への導入

- ・ 一次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)

② H. 二次格納容器制御への導入

- ・ 二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)



I. 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準と手順書との関連

<p>1. 原子炉制御 (2) 反応度制御</p>	<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> スクラム不能異常過渡事象発生時に、原子炉を安全に停止させる。なお、スクラム不能異常過渡事象とは、ATWSのことをいう。 <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」において1本を超える制御棒が挿入されていない場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 全制御棒が全挿入位置または最大未臨界引抜位置まで挿入され、ほう酸水注入系が停止している場合 全挿入でない制御棒が1本以下まで挿入され、ほう酸水注入系が停止している場合
<p>④基本的な考え方</p>	<ul style="list-style-type: none"> 短期的には原子炉の健全性を維持し、長期的には非常用炉心冷却系の水源であるサブプレッションチェンバの健全性を維持する。 「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」、「圧力」を並行操作する。なお、同時に実行することが不可能な場合は、「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」、「圧力」の順に優先させる。 	
<p>①</p>	<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 反応度制御</p> <ul style="list-style-type: none"> 全制御棒が全挿入位置または最大未臨界引抜位置まで挿入されず、1本を超える制御棒が挿入されていない場合は、原子炉制御「反応度制御」の「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」、「圧力」を並行操作する。 原子炉が隔離していない場合は、原子炉再循環ポンプをランバック後停止する。また、原子炉が隔離している場合は、原子炉再循環ポンプを停止する。 自動減圧系自動起動を阻止し、自動減圧系の動作を阻止する。 	
<p>②</p>	<p>B. ほう酸水注入系</p> <ul style="list-style-type: none"> ほう酸水注入系を起動する。 原子炉浄化系が隔離したことを確認する。 ほう酸水注入系を起動した場合は、全量注入完了までほう酸水を注入する。ただし、全制御棒が全挿入位置または最大未臨界引抜位置まで挿入された場合ならびに全挿入でない制御棒が1本のみとなった場合は、ほう酸水注入系を停止する。 	
<p>③</p>	<p>C. 水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位が不明となった場合は、「反応度制御」水位不明および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 スクラム不能異常過渡事象発生時、原子炉が隔離状態の場合、「水位低下」操作として、原子炉給水流量を原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以下になるまで原子炉水位を低下させる。(原子炉水位の下限値は高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位とする。) 原子炉が隔離状態でない場合は、原子炉出力が中性子束振動発生防止値以下となるよう水位維持操作を行う。(原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値と原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。) 原子炉を減圧することによりスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持可能な場合は、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を数弁開して原子炉を減圧し、非常用炉心冷却系により原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持する。 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を数弁開しても、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持できない場合は、低圧で原子炉に注水可能な系統[※]または低圧原子炉代替注水系(常設)、低圧原子炉代替注水系(可搬型)、復水輸送系、消火系、制御棒駆動水圧系を起動し、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を優先して主蒸気逃がし安全弁を順次開放し、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持する。 	
<p>④</p>	<p>※：低圧で原子炉へ注水可能な系統とは、給復水系、高圧炉心スプレイス系、低圧炉心スプレイス系、低圧注水系A系、低圧注水系B系、低圧注水系C系をいう。以下、各表において同じ。</p>	



I. 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準と手順書との関連

④ D. 制御棒

- スクラム弁が閉の場合は、代替制御棒挿入機能の動作、選択制御棒挿入、スクラムテストスイッチによる個別スクラム、スクラムパイロット弁電磁弁の電源切または制御空気の排気を行う。
- スクラム弁が開の場合は、スクラムリセットし、スクラム排出水容器水位高トリップリセットを確認し、再度手動スクラムまたは代替制御棒挿入機能等によるスクラムを行う。
- 制御棒駆動水圧系の水圧を確保し、制御棒を手動挿入する。

⑤ E. 圧力

- 反応度制御中は、主蒸気逃がし安全弁またはタービンバイパス弁により原子炉圧力を一定に制御する。
- ほう酸水全量注入完了後、全制御棒を全挿入位置または最大未臨界引抜位置まで挿入されるまで、原子炉圧力を残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの使用可能圧力以下まで低下させ、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを起動する。

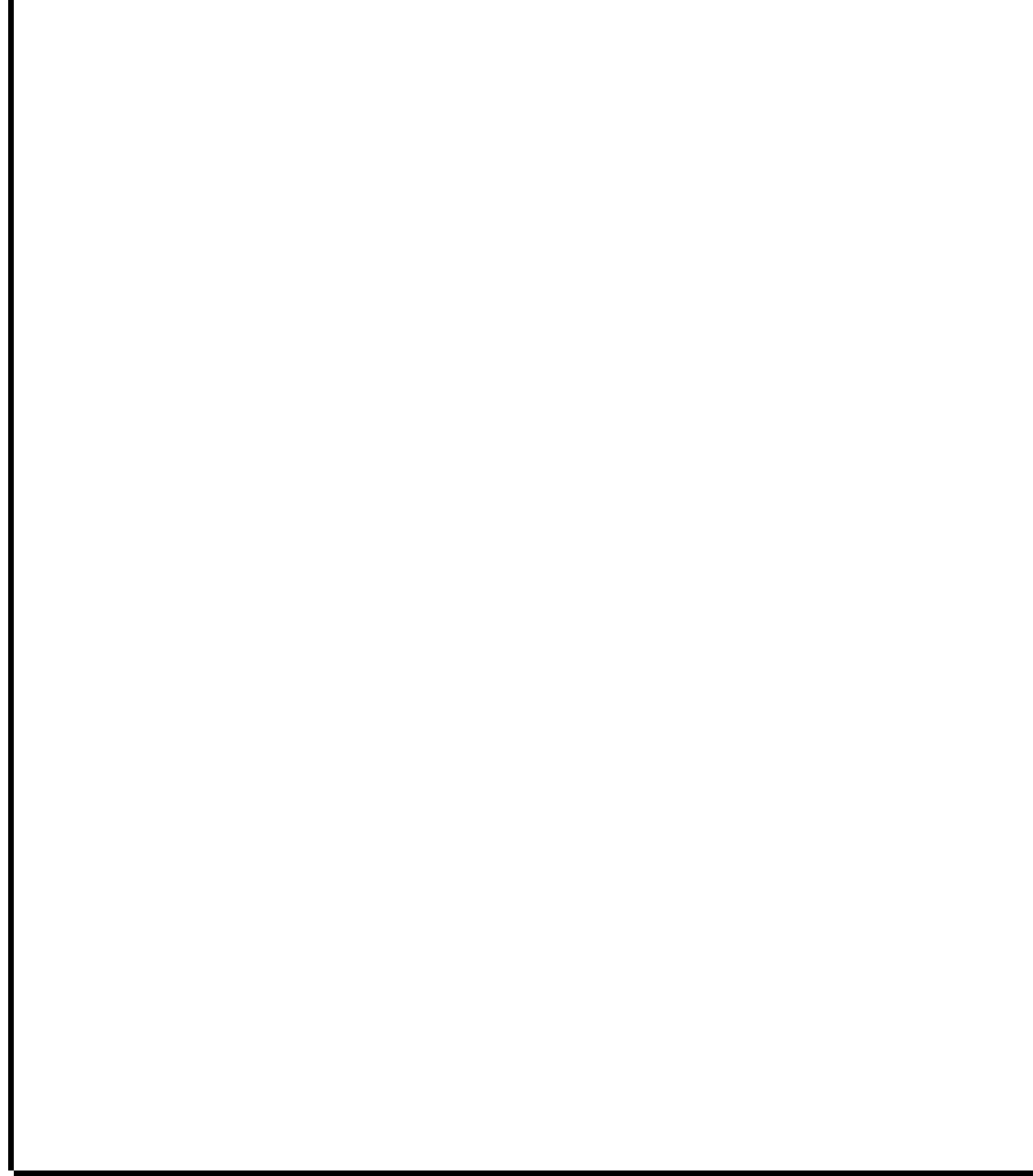
⑥ F. 「反応度制御」水位不明

- 「反応度制御」水位不明を実行中に全制御棒が全挿入位置または最大未臨界引抜位置まで挿入された場合または全挿入でない制御棒が1本のみとなった場合は、不測事態「水位不明」に移行する。
- 制御棒が原子炉出力高温未臨界パターン以上まで挿入されている場合には、主蒸気隔離弁、主蒸気ドレイン弁ならびに原子炉隔離時冷却系および原子炉浄化系の隔離弁を全閉し、「満水注入」を行う。
- 制御棒が原子炉出力高温未臨界パターンまで挿入されていない場合は、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」水位不明操作時必要弁数開して原子炉を減圧し、給復水系、制御棒駆動水圧系、高圧炉心スプレイス系、低圧炉心スプレイス系、低圧注水系、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、消火系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。
- 原子炉出力8%未満の場合、ほう酸水注入系を起動35分経過後、ほう酸水注入系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系による注水とする。

⑨

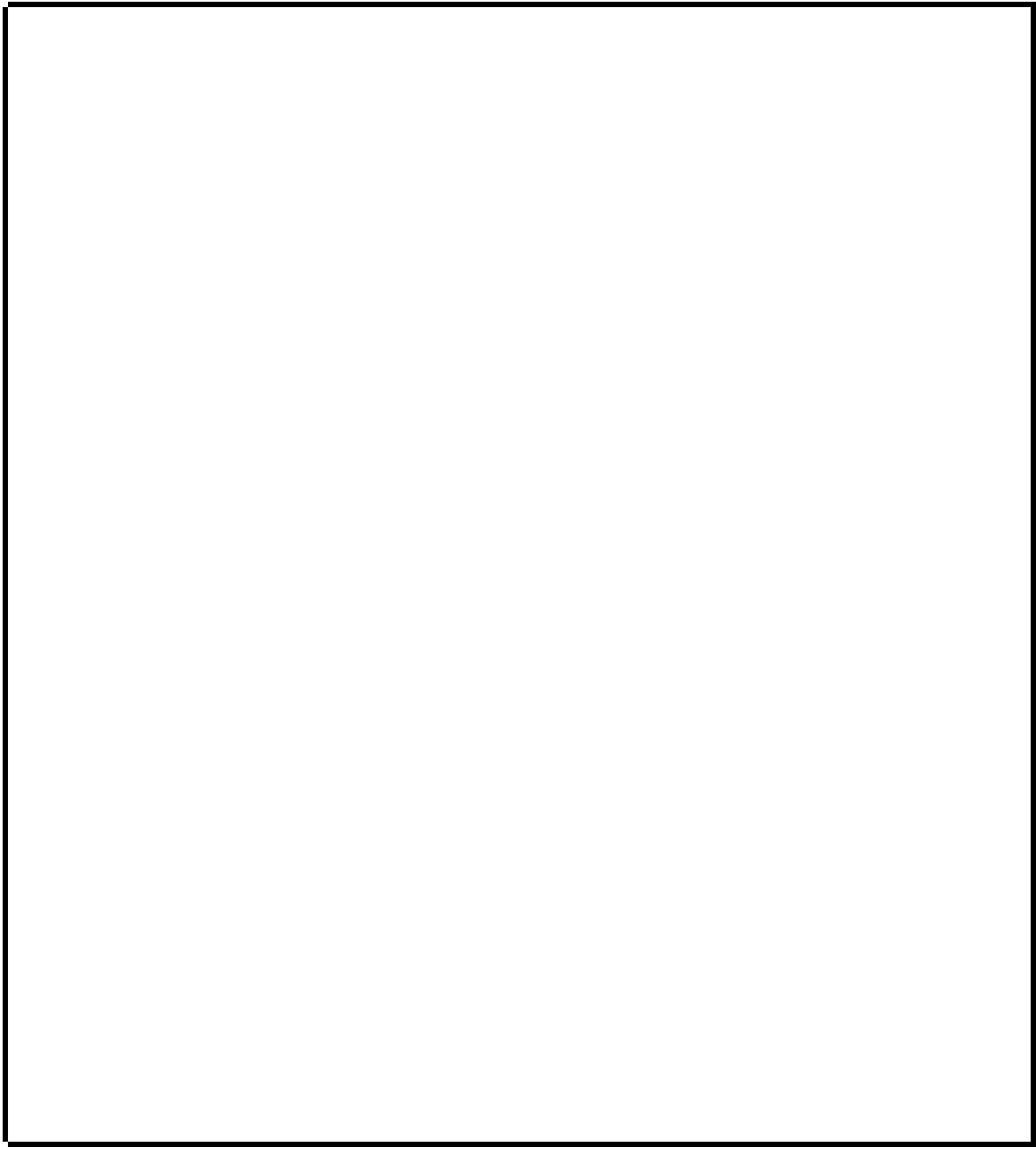
I. 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準と手順書との関連

<p>1. 原子炉制御 (3) 水位確保</p>	<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。 <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タ一ビントリップ設定値の間に維持できる場合 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サブレシヨンチェンバ圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合 不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合 不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合 不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タ一ビントリップ設定値の間に維持できる場合 <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。 <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位確保</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位、原子炉圧力、格納容器隔離ならびに非常用炉心冷却系および非常用ディーゼル発電機を作動を確認する。 作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。
<p>①</p>	<p>②</p>	<p>③</p>
<p>④</p>	<p>⑤</p>	<p>⑥</p>
<p>⑦</p>	<p>⑧</p>	<p>B. 水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系または低圧原子炉代替注水系（可搬型）、制御棒駆動水圧系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タ一ビントリップ設定値の間に維持する。 原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に回復、維持できない場合は、大量送水車の接続を要請する。 給復水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続した場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上による原子炉注水の準備を行い不測事態「急速減圧」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉水位が不明の場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。



I. 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準と手順書との関連

<p>1. 原子炉制御 (4) 減圧冷却</p>	<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持しつつ、原子炉を減圧し、冷温停止状態に移行させる。 <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」において、主蒸気隔離弁が閉状態かつ主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力の調整ができない場合 原子炉制御「水位確保」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合 一次格納容器制御「サブレーション後、サブレーションチェンバ水温がサブレーションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合 一次格納容器制御「サブレーションチェンバ水位制御」において、手動スクラムした場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力が残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの使用可能圧力以下で、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを起動し、原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できる場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 緊急性を要しないため、原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値以内になるように努める。 主蒸気逃がし安全弁にて減圧冷却を行う場合は、原子炉冷却材温度変化率およびサブレーションチェンバ水温を十分監視しながら、主蒸気逃がし安全弁の開閉を間欠に行う。さらに、サブレーションチェンバ水温上昇を均一にするように開閉する主蒸気逃がし安全弁を選択する。また、サブレーションチェンバ水温上昇防止のため、残留熱除去系によるサブレーションチェンバ冷却を行う。 <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧原子炉代替注水系を使用し、原子炉水位を有効燃料頂部から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。 原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 	<p>B. 減圧</p> <ul style="list-style-type: none"> 給復水系による原子炉注水ができない場合に、注水系が原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系のみの場合は、原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下に減圧してはならない。 復水器が使用可能である場合は、タービンバイパス弁等による減圧を行う。なお、主蒸気隔離弁が閉している場合、開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。 復水器が使用不能であり、かつサブレーションチェンバ水温がサブレーションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は、主蒸気逃がし安全弁等による減圧を行う。 復水器が使用不能であり、かつサブレーションチェンバ水温がサブレーションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合、不測事態「急速減圧」に移行する。 原子炉圧力が残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの使用可能圧力以下の場合、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを起動する。残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが起動できない場合は、復旧を図る。 原子炉水位を有効燃料頂部以上に確保する。 	



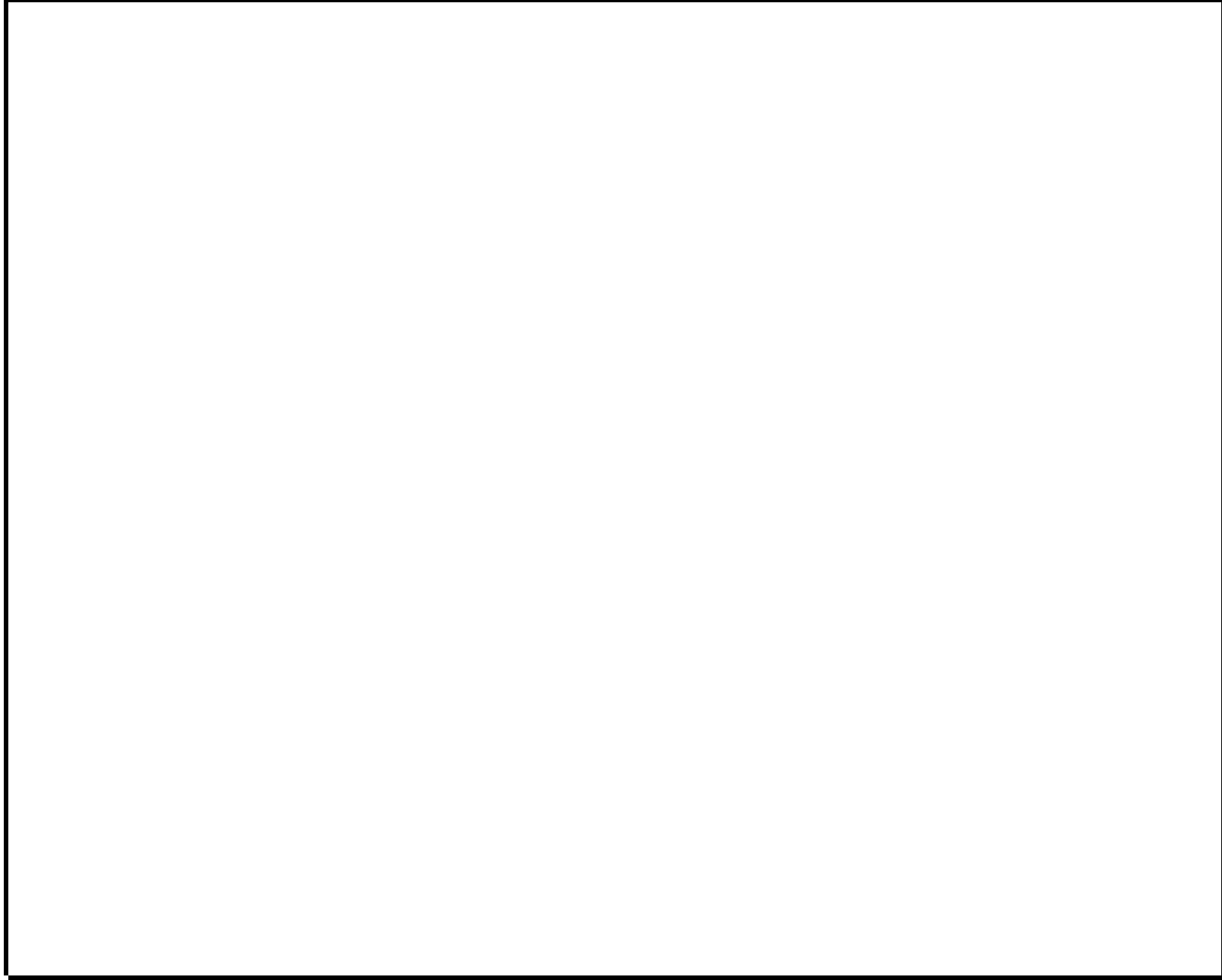
I. 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準と手順書との関連

<p>2. 一次格納容器制御 (1) 格納容器圧力制御</p>	<p>①目的 ・格納容器圧力を監視し、制御する。</p> <p>②導入条件 ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系動作圧力以上の場合 ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合</p>	<p>③脱出条件 ・ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガスまたは空気の漏えいであり、ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以下で、かつドライウエルベントを実施した場合 ・24時間以内にドライウエル圧力が非常用炉心冷却系動作圧力未満に復帰した場合</p>
<p>④基本的な考え方</p>	<p>・ドライウエル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、サブレーションチェンバンプressureが格納容器圧力制限値に達する前に原子炉を急速減圧し、格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、原子炉を満水にし、サブレーションチェンバンプ水位が「格納容器圧力制御」外部注水制限値に到達または格納容器代替スプレイ失敗の場合は、格納容器ベントを行う。</p> <p>・格納容器内で原子炉冷却材圧力バウンダリの大破断が発生した場合は、ドライウエルスプレイおよびサブレーションチェンバンプは安全解析上の要求時間以内に完了する必要がある。炉心再冠水後速やかにドライウエルスプレイおよびサブレーションチェンバンプを起動する。</p> <p>・原子炉制御「反応度制御」を実施中は、原子炉制御「反応度制御」を優先する。</p>	
<p>⑤主な監視操作内容</p>	<p>A. 格納容器圧力制御</p> <p>・ドライウエル圧力スクラム設定値で原子炉がスクラムしたことを確認する。</p> <p>・ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガスまたは空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。</p> <p>・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系動作圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系動作圧力以下を経験した場合は、原子炉水位が有効炉心長の3分の2に相当する水位以上で安定し、格納容器冷却系として動作させる低圧注水系以外の非常用炉心冷却系の継続的動作を確認した後、ドライウエルスプレイおよびサブレーションチェンバンプを起動させる。また、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。</p> <p>・原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を行う。</p> <p>・サブレーションチェンバンプ圧力が非常用炉心冷却系動作圧力になった場合は、サブレーションチェンバンプを起動させる。</p> <p>・サブレーションチェンバンプ圧力がドライウエルスプレイ起動圧力以上かつ設計基準事故時最高圧力未満の場合は、原子炉再循環ポンプおよびドライウエル冷却機を停止し、ドライウエルスプレイおよびサブレーションチェンバンプを起動させる。</p> <p>・サブレーションチェンバンプ圧力が設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。また、格納容器ベント準備を行う。</p> <p>・サブレーションチェンバンプ圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、低圧注水系を一時ドライウエルスプレイおよびサブレーションチェンバンプとして起動し、格納容器を減圧するとともに「原子炉満水」操作を行う。また、ドライウエルスプレイおよびサブレーションチェンバンプが起動できない場合は、格納容器代替スプレイを間欠で行う。</p>	
<p>⑥ 原子炉満水</p>	<p>・サブレーションチェンバンプ圧力が格納容器圧力制限値に達した場合は、「急速減圧」時必要最少弁数以上の主蒸気逃がし安全弁を開いた後、主蒸気隔離弁、主蒸気ドレン弁ならびに原子炉隔離時冷却系および原子炉浄化系の隔離弁を全閉する。</p> <p>・給復水系、非常用炉心冷却系、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）または制御棒駆動水圧系を使用して原子炉へ注水し、注水量を増やして、原子炉水位をできるだけ高く維持する。</p>	



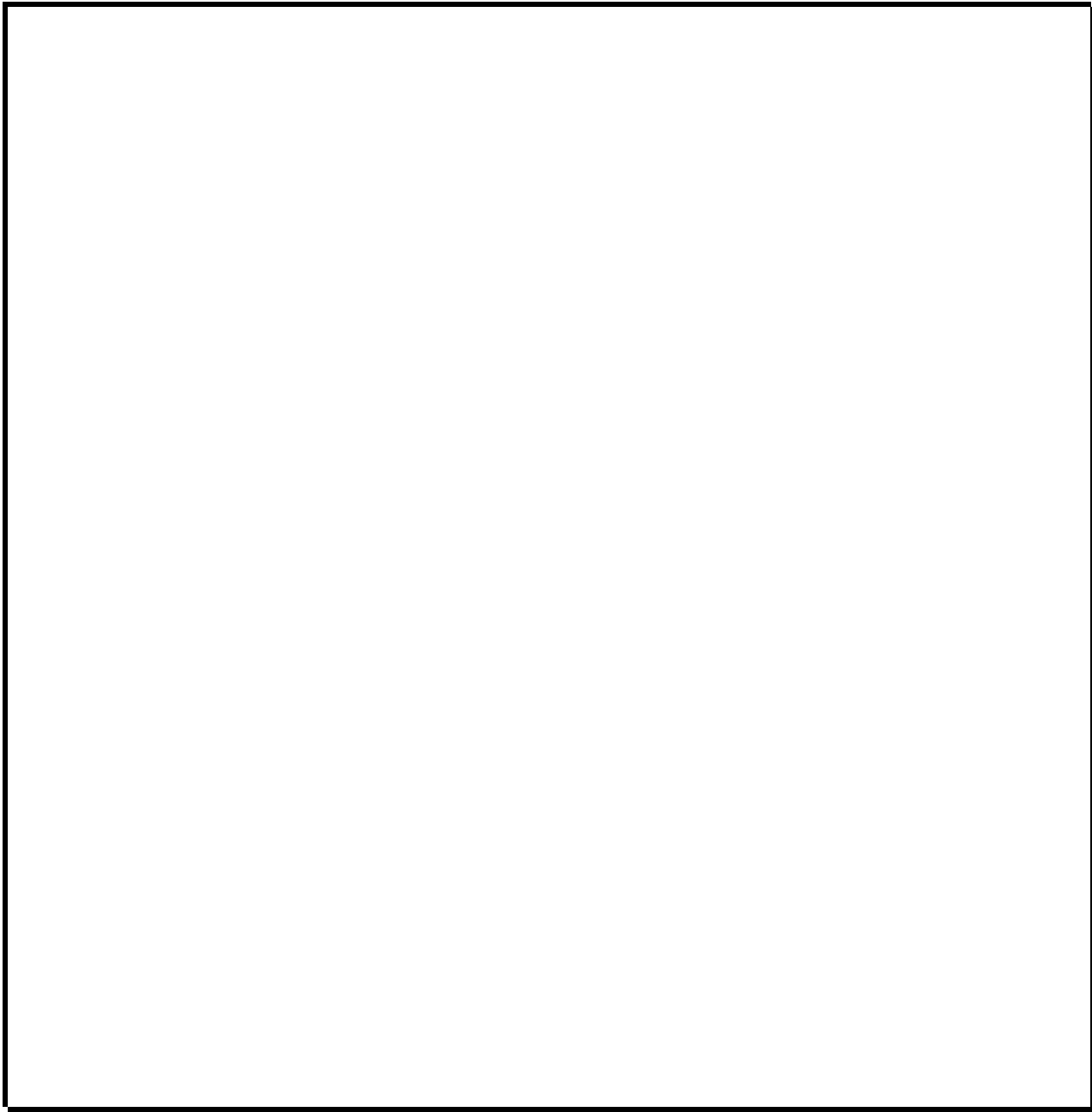
I. 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準と手順書との関連

- ① ・サブレーションチエンバ圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- ② **C. 格納容器ベント**
 - ・サブレーションチエンバ水位が「格納容器圧力制御」外部注水制限値に到達または格納容器代替スプレイ失敗の場合は、炉心損傷がないことを確認して、格納容器ベントを実施する。
- ③ ・格納容器ベントは、サブレーションチエンバ側フィルタベントラインを優先して使用し、サブレーションチエンバ側フィルタベントラインが使用できない場合は、ドライウエル側フィルタベントラインを使用する。フィルタベントラインが使用できない場合は、サブレーションチエンバ側耐圧強化ベントラインを優先して使用し、サブレーションチエンバ側耐圧強化ベントラインが使用できない場合は、ドライウエル側耐圧強化ベントラインを使用する。



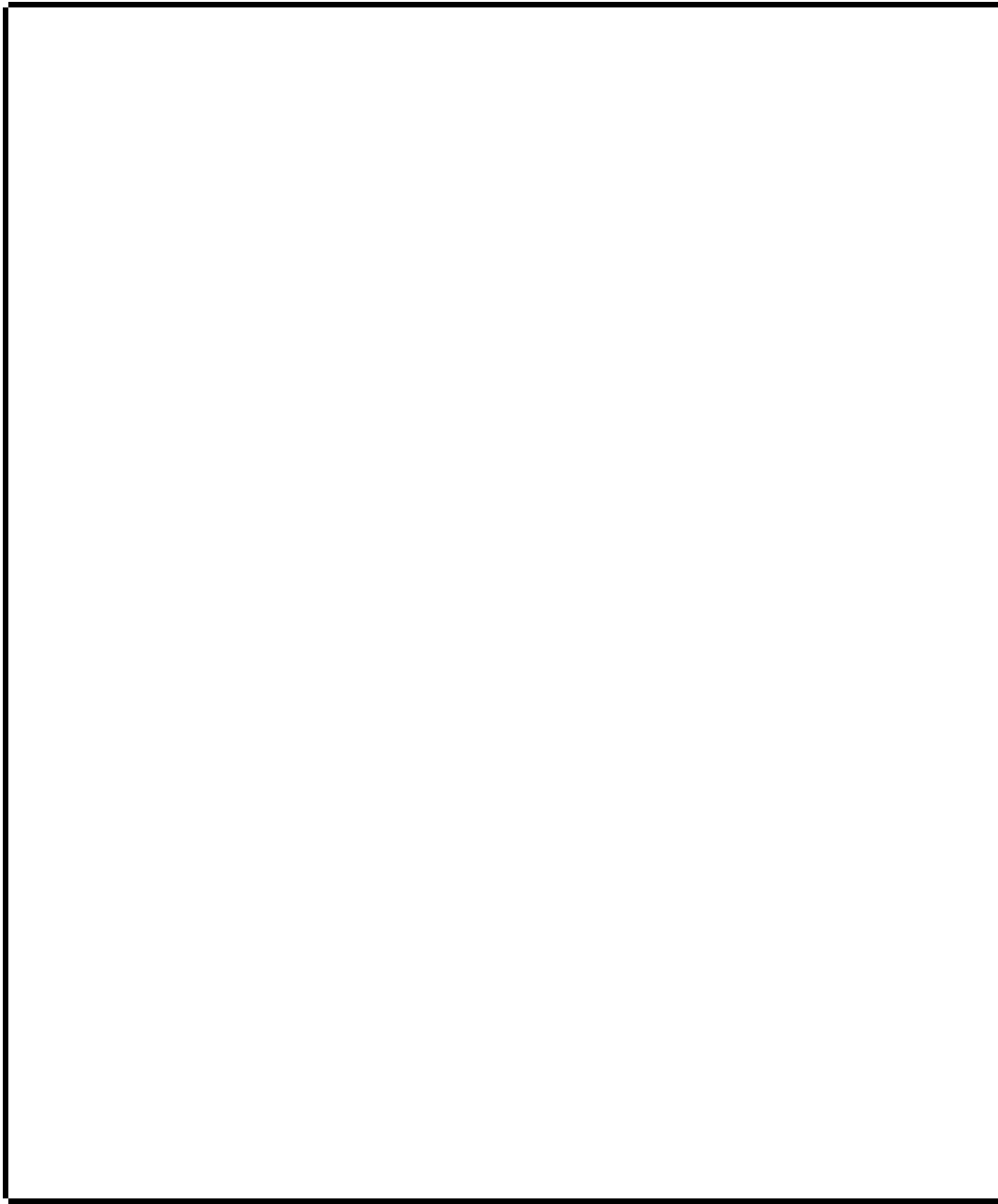
I. 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準と手順書との関連

<p>2. 一次格納容器制御 (2) ドライウエル温度制御</p>	<p>①目的 ・ドライウエルの空間温度を監視し、制御する。</p> <p>②導入条件 ・ドライウエル冷却機入口ガス温度が温度高警報設定点以上の場合 ・ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上の場合 ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合</p>	<p>③脱出条件 ・ドライウエル冷却機入口ガス温度が温度高警報設定点未満維持可能で、かつドライウエル局所温度が温度高警報設定点未満維持可能となった場合 ・ドライウエル局所温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度に到達し、手動スクラムした場合</p>
<p>④基本的な考え方 ・ドライウエル空間温度がドライウエル設計温度に到達する前に、ドライウエルスプレイを起動する。 ・ドライウエル設計温度以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・原子炉制御「反応度制御」を実施中は、原子炉制御「反応度制御」を優先する。</p> <p>⑤主な監視操作内容 ・ドライウエル冷却機入口ガス温度が温度高警報設定点、またはドライウエル局所温度が温度高警報設定点を超えるような場合は、予備のドライウエル冷却機を運転する。 ・ドライウエル空間温度の上昇抑制を行ってもドライウエル局所温度の上昇が継続する場合は、通常停止を行う。 ・ドライウエル局所温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度に到達した場合は、手動スクラムし、ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力に到達した場合は、原子炉再循環ポンプおよびドライウエル冷却機を停止し、ドライウエルスプレイを起動する。また、ドライウエルスプレイが起動できない場合は、格納容器代替スプレイを間次で行う。格納容器代替スプレイが作動しない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・ドライウエル局所温度がドライウエル設計温度以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・ドライウエル空間温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。</p>		



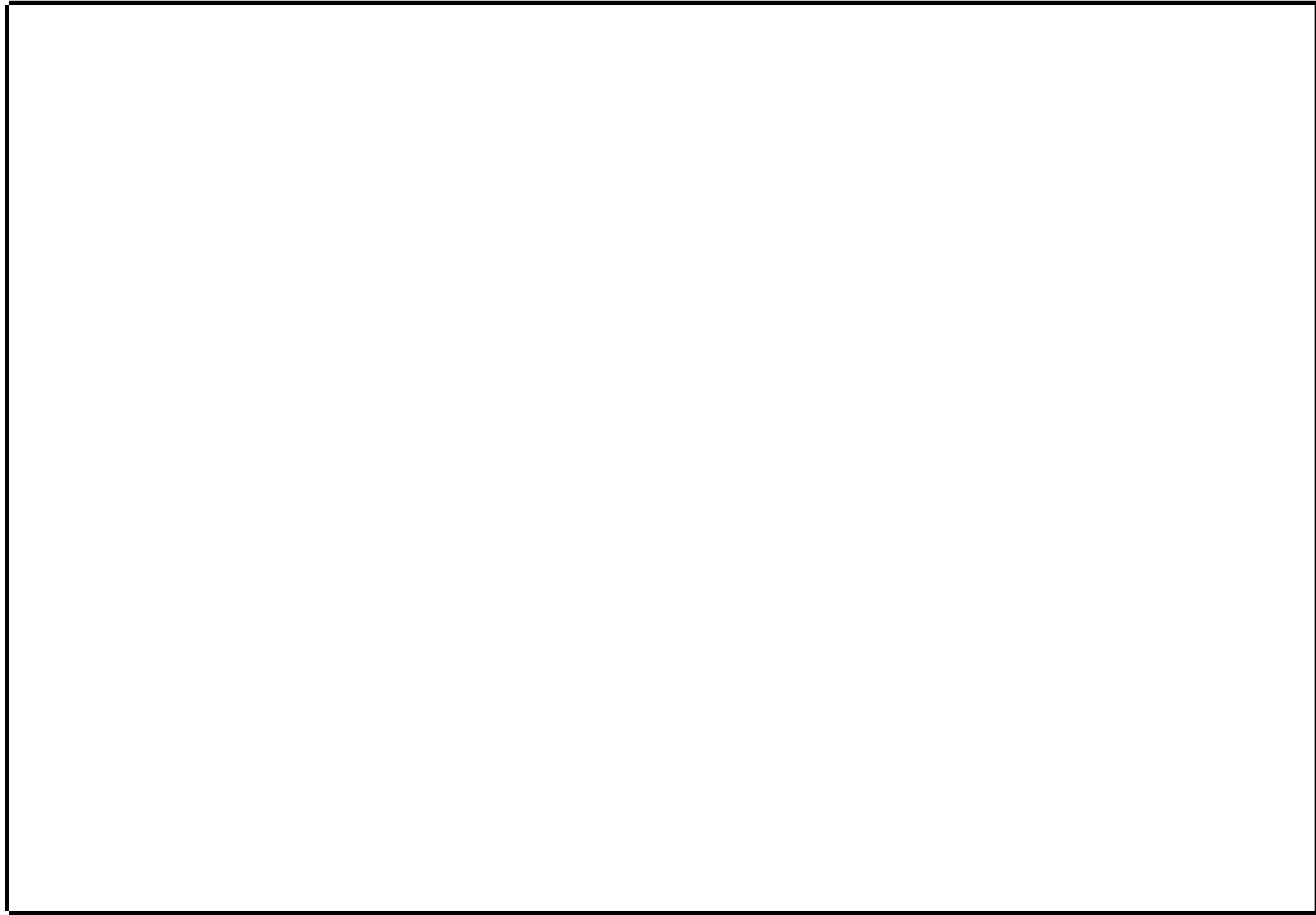
I. 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準と手順書との関連

<p>2. 一次格納容器制御 (3) サプレッションチェンバ温度制御</p>	<p>①目的 ・ サプレッションチェンバの水温および空間部温度を監視し、制御する。</p> <p>②導入条件 ・ 原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合 ・ サプレッションチェンバのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合 ・ サプレッションチェンバ空間部局所温度がサブレーションチェンバ空間部局所温度以上の場合 ・ 不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断断曲線の水位不明領域外である場合</p>	<p>③脱出条件 ・ サプレッションチェンバのバルク水温の上昇が停止した場合 ・ サプレッションチェンバのバルク水温が通常運転時制限温度を超えて手動スクラムした場合、またはサブレーションチェンバ空間部局所温度がサブレーションチェンバスプレイ起動温度以上で手動スクラムした場合 ・ サプレッションチェンバ空間部局所温度の上昇が停止した場合</p>
<p>④基本的な考え方</p>	<p>・ サプレッションチェンバ水温およびサブレーションチェンバ空間部局所温度が通常運転時制限温度を超え、各制御を実施しても上昇を継続する場合は、直ちに手動スクラムし、原子炉を減圧する。</p> <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. サプレッションチェンバ水温 ・ サプレッションチェンバ水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サブレーションチェンバの冷却を開始する。 ・ サプレッションチェンバ水温の上昇抑制を行っても、サブレーションチェンバ水温の上昇が継続したら、手動スクラムし、サブレーションチェンバ水温を確認する。サブレーションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」に移行し、サブレーションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」に移行する。</p> <p>B. サプレッションチェンバ空間部温度 ・ サプレッションチェンバ空間部局所温度がサブレーションチェンバスプレイ起動温度まで上昇したら、サブレーションチェンバスプレイを実施する。 ・ サプレッションチェンバ空間部局所温度の上昇抑制を行っても、サブレーションチェンバ空間部局所温度の上昇が継続した場合は、手動スクラムする。サブレーションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」に移行し、サブレーションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」に移行する。</p>	



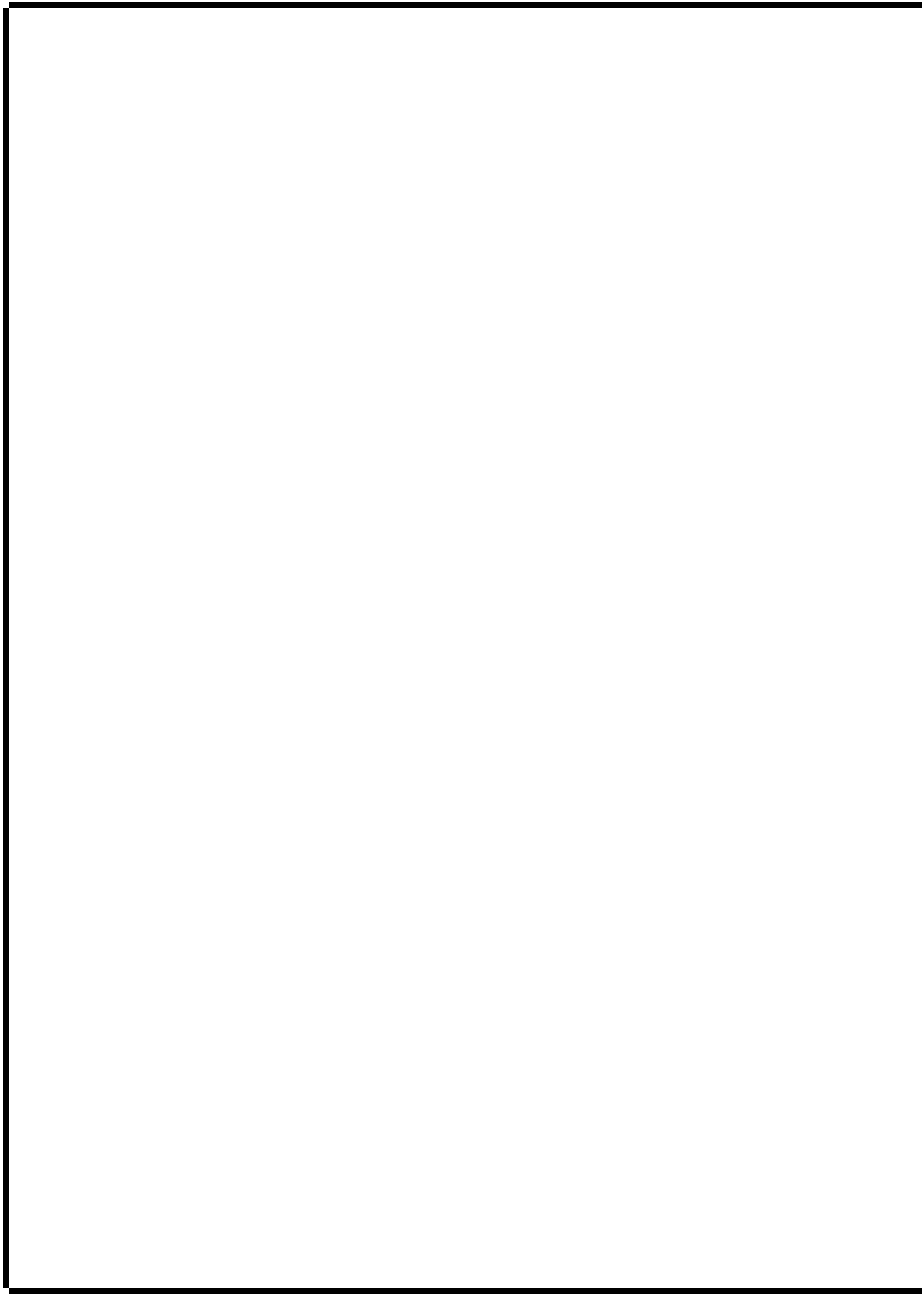
I. 原子炉がスクラムしたときの運転操作基準と手順書との関連

<p>2. 一次格納容器制御 (4) サプレッションチェンババ水位制御</p>	<p>①目的 ・サプレッションチェンババ水位を監視し、制御する。 ②導入条件 ・サプレッションチェンババ水位が通常運転時高水位制限値以上の場合 ・サプレッションチェンババ水位が通常運転時低水位制限値以下の場合 ③脱出条件 ・サプレッションチェンババ水位が通常運転時制限値以内に復旧した場合 ・サプレッションチェンババ水位が通常運転時高水位制限値または通常運転時低水位制限値を超えてスクラムした場合</p>	<p>④基本的な考え方 ・サプレッションチェンババ高水位は、原子炉冷却材喪失事故時の空間部体積を確保する観点から、サプレッションチェンババ水位を抑制する措置を行っても通常運転時高水位制限値以上が継続する場合は、手動スクラムし、減圧を開始する。さらにそれ以上の水位では、主蒸気逃がし安全弁の動荷重制限および真空破壊弁機能喪失防止の観点から、通常運転時高水位制限値以上でドライウエルスプレイを実施する。なお、真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位到達前に不測事態「急速減圧」に移行する。最終的には、格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。 ・サプレッションチェンババ低水位は、原子炉冷却材喪失事故時の除熱源を確保する観点からサプレッションチェンババ水位低下を抑制する措置を行っても通常運転時低水位制限値以下が継続する場合は、手動スクラムし、減圧を開始する。また、ベント管凝縮限界値以下になった場合には、不測事態「急速減圧」に移行する。</p>	<p>⑤主な監視操作内容 [A. サプレッションチェンババ水位制御 (高水位)] ① サプレッションチェンババ水位上昇を抑制する措置を行ってもサプレッションチェンババ水位が通常運転時高水位制限値以上が継続する場合は、手動スクラムし、原子炉制御「スクラム」および原子炉制御「減圧冷却」に移行する。 ② サプレッションチェンババ水位が通常運転時高水位制限値以上でドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力に到達した場合、原子炉再循環ポンプおよびドライウエル冷却機を停止し、ドライウエルスプレイを実施する。なお、真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に到達前に格納容器代替スプレイを停止し、不測事態「急速減圧」に移行する。なお、サプレッションチェンババ水位の上昇が補給水等の漏えいによることが判明している場合にはドライウエルスプレイを作動させない。 ③ 格納容器内水位が、格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。 [B. サプレッションチェンババ水位制御 (低水位)] ④ サプレッションチェンババ水位低下を抑制する措置を行ってもサプレッションチェンババ水位が通常運転時低水位制限値以下が継続する場合は、手動スクラムし、原子炉制御「スクラム」および原子炉制御「減圧冷却」に移行する。 ⑤ サプレッションチェンババ水位がベント管凝縮限界値以下で、低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、1系統以上を起動できた場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、1系統以上の起動ができず、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上、または、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上を起動できた場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。</p>
---	--	---	---



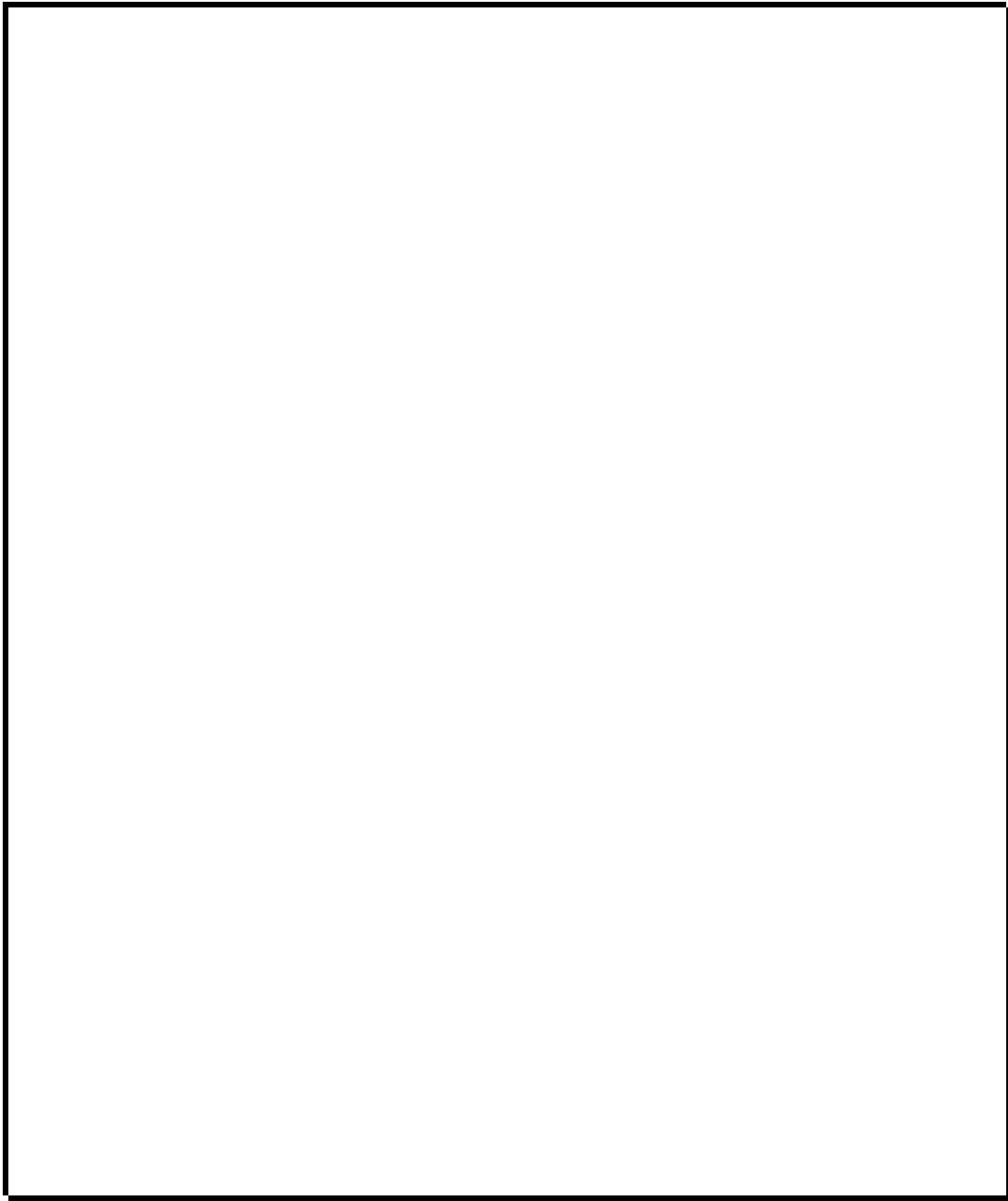
I. 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準と手順書との関連

<p>2. 一次格納容器制御 (5) 格納容器水素濃度制御</p>	<p>①目的 ・格納容器内の水素および酸素濃度を監視し、制御する。</p> <p>②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」から導入され、主蒸気隔離弁全閉後、12時間以内に冷温停止できない場合 ・一次格納容器制御「格納容器圧力制御」においてドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合 ・原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合 ・原子炉水位が有効燃料頂部を維持できない場合 ・原子炉水位が不明の場合</p>	<p>③脱出条件 ・冷却材喪失事故で格納容器内の水素濃度の上昇がない場合 ・主蒸気隔離弁閉、または原子炉水位不明であるが格納容器内の水素濃度の上昇がない場合 ・可燃性ガス濃度制御系が作動し、格納容器内の水素濃度が低下した場合</p> <p>④基本的な考え方 ・原子炉冷却材喪失事故または炉心露出が生じた場合は、格納容器水素・酸素濃度分析系により格納容器内の水素濃度および酸素濃度を監視する。 ・原子炉水位不明または原子炉隔離状態が長時間継続する場合は、格納容器水素・酸素濃度分析系により可燃性ガス濃度の監視を開始し、可燃性ガス濃度制御系を作動させることができるようにする。 ・格納容器圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下になるように必要に応じてドライウエルスブレイまたはサブプレッションチェンバースブレイを運転し、可燃性ガス濃度制御系を作動させることができるようにする。 ・可燃性ガス濃度制御系再結合器入口の可燃性ガス濃度が高い場合は、ドライウエル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図の可燃領域に入らないように再循環流量を調整する。</p>
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>① ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合は原子炉水位が有効燃料頂部以上維持不可能と判断した場合は、格納容器水素・酸素濃度分析系または多機能格納容器雰囲気監視系により格納容器内の水素濃度を監視する。</p> <p>② ・主蒸気隔離弁全閉後、12時間以内に冷温停止できない場合は原子炉水位が不明になった場合は格納容器水素・酸素濃度分析系または多機能格納容器雰囲気監視系により格納容器内の水素濃度を監視する。</p> <p>③ ・格納容器内の水素濃度が上昇した場合、格納容器圧力が可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力以下になるように、必要に応じてドライウエルスブレイまたはサブプレッションチェンバースブレイを運転し、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。</p> <p>④ ・可燃性ガス濃度制御系の運転は、格納容器内の水素および酸素濃度に応じて再循環流量および吸込流量を調整する。</p>		



I. 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準と手順書との関連

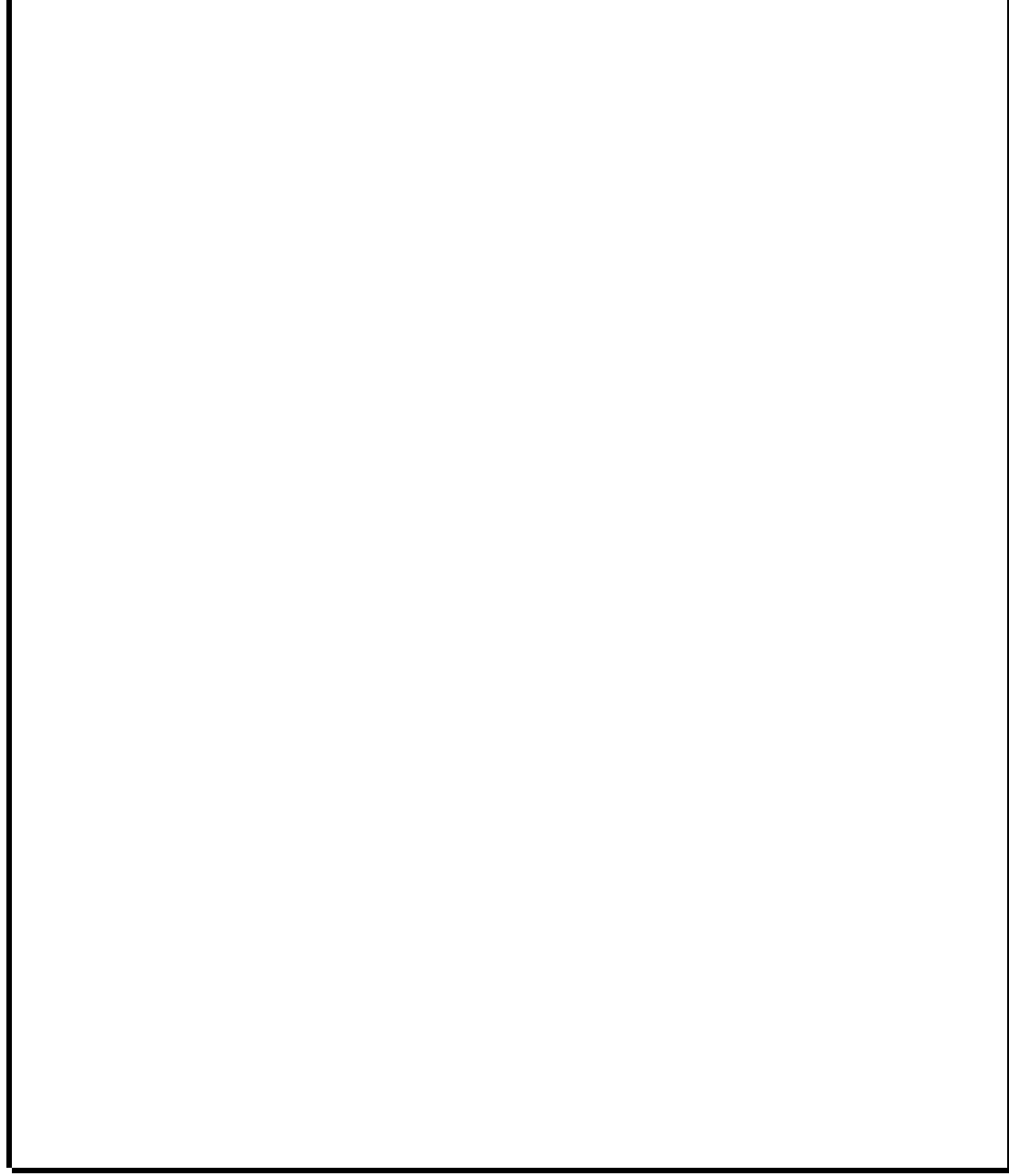
<p>3. 二次格納容器制御 (1) 二次格納施設制御</p>	<p>①目的 ・原子炉圧力容器から原子炉棟への漏えいを監視し、制御する。</p> <p>②導入条件 下記条件が複数該当し、原子炉手動スクラムした場合 ・原子炉棟放射線量が警報設定値以上の場合 ・原子炉棟温度が警報設定値以上の場合 ・原子炉棟内で漏えいを示す警報が発報した場合</p> <p>③脱出条件 ・漏えい箇所の隔離が成功した場合</p>	<p>④基本的な考え方 ・一次格納容器外で原子炉冷却材圧力バウンダリの破断が発生した場合、原子炉棟からの退避を指示し中央制御室から速やかに隔離を行う。 ・隔離されたことが確認できない場合は、非常用ガス処理系を起動した後に原子炉を急速減圧し、原子炉棟への漏えいを抑制する。 ・原子炉水位は原子炉隔離時冷却系作動水位以上で低めに維持する。 ・原子炉棟環境を改善し、漏えい箇所の隔離を行う。 ・「原子炉棟環境」の各制御（「放射線」、「原子炉棟温度」、「原子炉棟水位」）は並行して実施する。 ・モニタリングポスト指示上昇時または原子炉棟差圧の低下が発生した場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。</p>
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 原子炉圧力</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 中央制御室から速やかな隔離操作を実施する。 ② 原子炉圧力容器の隔離が確認できず、原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系のみが運転中ではない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。 ③ 急速減圧後、タービンバイパス弁および主蒸気逃がし安全弁により原子炉棟への漏えいを抑制する。 ④ 原子炉圧力容器の隔離が確認できず、原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系のみが運転中の場合は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁もしくはタービンバイパス弁にて原子炉圧力を蒸気駆動設備の運転可能範囲内で低めに維持する。 	<p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> ⑤ 原子炉注水に不要な系統を抑制し、原子炉棟への漏えいを抑制する。 ⑥ 破断箇所の水頭圧が低い原子炉水位とするため、原子炉隔離時冷却系作動水位以上で低めに維持する。 	<p>C. 原子炉棟環境</p> <ul style="list-style-type: none"> ⑦ 中央制御室の環境を維持するため、中央制御室空調換気系を事故時運転モードに切り替え（二次格納容器制御「燃料プール水位・温度制御」から導入の場合を除く。）、非常用ガス処理系を起動する。 ⑧ 原子炉圧力が残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの使用可能圧力以下の場合は、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを起動する。 ⑨ 原子炉棟環境を改善するため、原子炉棟空調換気系および原子炉棟内局所冷却機を起動する。 ⑩ 原子炉棟内の溢水を処理するため、原子炉棟内の排水ポンプを起動する。 ⑪ 各室温度設定値以下かつ原子炉棟放射線レベル設定値以下となり、漏えい箇所の隔離が成功した場合は、二次格納施設制御導入前の制御に移行する。



I. 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準と手順書との関連

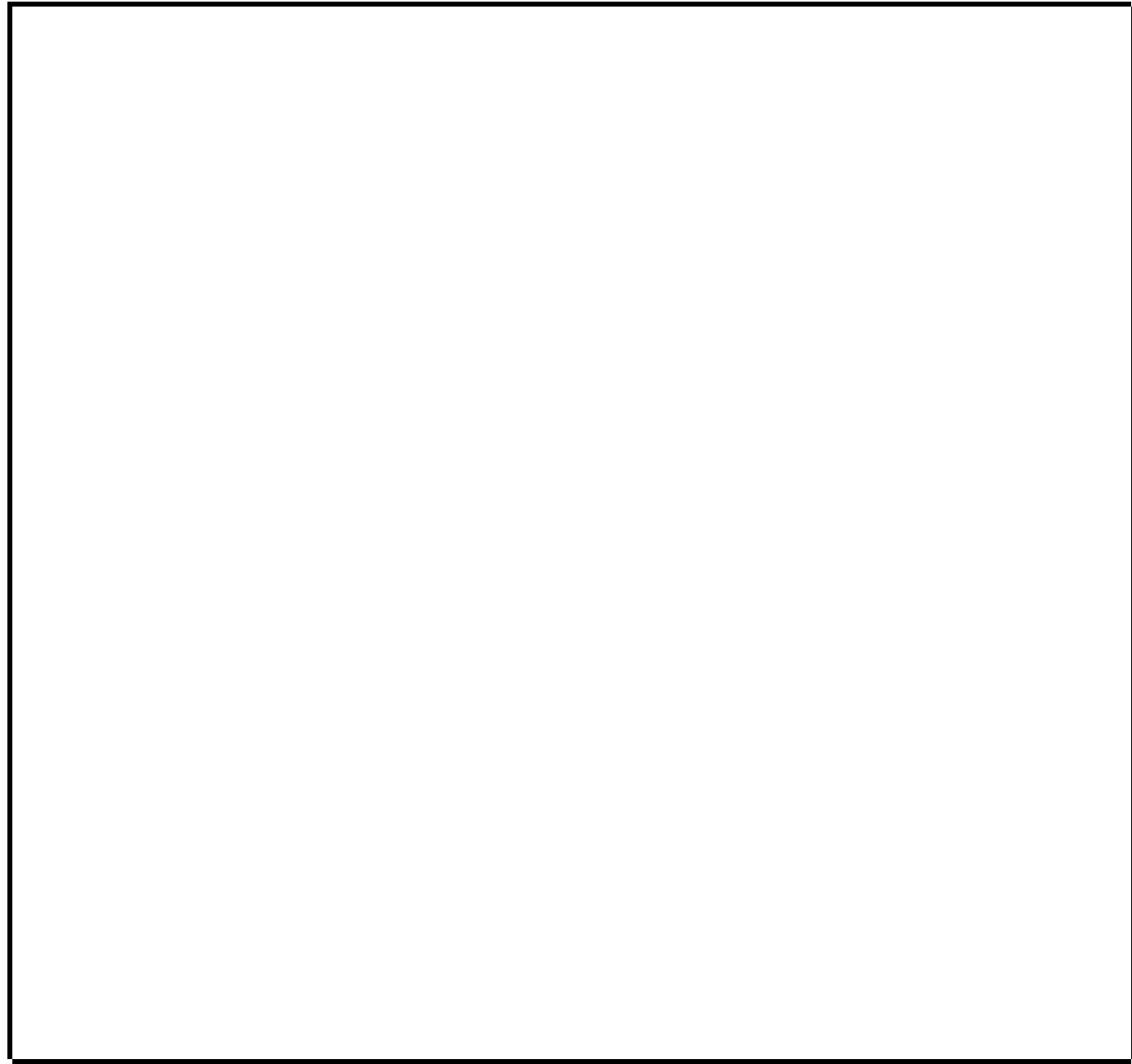
<p>3. 二次格納容器制御 (2) 燃料プール水位・温度制御</p>	<p>①目的 ・燃料プールの水位および水温を監視し、制御する。 ②導入条件 ・燃料プール水位低警報が発生した場合 ・燃料プール水温が通常運転時制限温度以上の場合</p>	<p>③脱出条件 ・燃料プール水位が通常運転時制限水位以上で維持可能となった場合、かつ燃料プール水温が通常運転時制限温度以下で維持可能となった場合</p>
<p>④基本的な考え方 ・燃料プール水位と燃料プールに注水可能なシステムを随時把握する。 ・燃料プール水温を通常運転時制限温度以下に維持可能なシステムを随時把握する。 ・漏えい箇所が特定された場合、二次格納容器制御「二次格納施設制御」に移行する。 ・燃料プール水位の低下が継続し、燃料プール周辺で作業が実施できる燃料プール水位を維持できない場合は、可搬型設備による燃料プールの水位・温度制御を実施する。 ・二次格納容器制御「燃料プール水位・温度制御」に導入した場合、大量送水車の接続を要請し、原子炉棟退避指示をする。</p>	<p>⑤主な監視操作内容 A. 燃料プール水位制御 ・燃料プールへ注水可能なシステムを手動で起動する。 ・燃料プールの水位を通常運転時制限水位以上に維持する。 ・燃料プール周辺で作業が実施できる燃料プール水位以上に維持できない場合は、燃料プールへ注水可能なシステムを2系統以上起動する。なお、1系統は大量送水車による燃料プールのスプレイとする。</p>	<p>B. 燃料プール水温制御 ・燃料プール除熱可能なシステムを手動で起動する。 ・燃料プール水温を通常運転時制限温度以下に維持できない場合は、燃料プール除熱可能なシステムを2系統以上起動する。なお、1系統は大量送水車による燃料プールのスプレイとする。 ・燃料プール水温を燃料プールのコンクリートの長期的な健全性を確保するための制限値以下に維持する。</p>

- ①
- ②
- ③
- ④
- ⑤
- ⑥



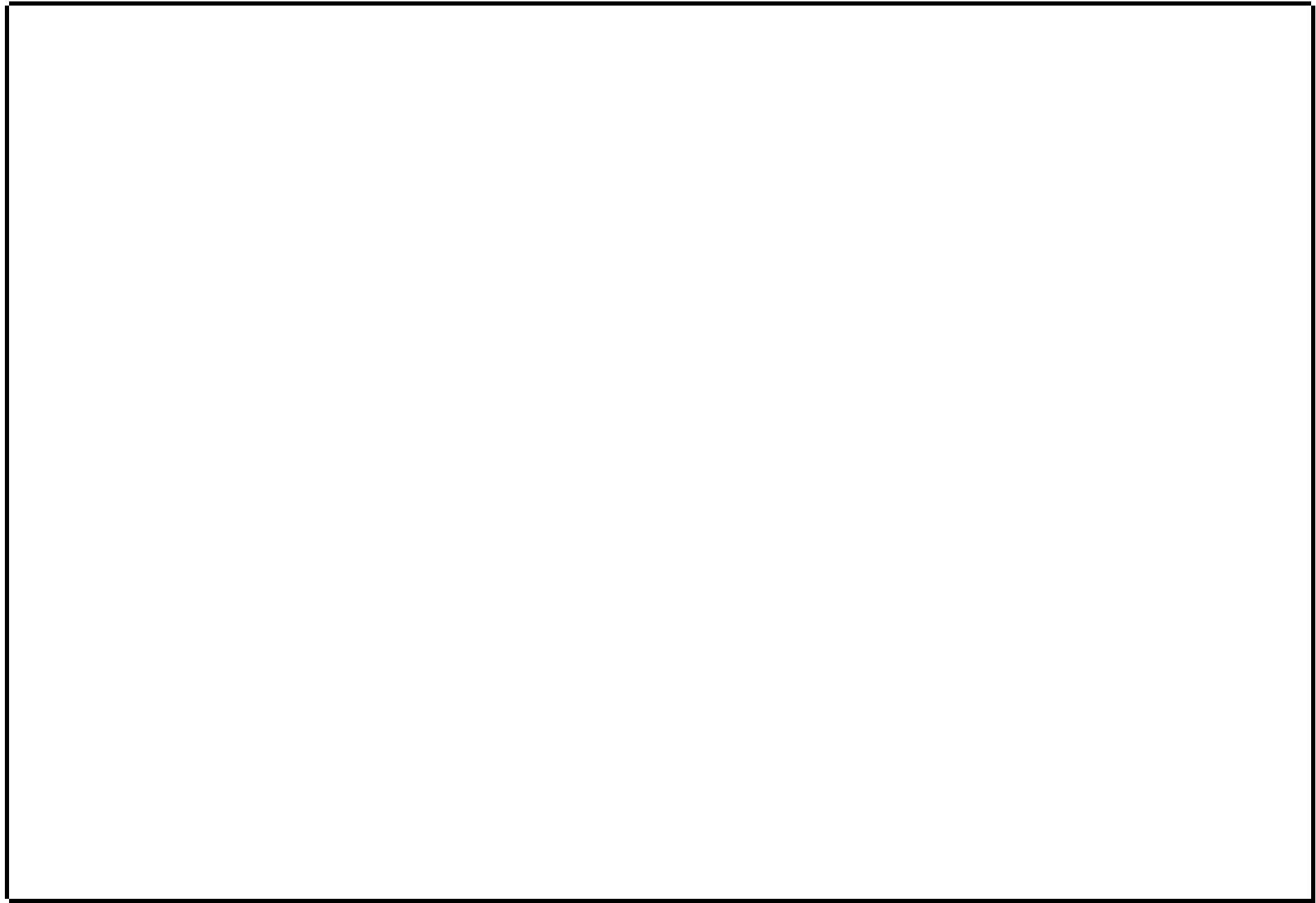
I. 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準と手順書との関連

<p>4. 不測事態 (1) 水位回復</p>	<p>①目的 ・原子炉水位を回復する。</p> <p>②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 ・原子炉制御「水位確保」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 ・原子炉制御「減圧冷却」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合</p> <p>④基本的な考え方 ・原子炉水位の徴候に応じて、非常用炉心冷却系の再起動や低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）の起動を行う。 ・原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合、炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならぬ。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が1200℃または燃料被覆管酸化割合が15%に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって、炉心が露出した時刻を記録し、前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）を起動する。</p>
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位回復</p> <p>① 原子炉水位が不明の場合、不測事態「水位不明」に移行する。 ② 原子炉水位が有効燃料頂部以下に低下した時刻を記録する。 ③ 原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系を起動する。 ④ 低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、少なくとも1系統の起動を試みる。 ⑤ 低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、1系統以上の起動ができない場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上、または、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上を起動し、不測事態「急速減圧」に移行する。 ⑥ 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。</p>	<p>B. 水位上昇中</p> <p>⑦ 原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が作動していない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統の1系統以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」に移行する。 ⑧ 原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統の1系統以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」に移行する。 ⑨ 原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できる場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。</p>
<p>C. 水位下降中</p> <p>⑩ 原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以上の場合は、原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系を作動させる。 ⑪ 原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合は、または原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が作動したにもかかわらず原子炉水位が上昇しない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。</p>	



I. 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準と手順書との関連

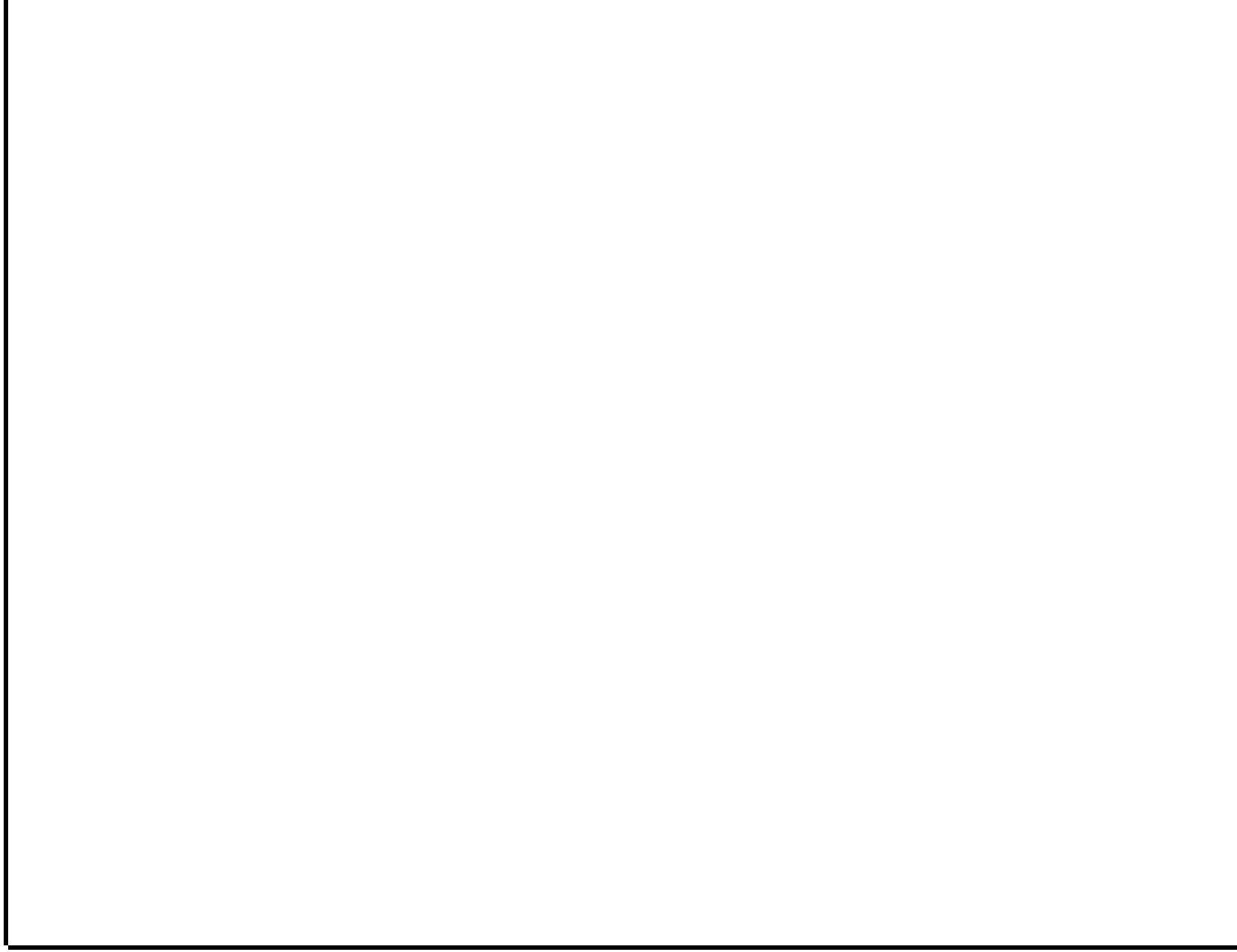
<p>4. 不測事態 (2) 急速減圧</p>	<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉を速やかに減圧する。 <p>② 導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「水位確保」において、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続し、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上が起動できた場合 原子炉制御「減圧冷却」において、サブレーションチェンバ水温がサブレーションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サブレーションチェンバ圧力が設計基準事故時最高圧力以上となった場合 一次格納容器制御「ドライウエル温度制御」において、ドライウエル局所温度がドライウエル設計温度に接近した場合、またはドライウエル局所温度が主蒸気隔離弁弁位置検出器許容温度以上にて原子炉スクラム後もドライウエル圧力が上昇して非常用炉心冷却系作動圧力以上でドライウエルスプレイできない場合 不測事態「水位回復」において、給復水系、非常用炉心冷却系が起動せず、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、消火系から1系統以上が起動できた場合 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が起動できない場合、または起動しても原子炉水位が上昇しない場合 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が起動できない場合 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が作動しているが、最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合 不測事態「水位不明」において、低圧原子炉へ注水可能な系統、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上が起動できた場合 一次格納容器制御「サブレーションチェンバ水位制御」において、サブレーションチェンバ水位が、真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に誤差を考慮した値以上になった場合 一次格納容器制御「サブレーションチェンバ水位制御」において、サブレーションチェンバ水位がベント管凝縮限界値以下になった場合 一次格納容器制御「サブレーションチェンバ温度制御」において、サブレーションチェンバ水温がサブレーションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合 二次格納容器制御「二次格納施設制御」において、漏えい箇所の速やかな隔離に失敗した場合 タービンバイパス弁を使用する場合で、主蒸気隔離弁の隔離条件を解除する場合は、緊急時対策本部との協議により実施する。
<p>④ 基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力低下必要時に、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数を開放する。 主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、復水器または原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。 原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」に移行する。 原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要がある。 急速減圧実施中に原子炉へ注水可能な系統が喪失した場合は、急速減圧操作を中断し、原子炉へ注水可能な系統を再起動する。 	



I. 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準と手順書との関連

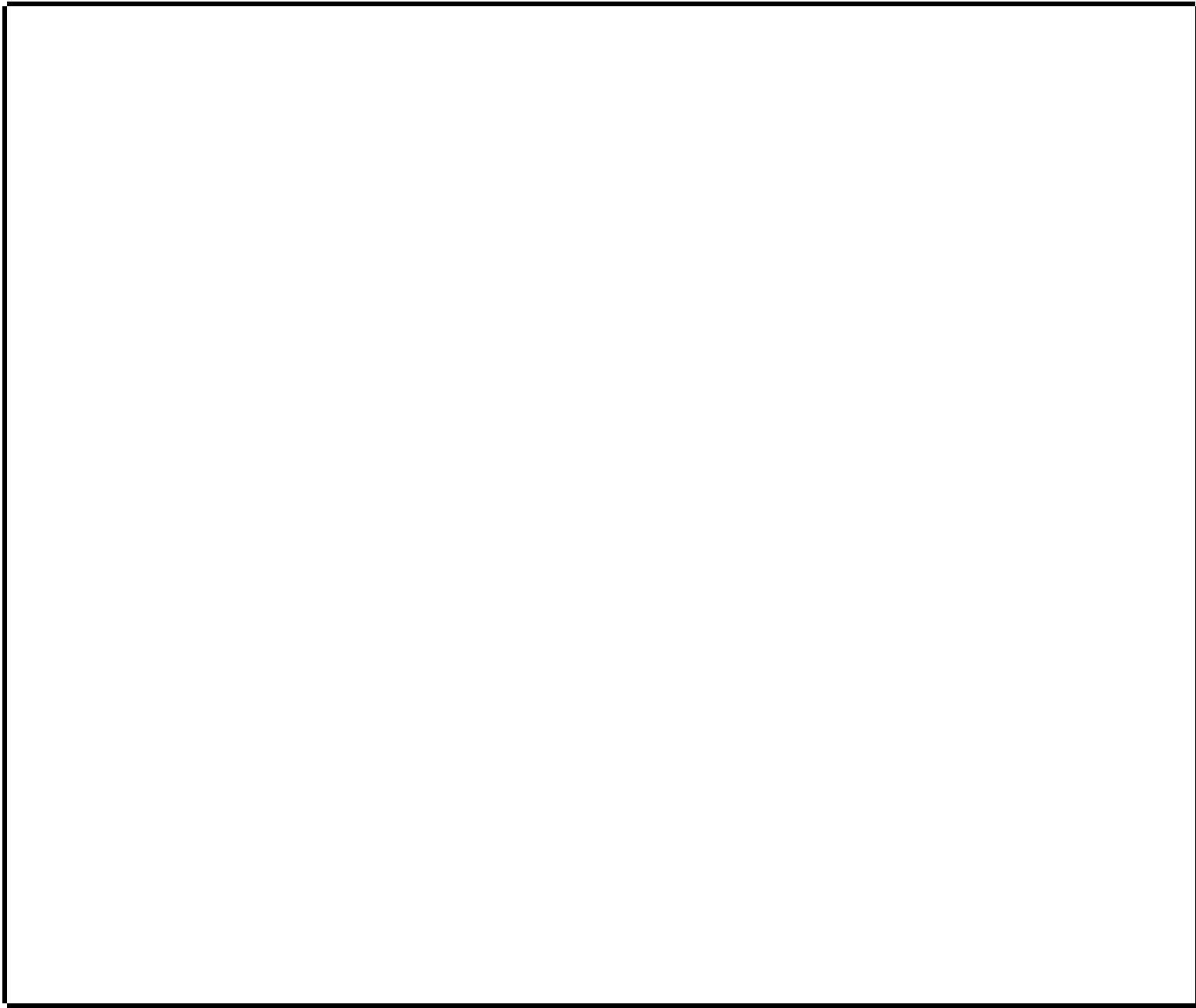
⑤ 主な監視操作内容

- ① ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、消火系から1系統以上が作動していること、またはその状態が維持されていることを確認する。
- ② ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。
- ③ ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数を開放する。
- ④ ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数を開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最少弁数以上開放する。原子炉減圧が不十分である場合、主蒸気隔離弁を開し、タービンバイパス弁と復水器により減圧する。
- ⑤ ・ 主蒸気隔離弁が開できなければ、原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。
- ⑥ ・ 原子炉水位が判明した場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御に移行する。
- ⑦ ・ 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水注入」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。



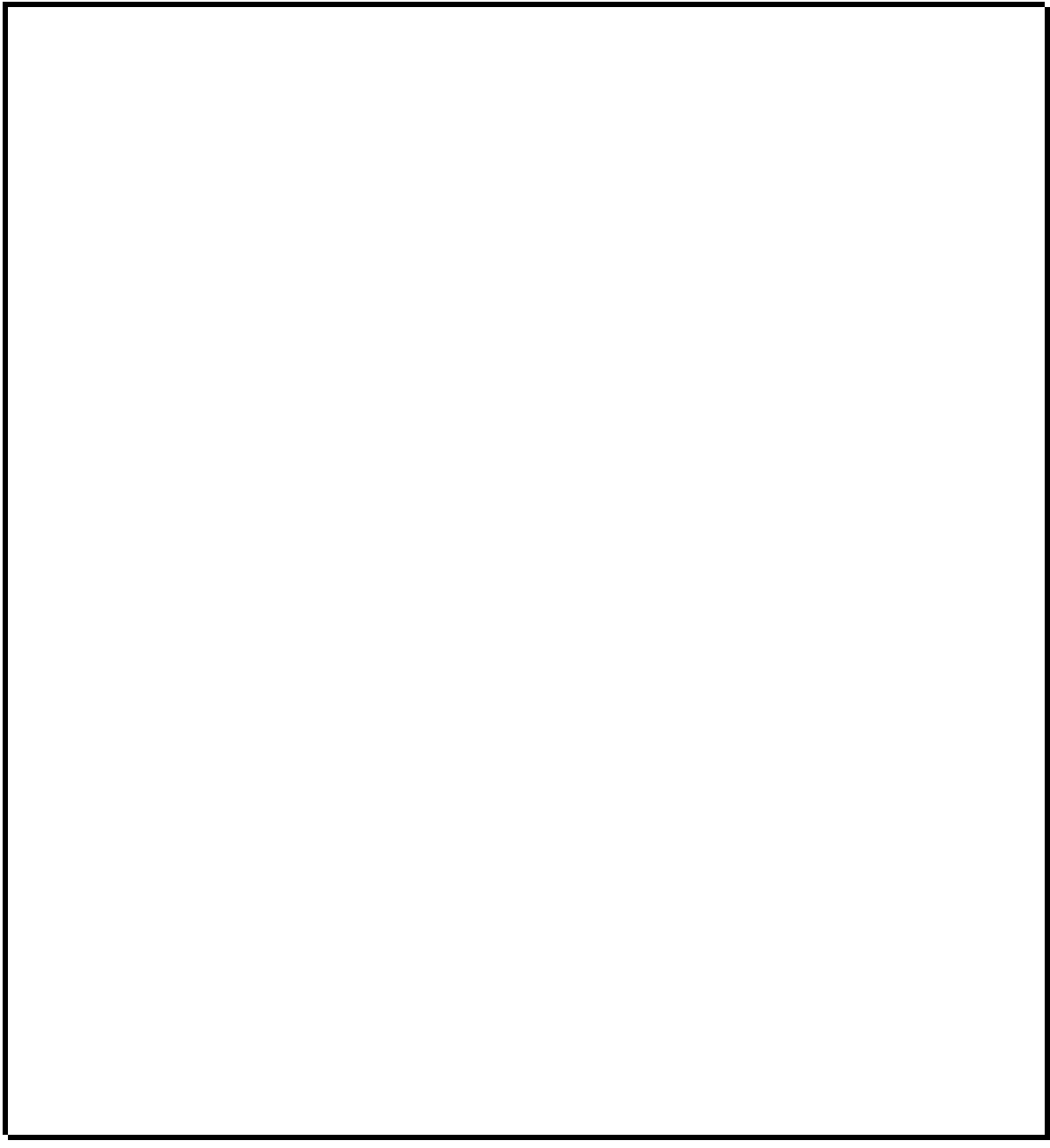
I. 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準と手順書との関連

<p>4. 不測事態 (3) 水位不明</p>	<p>①目的 ・原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。</p> <p>②導入条件 ・原子炉制御「反応度制御」を除き、原子炉制御「スクラム」の他全ての制御において、原子炉水位が不明になった場合 ・原子炉制御「反応度制御」水位不明を実施中に、全ての制御棒が全挿入位置または最大未臨界引抜位置まで挿入された場合 ・一次格納容器制御「ドライウエル温度制御」において、ドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合 ・不測事態「急速減圧」において、原子炉水位が判明しない場合、またはドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合</p> <p>④基本的な考え方 ・原子炉水位不明時に、給復水系、非常用炉心冷却系、または低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、消火系を使用した原子炉注水操作を行い、さらに原子炉圧力を目安にした原子炉満水操作を行う。 ・原子炉注水操作は、使用可能な全ての注水系のうち、1系統以上を作動させ、原子炉圧力とサブレーションチェンバ圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上になるように注水操作を行う。 ・原子炉水位が判明した場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。</p>
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 注水確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 水位不明時刻を記録する。 ② 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上作動した場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。 ③ 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統も作動しない場合は、原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系を作動させる。 ④ 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統も作動しない場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上を作動させ、不測事態「急速減圧」に移行する。 	<p>B. 満水注入</p> <ul style="list-style-type: none"> ⑤ 不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が1弁以上開放、「水位計復旧」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明しない場合は、主蒸気隔離弁、主蒸気ドレン弁ならびに原子炉隔離時冷却系および原子炉浄化系の隔離弁を全閉し、「満水注入」を行う。 ⑥ 不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が1弁も開放できない場合は、給復水系、高圧炉心スブレイ系、低圧炉心スブレイ系、低圧注水系、消火系、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、制御棒駆動水圧系、消火系を使用して原子炉への注水維持を行うとともに、主蒸気隔離弁、主蒸気ドレン弁ならびに原子炉隔離時冷却系および原子炉浄化系の隔離弁を開けることにより、原子炉を減圧する。 ⑦ 低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、いずれか1系統を使用して原子炉へ注水し、注水流量を増加して原子炉を加圧し、原子炉圧力容器満水確認用適正弁数以下の主蒸気逃がし安全弁を開放して原子炉圧力をサブレーションチェンバ圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ⑧ 原子炉圧力をサブレーションチェンバ圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、原子炉への注水流量を増加させて、原子炉圧力をサブレーションチェンバ圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ⑨ 低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動しても、原子炉圧力をサブレーションチェンバ圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、主蒸気逃がし安全弁の開数を原子炉圧力容器満水確認用最少必要弁数まで減らし、原子炉圧力をサブレーションチェンバ圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ⑩ 低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動し、主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最少必要弁数のみ開しても、原子炉圧力をサブレーションチェンバ圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、他の代替確認方法にて満水を確認する。



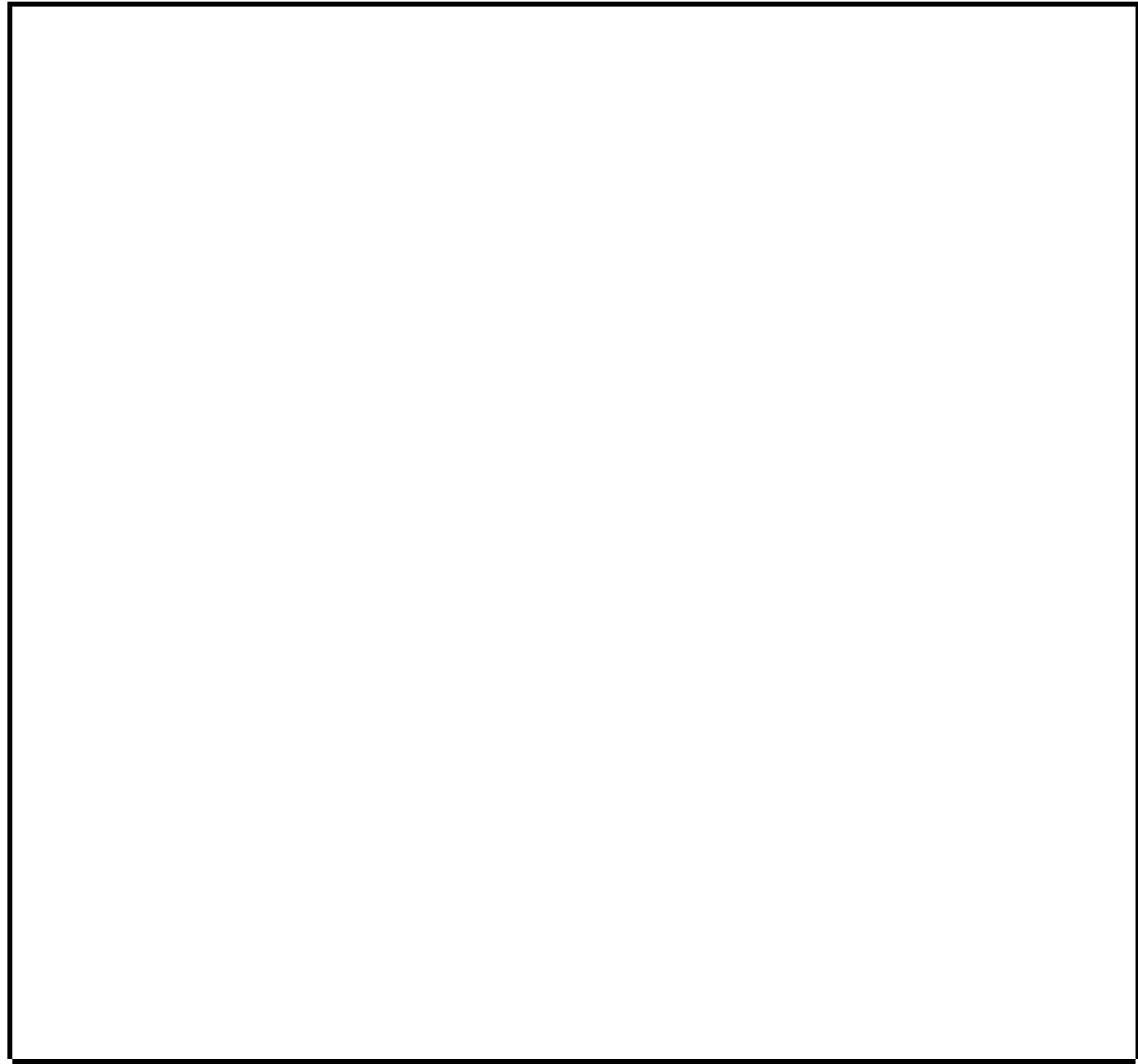
I. 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準と手順書との関連

- ① ① ② ③ ④ ⑤ ⑥
 - ① ② ③ ④ ⑤ ⑥
 - ③ ④ ⑤ ⑥
 - ④ ⑤ ⑥
 - ⑤ ⑥
 - ⑥
- ・他の代替確認方法によっても原子炉圧力容器満水が確認できない場合には、主蒸気逃がし安全弁を6弁開とし、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、制御棒駆動水圧系、消火系を起動し、原子炉水位をできるだけ上昇させる。
- C. 水位計復旧**
- ・原子炉圧力がサプレッションチェンバ圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できていれば、炉心の健全性は確保されているため、「水位計復旧」操作は対応する余裕がある場合のみ試みればよい。
 - ・原子炉水位計の基準水柱に水を満たす。
 - ・原子炉への注水を継続し、基準水柱の周囲温度を100℃以下にし、原子炉水位計を使用可能とする。
 - ・原子炉水位を読み取るため、原子炉注水を停止し、原子炉水位を下げる。
 - ・最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合には、原子炉制御「水位確保」に移行する。原子炉水位が判明しない場合は、「満水注入」に移行する。



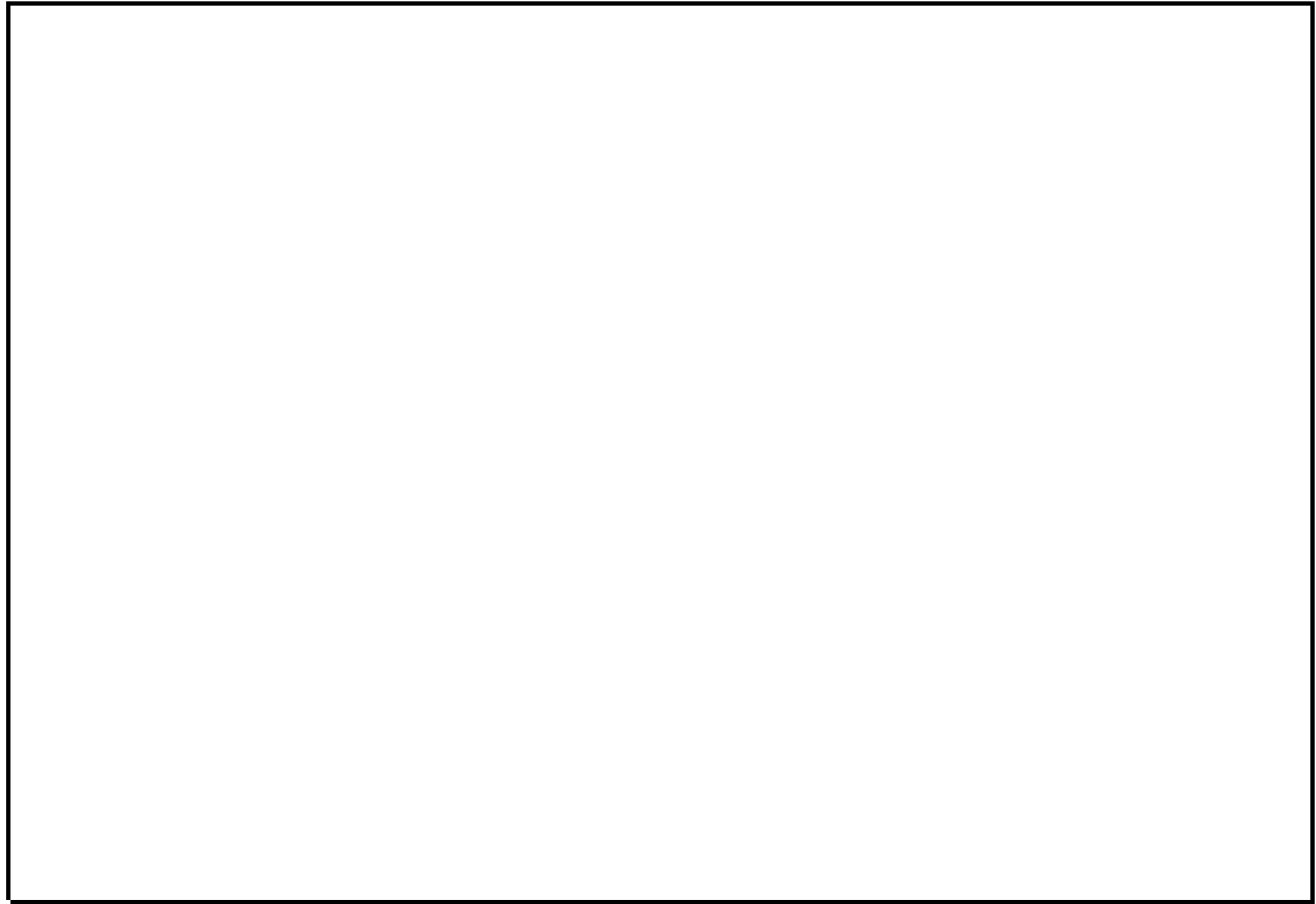
I. 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準と手順書との関連

<p>5. 電源制御 (1) 交流/直流電源供給回復</p>	<p>①目的 ・交流電源および直流電源の供給を回復し、維持する。</p> <p>②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合</p> <p>④基本的な考え方 ・非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。</p> <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 非常用ディーゼル発電機 ・非常用ディーゼル発電機の状態を随時把握する。 ・原子炉補機海水系および高圧炉心スプレイ補機海水系の運転状態を随時把握し、非常用ディーゼル発電機の冷却が継続可能であることを確認する。 ・全交流電源喪失となった場合は、可搬型設備による冷却水供給要請、および原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を確認する。全交流電源喪失が継続し格納容器ベント基準に到達した場合は、格納容器フィルタベント系または耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。</p> <p>B. FLSR, RHAR 電源確保 ・非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系および高圧原子炉代替注水系の起動に失敗し高圧・低圧注水機能喪失となった場合には、常設代替交流電源設備により代替所内電気設備を受電し、低圧原子炉代替注水系（常設）および残留熱代替除去系による原子炉注水に必要な設備の電源を確保する。</p> <p>C. 受電 ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。</p> <p>D. 給電 ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備による電源供給を回復させる。</p> <p>E. 直流電源確保 ・所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。</p> <p>F. 直流電源回復 ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。</p> <p>G. 復旧 ・常設電源設備または非常用電源設備の復旧状況に応じ、継続して電源供給可能な設備に切り替える。</p>
------------------------------------	---

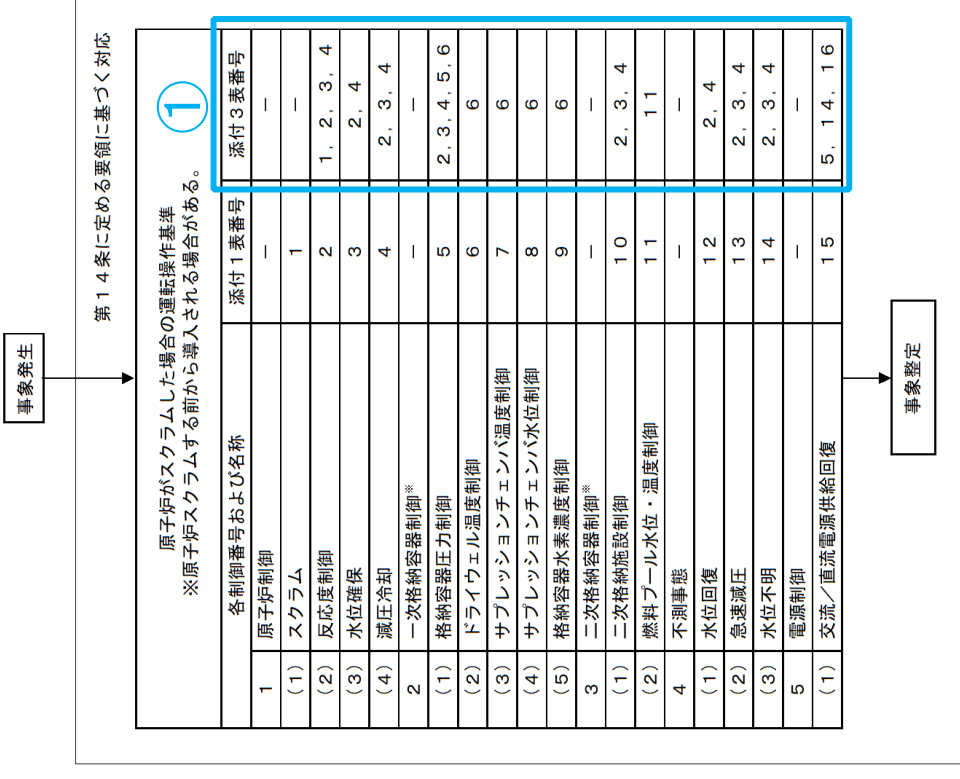
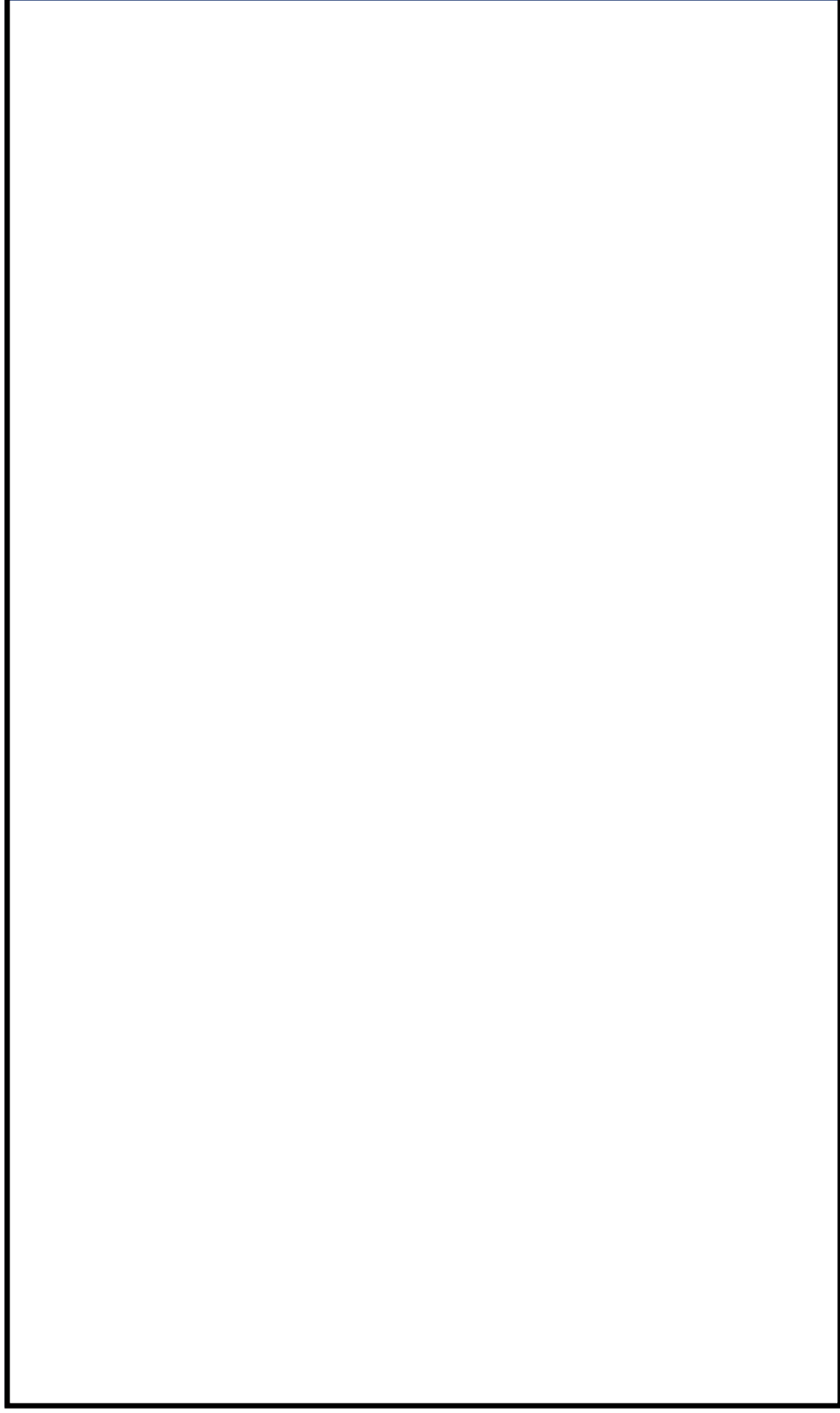


I. 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準と手順書との関連

<p>5. 電源制御 (1) 交流/直流電源供給回復</p>	<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・交流電源および直流電源の供給を回復し、維持する。 <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合 <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。 <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 非常用ディーゼル発電機</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機の状況を随時把握する。 ・原子炉補機海水系および高圧炉心スプレイ補機海水系の運転状態を随時把握し、非常用ディーゼル発電機の冷却が継続可能であることを確認する。 ・全交流電源喪失となった場合は、可搬型設備による冷却水供給要請、および原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を確認する。全交流電源喪失が継続し格納容器ベント基準に到達した場合は、格納容器フィルタベント系または耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。 <p>B. FLSR, RHAR 電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系および高圧原子炉代替注水系の起動に失敗し高圧・低圧注水機能喪失となった場合には、常設代替交流電源設備により代替所内電気設備を受電し、低圧原子炉代替注水系（常設）および残留熱代替除去系による原子炉注水に必要な設備の電源を確保する。 <p>C. 受電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 <p>D. 給電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備による電源供給を回復させる。 <p>E. 直流電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。 <p>F. 直流電源回復</p> <ul style="list-style-type: none"> ② 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 <p>G. 復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設電源設備または非常用電源設備の復旧状況に応じ、継続して電源供給可能な設備に切り替える。
------------------------------------	--



II. 重大事故及び大規模損壊対応に係る実施基準と手順書との関連



	保安規定添付3 重大事故等の発生及び拡大の防止に必要な措置の運用手順等
表 1	緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための手順等
表 2	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等
表 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
表 4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等
表 5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
表 6	格納容器内の冷却等のための手順等
表 7	格納容器の過圧破損を防止するための手順等
表 8	格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等
表 9	水素爆発による格納容器の破損を防止するための手順等
表 10	水素爆発による原子炉建物等の損傷を防止するための手順等
表 11	燃料プールの冷却等のための手順等
表 12	発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
表 13	重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等
表 14	電源の確保に関する手順等
表 15	事故時の計装に関する手順等
表 16	中央制御室の居住性に関する手順等
表 17	監視測定等に関する手順等
表 18	緊急時対策所の居住性等に関する手順等
表 19	通信連絡に関する手順等
表 20	重大事故等対策における操作の成立性

①

--	--

- ①
- | | |
|---|---|
| <p>操作手順
1. 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための手順等</p> | <p>方針目的
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させるための設計基準事故対処設備が機能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、ATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制、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により、原子炉冷却材圧力カバウンダリおよび格納容器の健全性を維持することを目的とする。
また、自動での原子炉緊急停止および手動による原子炉緊急停止ができない場合は、原子炉出力の抑制を図った後にほう酸水注入により未臨界に移行することを目的とする。</p> |
|---|---|
- ②
- | | |
|---|---|
| <p>操作手順
2. 原子炉冷却材圧力カバウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等</p> | <p>方針目的
原子炉冷却材圧力カバウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却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、高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉への注水により原子炉を冷却することを目的とする。
また、原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視および制御することを目的とする。
さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水することを目的とする。</p> |
|---|---|
- ③
- | | |
|--|--|
| <p>操作手順
3. 原子炉冷却材圧力カバウンダリを減圧するための手順等</p> | <p>方針目的
原子炉冷却材圧力カバウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧および減圧の自動化により原子炉冷却材圧力カバウンダリを減圧することを目的とする。
また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力カバウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止するため、原子炉冷却材圧力カバウンダリを減圧することを目的とする。
さらに、インターフェイスシステムLOCA発生時において、原子炉冷却材の漏洩を抑制するため、原子炉冷却材圧力カバウンダリを減圧することを目的とする。</p> |
|--|--|
- ④
- | | |
|---|---|
| <p>操作手順
4. 原子炉冷却材圧力カバウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等</p> | <p>方針目的
原子炉冷却材圧力カバウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および格納容器の破損を防止するため、低圧原子炉代替注水系により原子炉を冷却することを目的とする。
また、炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合においても格納容器の破損を防止するため、低圧原子炉代替注水系により残存溶融炉心を冷却することを目的とする。</p> |
|---|---|

①	
---	--

操作手順 2. 原子炉冷却材圧カバウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等	方針目的 原子炉冷却材圧カバウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却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、高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉への注水により原子炉を冷却することを目的とする。 また、原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視および制御することを目的とする。 さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水することを目的とする。
--	--

操作手順 4. 原子炉冷却材圧カバウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等	方針目的 原子炉冷却材圧カバウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および格納容器の破損を防止するため、低圧原子炉代替注水系により原子炉を冷却することを目的とする。 また、炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合においても格納容器の破損を防止するため、低圧原子炉代替注水系により残存溶融炉心を冷却することを目的とする。
--	---

②

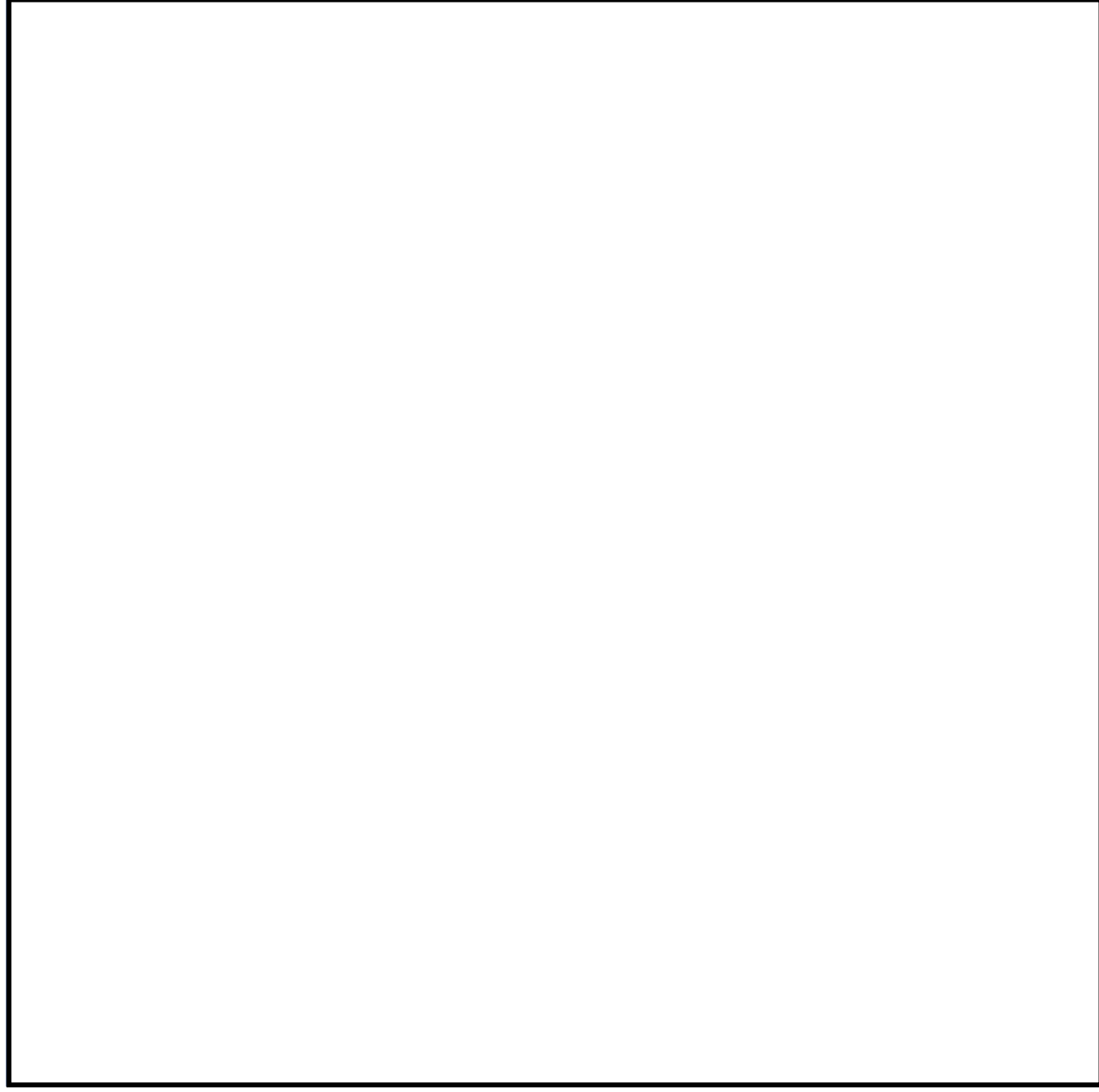
①	<p>操作手順</p> <p>2. 原子炉冷却材圧カバウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等</p> <p>方針目的</p> <p>原子炉冷却材圧カバウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対応設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉への注水により原子炉を冷却することを目的とする。</p> <p>また、原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視および制御することを目的とする。</p> <p>さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水することを目的とする。</p>
---	---

②	<p>操作手順</p> <p>3. 原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧するための手順等</p> <p>方針目的</p> <p>原子炉冷却材圧カバウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対応設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧および減圧の自動化により原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧することを目的とする。</p> <p>また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧カバウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止するため、原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧することを目的とする。</p> <p>さらに、インターフェースシステムLOCA発生時において、原子炉冷却材の漏洩を抑制するため、原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧することを目的とする。</p>
---	---

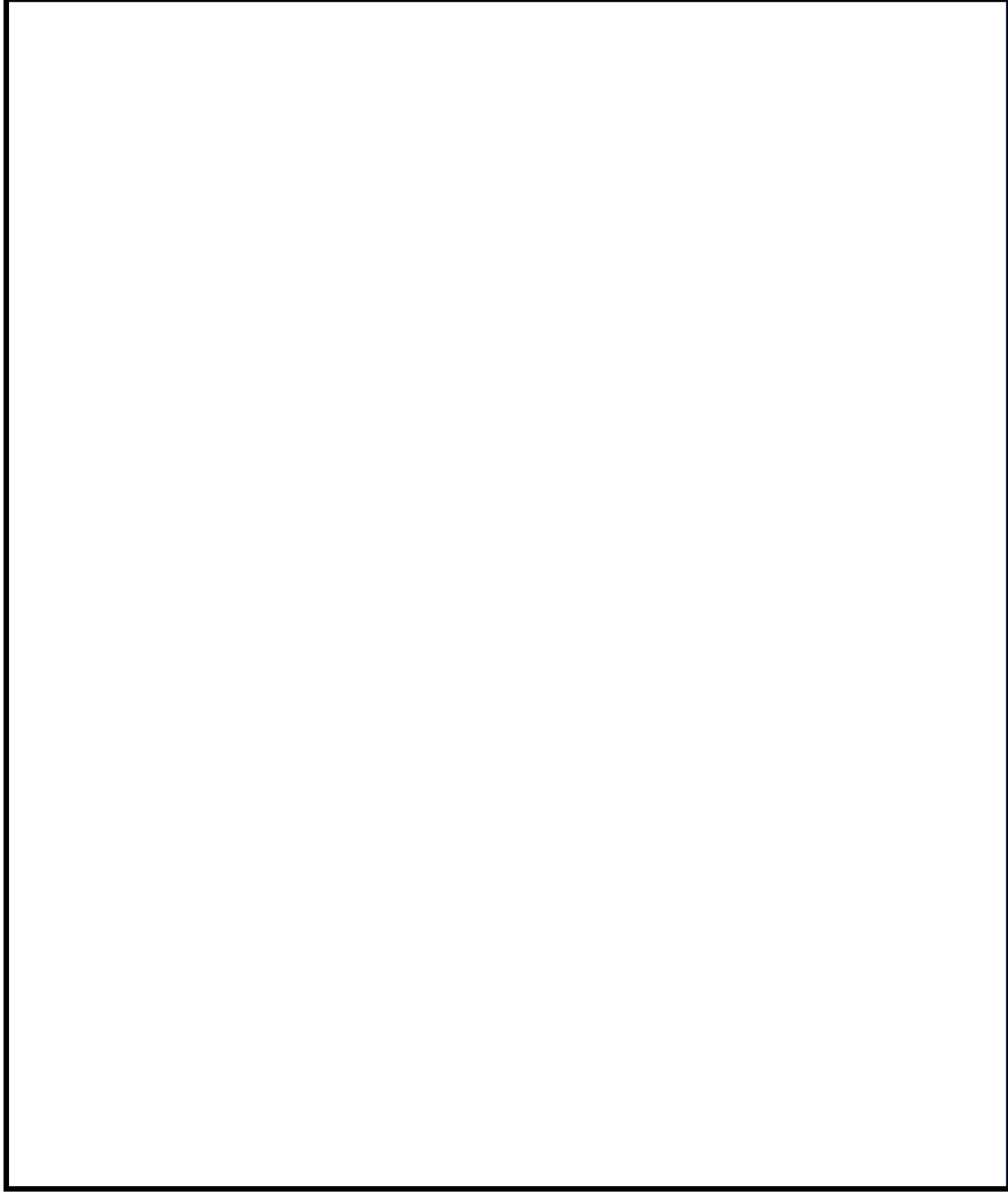
③	<p>操作手順</p> <p>4. 原子炉冷却材圧カバウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等</p> <p>方針目的</p> <p>原子炉冷却材圧カバウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対応設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および格納容器の破損を防止するため、低圧原子炉代替注水系により原子炉を冷却することを目的とする。</p> <p>また、炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合においても格納容器の破損を防止するため、低圧原子炉代替注水系により残存溶融炉心を冷却することを目的とする。</p>
---	--



<div style="border: 1px solid black; height: 415px; width: 500px;"></div>	<p>①</p> <p>操作手順 2. 原子炉冷却材圧カバウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等</p> <p>方針目的 原子炉冷却材圧カバウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却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、高圧原子炉代替注水系による原子炉压力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉への注水により原子炉を冷却することを目的とする。 また、原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視および制御することを目的とする。 さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水することを目的とする。</p>
	<p>②</p> <p>操作手順 3. 原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧するための手順等</p> <p>方針目的 原子炉冷却材圧カバウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧および減圧の自動化により原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧することを目的とする。 また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧カバウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止するため、原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧することを目的とする。 さらに、インターフェースシステムLOCA発生時において、原子炉冷却材の漏洩を抑制するため、原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧することを目的とする。</p>
	<p>③</p> <p>操作手順 4. 原子炉冷却材圧カバウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等</p> <p>方針目的 原子炉冷却材圧カバウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および格納容器の破損を防止するため、低圧原子炉代替注水系により原子炉を冷却することを目的とする。 また、炉心が溶融し、原子炉压力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉压力容器内に残存した場合においても格納容器の破損を防止するため、低圧原子炉代替注水系により残存溶融炉心を冷却することを目的とする。</p>
	<p>④</p> <p>操作手順 5. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</p> <p>方針目的 設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷および格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱、原子炉補機代替冷却系による除熱により最終ヒートシンクへ熱を輸送することを目的とする。</p>
	<p>⑤</p> <p>操作手順 6. 格納容器内の冷却等のための手順等</p> <p>方針目的 設計基準事故対処設備が有する格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器代替スプレイス系により格納容器内の圧力および温度を低下させることを目的とする。 また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器代替スプレイス系により格納容器内の圧力および温度ならびに放射性物質の濃度を低下させることを目的とする。</p>

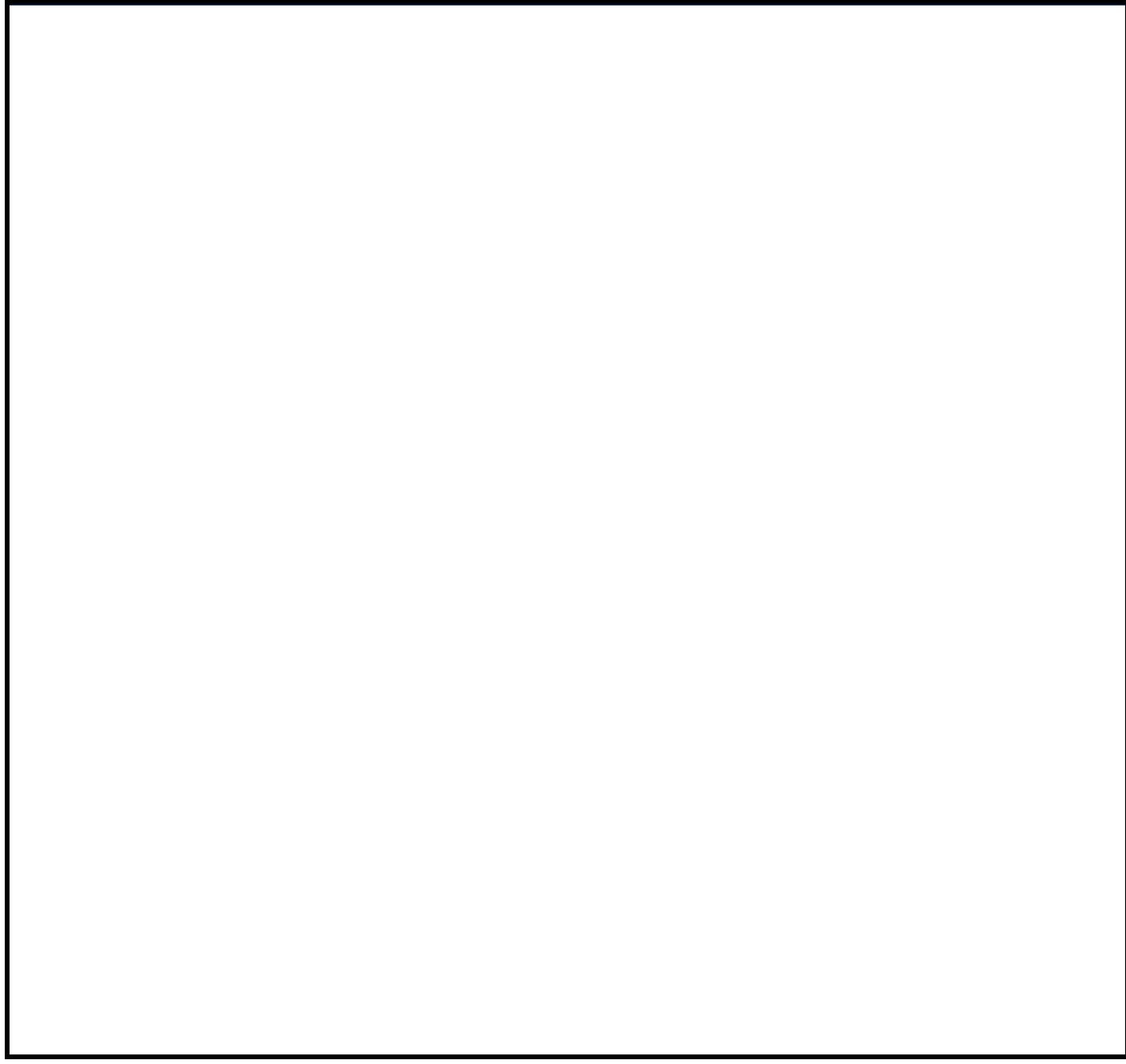


① 操作手順	6. 格納容器内の冷却等のための手順等 方針目的 設計基準事故対処設備が有する格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器代替スプレイ系により格納容器内の圧力および温度を低下させることを目的とする。 また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器代替スプレイ系により格納容器内の圧力および温度ならびに放射性物質の濃度を低下させることを目的とする。
-----------	---



①

操作手順
6. 格納容器内の冷却等のための手順等
方針目的 設計基準事故対応設備が有する格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器代替スプレイ系により格納容器内の圧力および温度を低下させることを目的とする。 また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器代替スプレイ系により格納容器内の圧力および温度ならびに放射性物質の濃度を低下させることを目的とする。



① 操作手順	6. 格納容器内の冷却等のための手順等 方針目的 設計基準事故対処設備が有する格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器代替スプレイ系により格納容器内の圧力および温度を低下させることを目的とする。 また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器代替スプレイ系により格納容器内の圧力および温度ならびに放射性物質の濃度を低下させることを目的とする。
-----------	---

①	
---	--

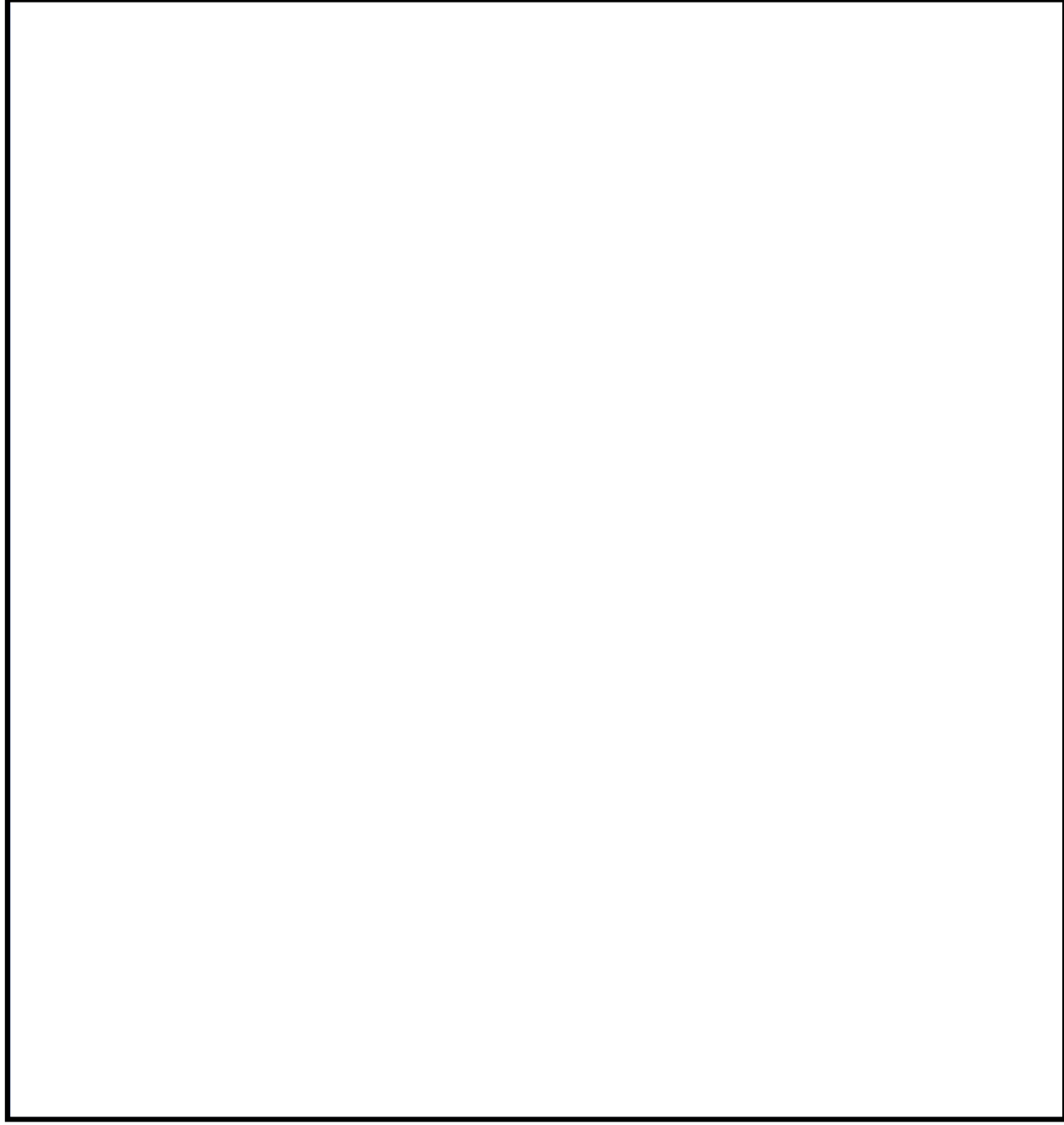
操作手順 6. 格納容器内の冷却等のための手順等 方針目的	設計基準事故対処設備が有する格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器代替スプレイ系により格納容器内の圧力および温度を低下させることを目的とする。 また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器代替スプレイ系により格納容器内の圧力および温度ならびに放射性物質の濃度を低下させることを目的とする。
-------------------------------------	--

①	
---	--

①	<p>操作手順</p> <p>2. 原子炉冷却材圧カバウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等</p> <p>方針目的</p> <p>原子炉冷却材圧カバウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却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、高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉への注水により原子炉を冷却することを目的とする。</p> <p>また、原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視および制御することを目的とする。</p> <p>さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水することを目的とする。</p>
---	---

②	<p>操作手順</p> <p>3. 原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧するための手順等</p> <p>方針目的</p> <p>原子炉冷却材圧カバウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧および減圧の自動化により原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧することを目的とする。</p> <p>また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧カバウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止するため、原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧することを目的とする。</p> <p>さらに、インターフェイスシステムLOCA発生時において、原子炉冷却材の漏洩を抑制するため、原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧することを目的とする。</p>
---	---

③	<p>操作手順</p> <p>4. 原子炉冷却材圧カバウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等</p> <p>方針目的</p> <p>原子炉冷却材圧カバウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および格納容器の破損を防止するため、低圧原子炉代替注水系により原子炉を冷却することを目的とする。</p> <p>また、炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合においても格納容器の破損を防止するため、低圧原子炉代替注水系により残存溶融炉心を冷却することを目的とする。</p>
---	--



① 操作手順 1 1. 燃料プールの冷却等のための手順等 方針目的	燃料プールの冷却機能または注水機能が喪失し、または燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が低下した場合において、燃料プール内の燃料体または使用済燃料（以下「燃料プール内の燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、および臨界を防止するため、燃料プール代替注水、漏えい抑制および燃料プールの監視を行うことを目的とする。さらに、燃料プールから発生する水蒸気による重大事故等対処設備への悪影響を防止することを目的とする。 また、燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該燃料プールの水位が異常に低下した場合において、燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため、燃料プールへのスプレー、大気への拡散抑制および燃料プールの監視を行うことを目的とする。
--	---

①	
---	--

①	<p>操作手順 2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等</p> <p>方針目的 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却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、高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉への注水により原子炉を冷却することを目的とする。 また、原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視および制御することを目的とする。 さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水することを目的とする。</p>
---	---

②	<p>操作手順 4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等</p> <p>方針目的 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および格納容器の破損を防止するため、低圧原子炉代替注水系により原子炉を冷却することを目的とする。 また、炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合においても格納容器の破損を防止するため、低圧原子炉代替注水系により残存溶融炉心を冷却することを目的とする。</p>
---	---

①

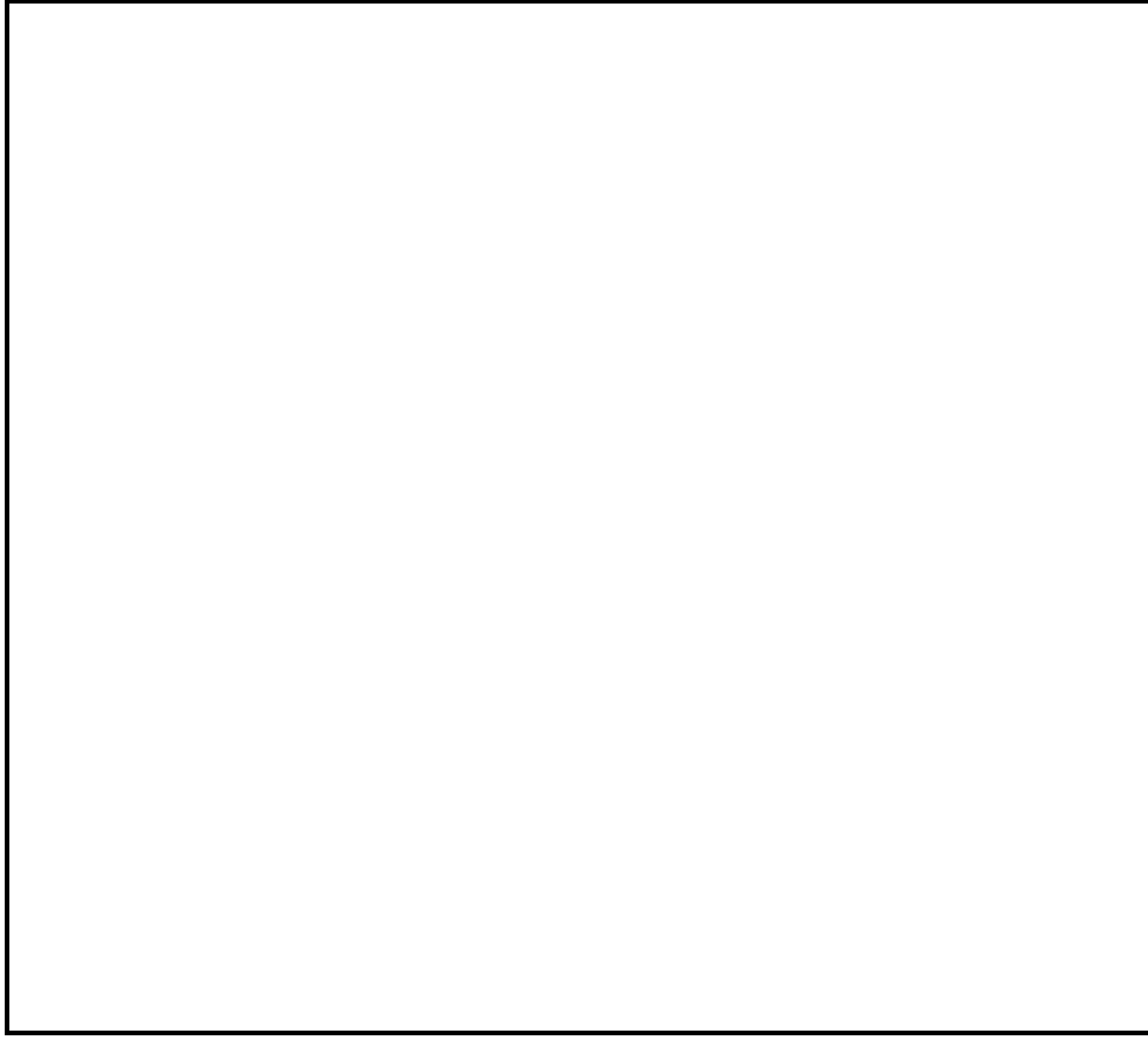
<p>操作手順</p>	<p>2. 原子炉冷却材圧カバウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等</p>
<p>方針目的</p>	<p>原子炉冷却材圧カバウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉への注水により原子炉を冷却することを目的とする。</p> <p>また、原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視および制御することを目的とする。</p> <p>さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水することを目的とする。</p>

②

<p>操作手順</p>	<p>3. 原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧するための手順等</p>
<p>方針目的</p>	<p>原子炉冷却材圧カバウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧および減圧の自動化により原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧することを目的とする。</p> <p>また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧カバウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止するため、原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧することを目的とする。</p> <p>さらに、インターフェイスシステムLOCA発生時において、原子炉冷却材の漏洩を抑制するため、原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧することを目的とする。</p>

③

<p>操作手順</p>	<p>4. 原子炉冷却材圧カバウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等</p>
<p>方針目的</p>	<p>原子炉冷却材圧カバウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および格納容器の破損を防止するため、低圧原子炉代替注水系により原子炉を冷却することを目的とする。</p> <p>また、炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合においても格納容器の破損を防止するため、低圧原子炉代替注水系により残存溶融炉心を冷却することを目的とする。</p>



①	
---	--

①	<p>操作手順</p> <p>2. 原子炉冷却材圧カバウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等</p> <p>方針目的</p> <p>原子炉冷却材圧カバウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対応設備が有する原子炉の冷却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、高圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉への注水により原子炉を冷却することを目的とする。</p> <p>また、原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視および制御することを目的とする。</p> <p>さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水することを目的とする。</p>
---	---

②	<p>操作手順</p> <p>3. 原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧するための手順等</p> <p>方針目的</p> <p>原子炉冷却材圧カバウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対応設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧および減圧の自動化により原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧することを目的とする。</p> <p>また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧カバウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止するため、原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧することを目的とする。</p> <p>さらに、インターフェイスシステムLOCA発生時において、原子炉冷却材の漏洩を抑制するため、原子炉冷却材圧カバウンダリを減圧することを目的とする。</p>
---	---

③	<p>操作手順</p> <p>4. 原子炉冷却材圧カバウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等</p> <p>方針目的</p> <p>原子炉冷却材圧カバウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対応設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および格納容器の破損を防止するため、低圧原子炉代替注水系により原子炉を冷却することを目的とする。</p> <p>また、炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合においても格納容器の破損を防止するため、低圧原子炉代替注水系により残存溶融炉心を冷却することを目的とする。</p>
---	--

II. 重大事故及び大規模損壊対応に係る実施基準と手順書との関連

①	
---	--

①	<p>操作手順 5. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</p> <p>方針目的 設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷および格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱、原子炉補機代替冷却系による除熱により最終ヒートシンクへ熱を輸送することを目的とする。</p>
---	--

②	<p>操作手順 1 4. 電源の確保に関する手順等</p> <p>方針目的 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷および運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備および代替所内電気設備により必要な電力を確保することを目的とする。 また、重大事故等の対処に必要な設備を継続運転させるため、燃料補給設備により給油することを目的とする。</p>
---	---

③	<p>操作手順 1 6. 中央制御室の居住性等に関する手順等</p> <p>方針目的 重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な対処設備および資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込み防止を目的とする。</p>
---	--

--	--

①

操作手順 5. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等	方針目的 設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷および格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、格納容器フィルタメント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱、原子炉補機代替冷却系による除熱により最終ヒートシンクへ熱を輸送することを目的とする。
----------------------------------	---

②

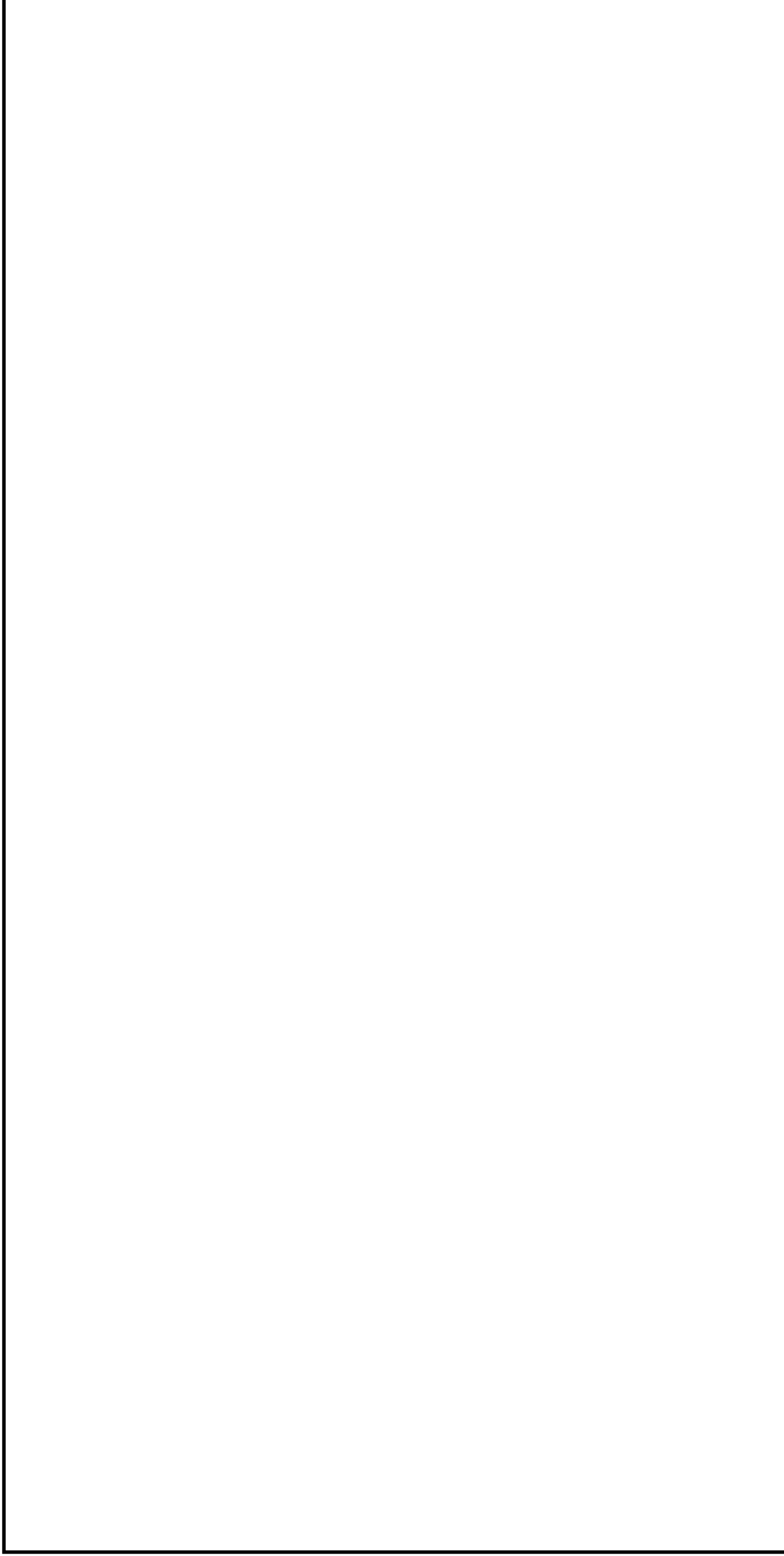
操作手順 1.4. 電源の確保に関する手順等	方針目的 電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、格納容器の破損、燃料プール内燃料体等の著しい損傷および運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備および代替所内電気設備により必要な電力を確保することを目的とする。 また、重大事故等の対処に必要な設備を継続運転させるため、燃料補給設備により給油することを目的とする。
---------------------------	--

③

操作手順 1.6. 中央制御室の居住性等に関する手順等	方針目的 重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な対処設備および資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込み防止を目的とする。
--------------------------------	---

参考

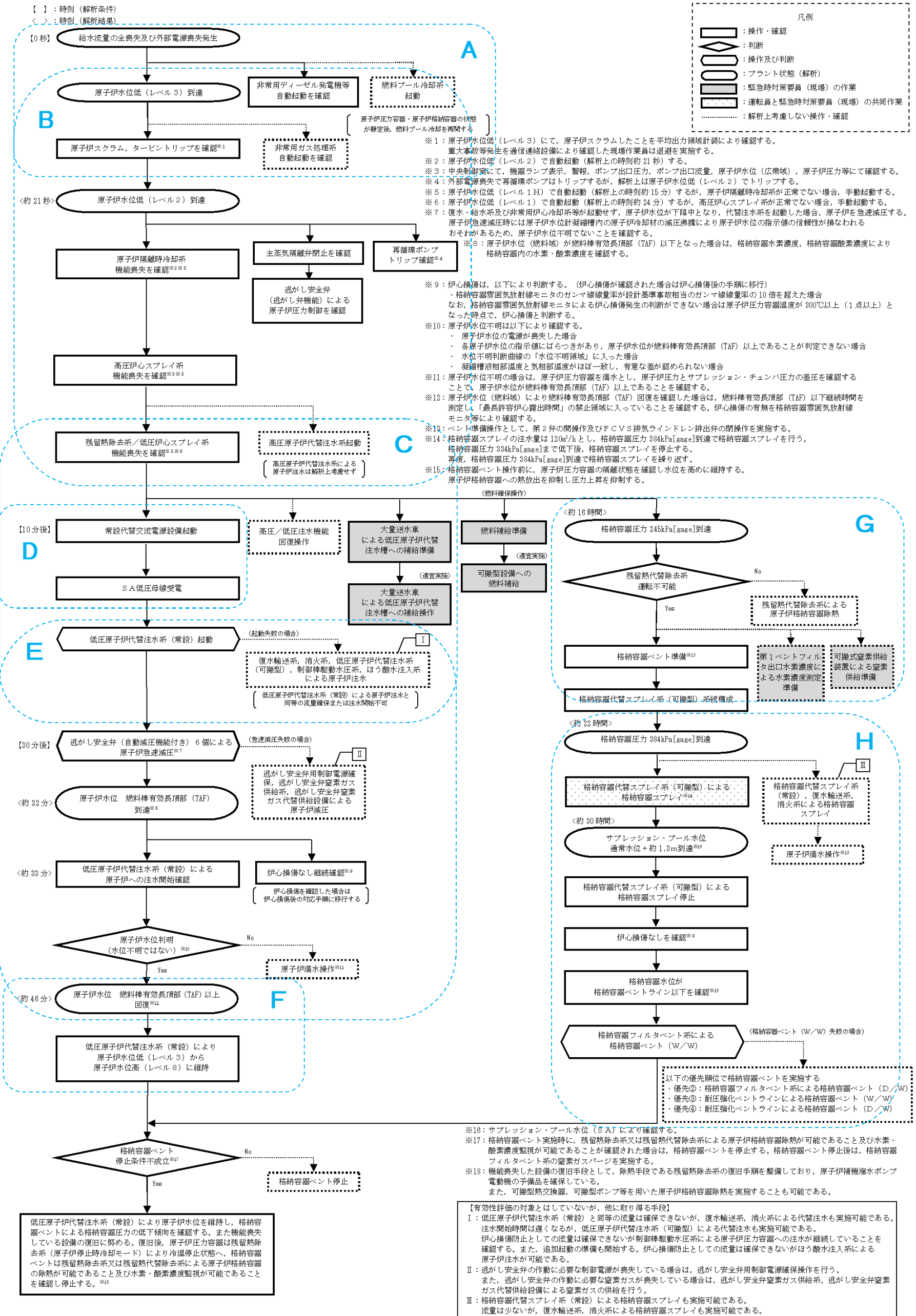
サブレッションチェンバ水位の主要レベル

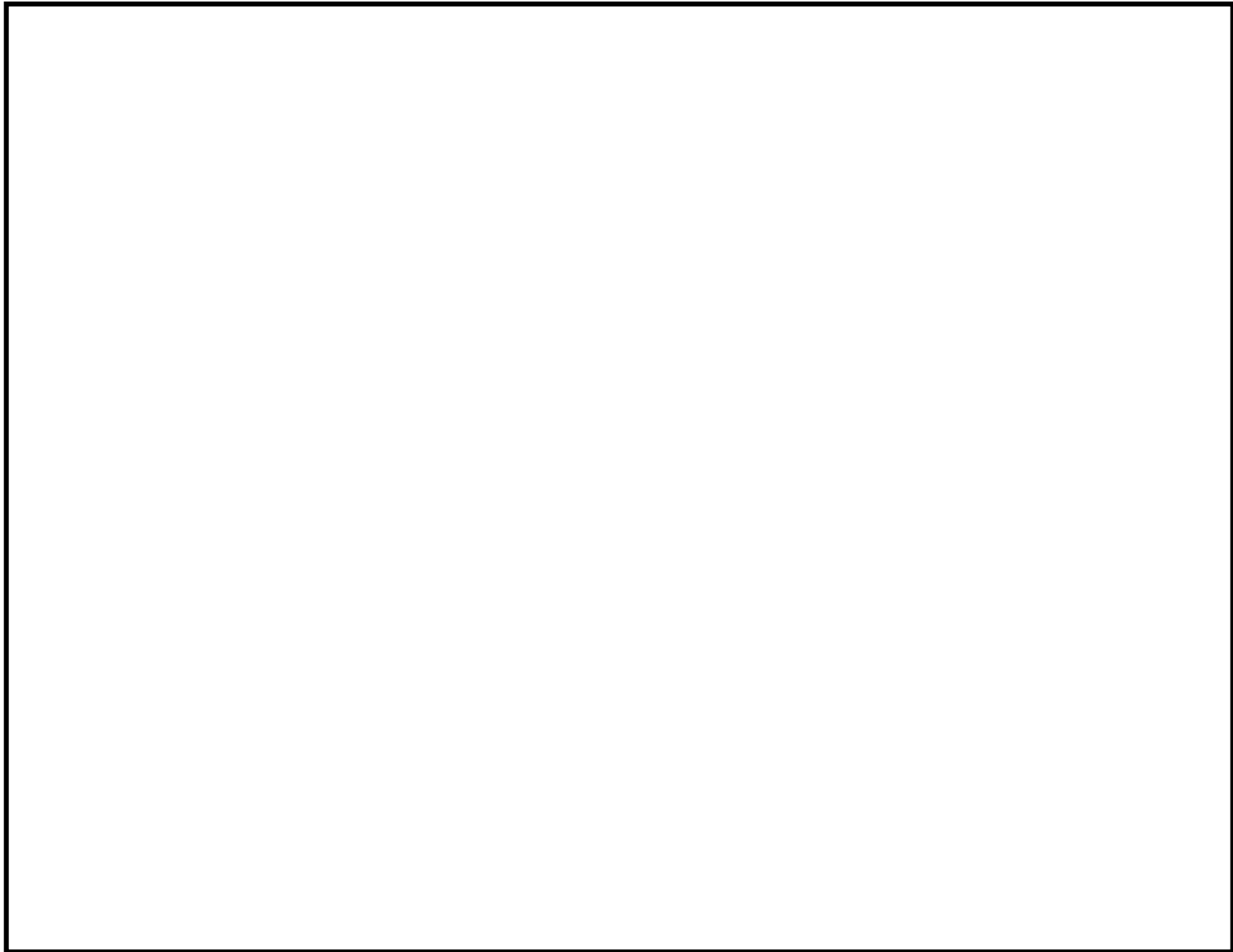
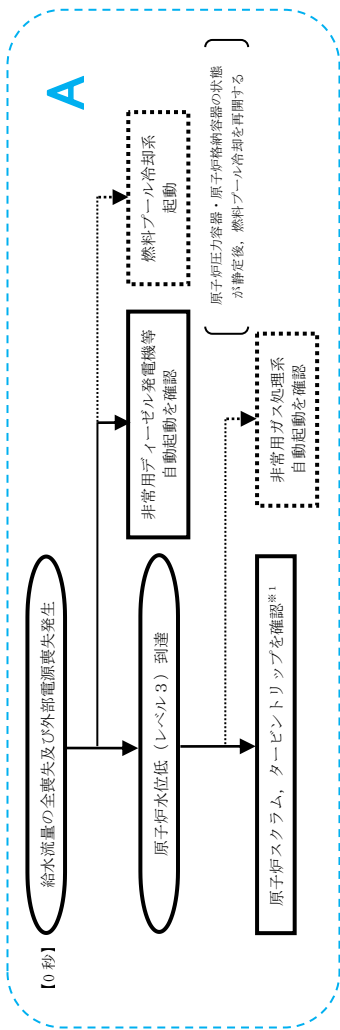


Ⅲ. 重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理

1. 「高圧・低圧注水機能喪失」の対応手順の概要

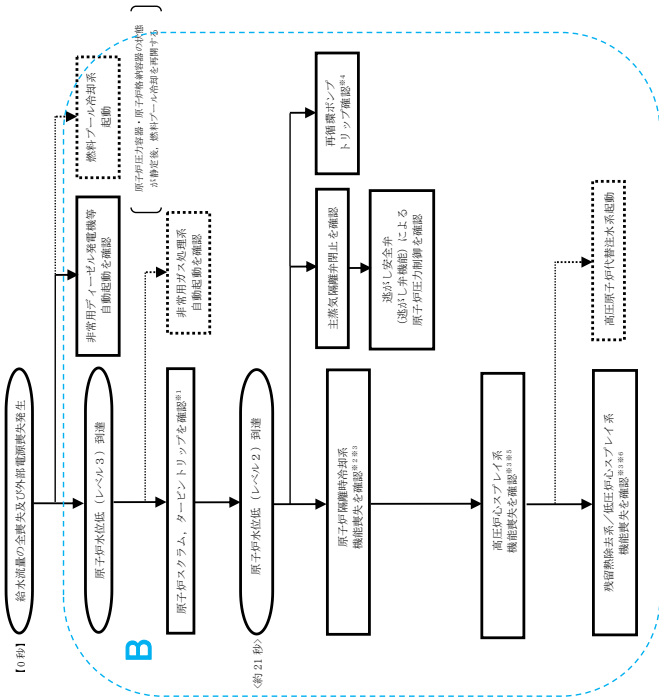
第3. 1. 1-2図 「高圧・低圧注水機能喪失」の対応手順の概要





保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御 (1) スクラム</p>	<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉を停止する。 十分な炉心冷却状態を維持する。 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。) <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム信号が発生した場合 手動スクラムした場合 各制御の脱出条件が成立した場合 <p>③脱出条件</p>
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。 二次格納容器制御「二次格納施設制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。 	<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 原子炉出力</p> <ul style="list-style-type: none"> 「自動スクラム」警報の発信を確認する。 全制御棒挿入状態を確認する。 平均出力領域計装の指示を確認する。 スクラム排出水容器ドレン弁、ベント弁の全閉を確認する。 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムおよび代替制御棒挿入機能の動作を行う。 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 全制御棒が全挿入位置であることを確認し、全挿入位置を確認できない場合に1本のみ制御棒が未挿入であることを確認し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」に移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も原子炉制御「反応度制御」で行う。 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態および速度を確認する。 中性子源領域計装検出器および中間領域計装検出器を炉心内に挿入する。 平均出力領域計装、中性子源領域計装および中間領域計装により、原子炉未臨界を確認する。 <p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を確認する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合は、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 タービン駆動給水ポンプを停止し、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(一要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動作動した場合は不要) 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系(常設)、低圧原子炉代替注水系(可搬型)、復水輸送系、消火系または制御棒駆動水圧系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、大量送水車の接続を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。 原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。



保安規定 添付1

⑤ 主な監視操作内容

- ・原子炉水位が有効燃料頂部に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
- ・原子炉水位を連続的に監視する。

C. 原子炉圧力

- ・原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
- ・主蒸気隔離弁が開の場合は、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認する。
- ・原子炉圧力制御が正常でない場合または復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を全閉し、原子炉を隔離する。
- ・主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合は、一次格納容器制御「サブレシジョンチェンバ温度制御」に移行する。
- ・主蒸気隔離弁が閉の場合は、主蒸気逃がし安全弁を開いて、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。なお、復水器が使用可能である場合は、主蒸気ドレン弁により調整してもよい。
- ・主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブレシジョンチェンバの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブレシジョンチェンバ冷却を行う。
- ・原子炉圧力をタービンバイパスまたは主蒸気逃がし安全弁により原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力まで減圧し、原子炉隔離時冷却系を停止する。
- ・原子炉圧力を残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを起動する。
- ・主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D. タービン・電源

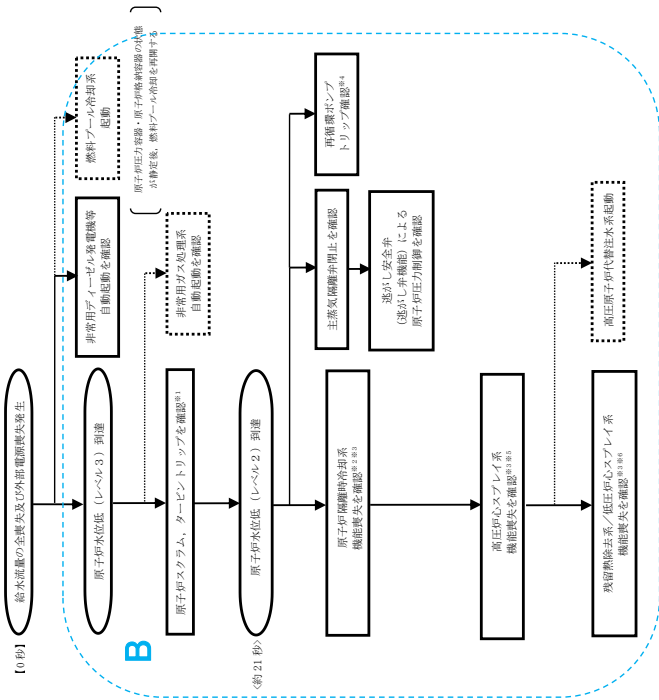
- ・原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。(タービン自動トリップの場合は不要。)
- ・タービントリップ状態、発電機トリップ状態を確認する。
- ・所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部または全部が確保されない場合は、「交流/直流電源供給回復」に移行する。
- ・主蒸気隔離弁が開の場合は、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器およびグラウンドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- ・原子炉圧力制御が正常でない場合は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を全閉し原子炉を隔離する。
- ・タービン、発電機の停止状態を確認する。

E. モニタ確認

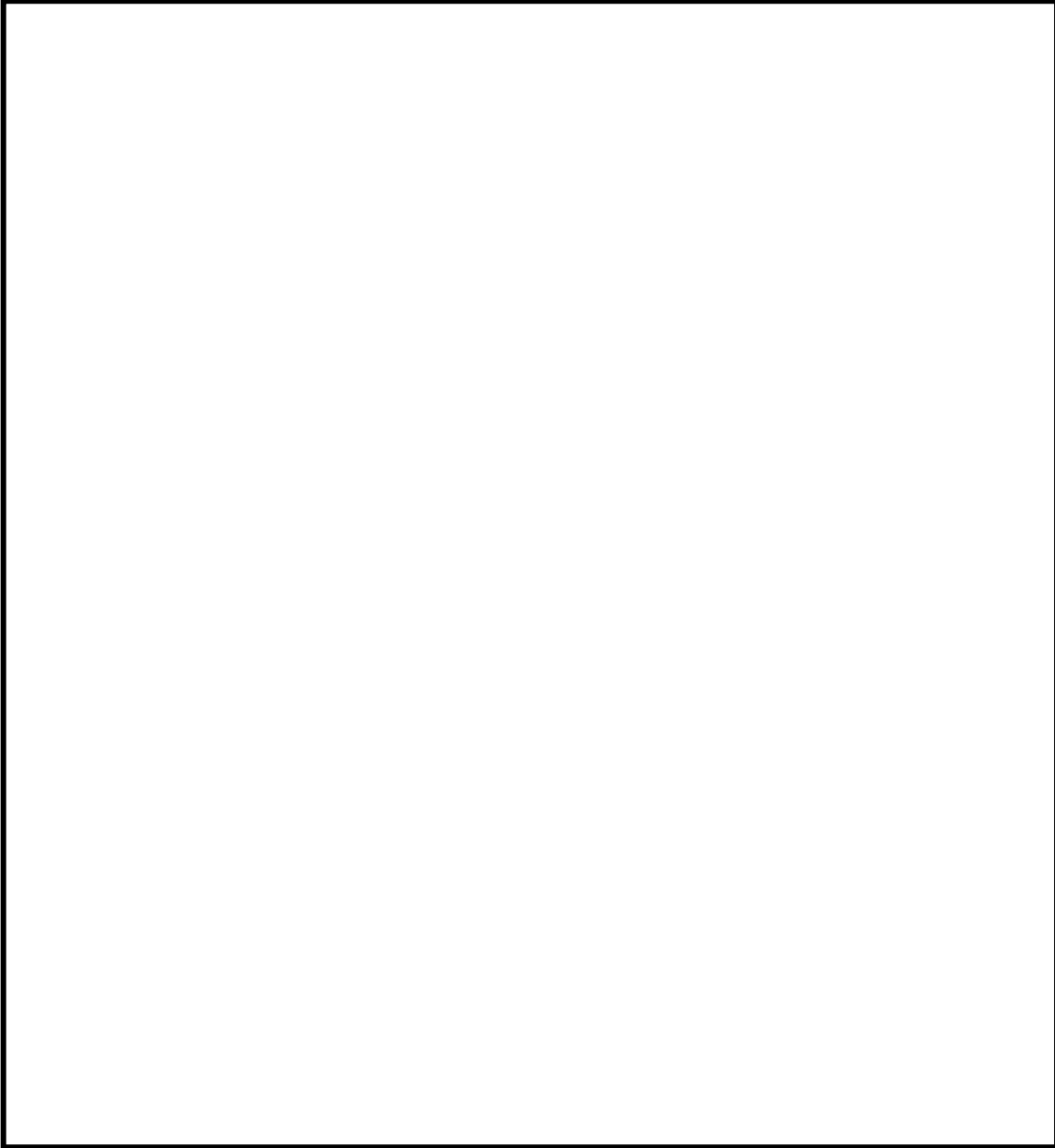
- ・各種放射線モニタの指示を確認する。
- ・各種放射線モニタの指示の異常が確認された場合は、「復旧」操作に移行せず原因の調査を実施する。

F. 復旧

- ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- ・格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- ・原子炉圧力等の主要パラメータが安定していることを確認する。
- ・格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- ・原子炉浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉棟空調換気系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- ・主蒸気隔離弁が閉している場合は、開可能であれば均圧後、主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉を減圧する。
- ・原子炉スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- ・原子炉再循環ポンプが停止した場合は、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
- ・原子炉を冷温停止する。

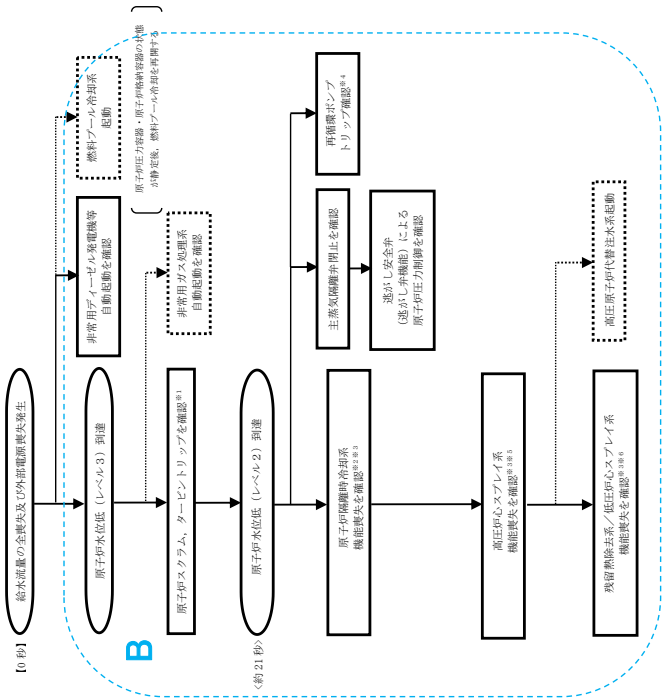


① ②



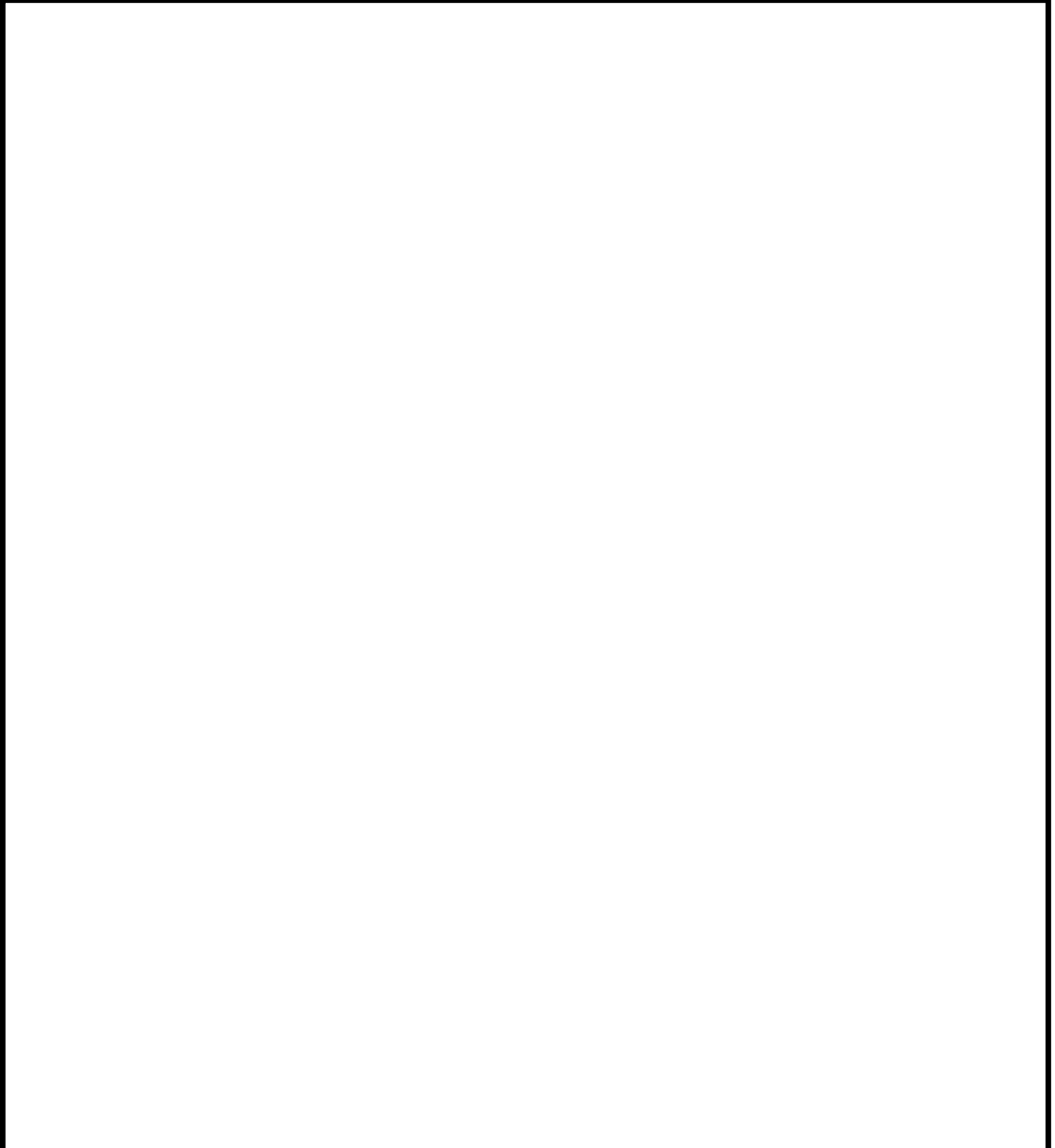
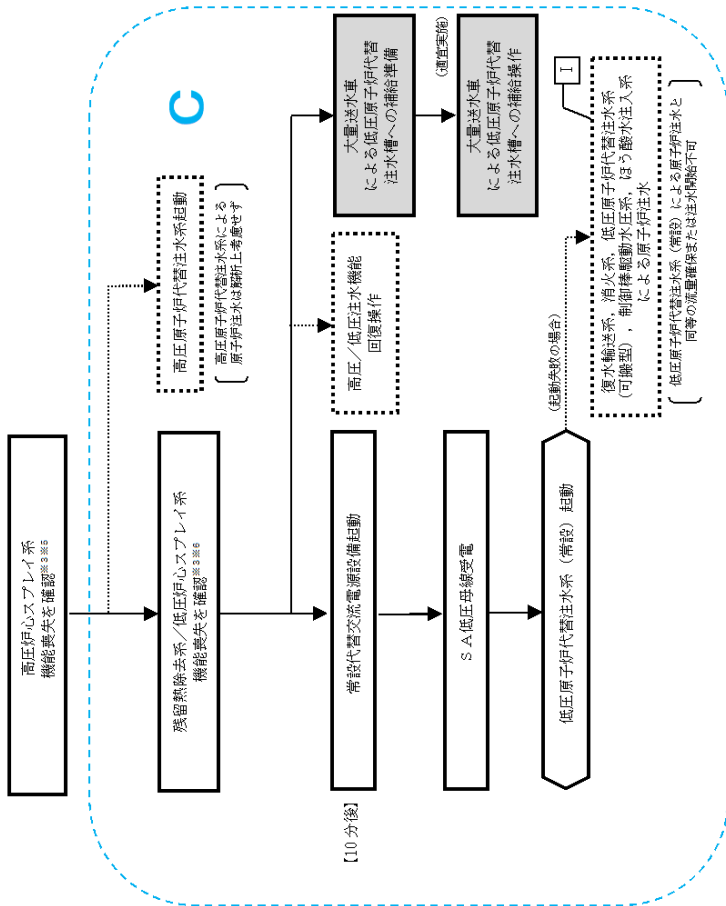
保安規定 添付1

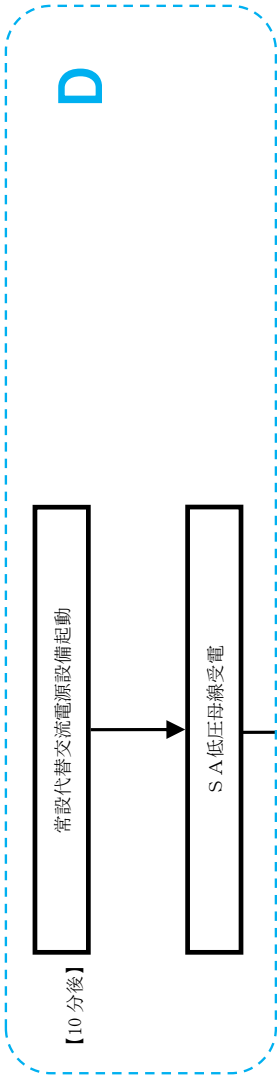
5. 電源制御	
(1) 交流／直流電源供給回復	
①目的	・ 交流電源および直流電源の供給を回復し、維持する。
②導入条件	・ 原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合
④基本的な考え方	・ 非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。
⑤主な監視操作内容	<p>A. 非常用ディーゼル発電機</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用ディーゼル発電機の状況を随時把握する。 ・ 原子炉補機海水系および高圧炉心スプレイ補機海水系の運転状態を随時把握し、非常用ディーゼル発電機の冷却が継続可能であることを確認する。 ・ 交流電源喪失となった場合は、可搬型設備による冷却水供給要請、および原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を確認する。全交流電源喪失が継続し格納容器ベント基準に到達した場合は、格納容器フィルタベント系または耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。 <p>B. FLSR, RHAR 電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系および高圧原子炉代替注水系の起動に失敗し高圧・低圧注水機能喪失となった場合には、常設代替交流電源設備により代替所内電気設備を受電し、低圧原子炉代替注水系（常設）および残留熱代替除去系による原子炉注水に必要な設備の電源を確保する。 <p>C. 受電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 <p>D. 給電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備による電源供給を回復させる。 <p>E. 直流電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。 <p>F. 直流電源回復</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 <p>G. 復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設電源設備または非常用電源設備の復旧状況に応じ、継続して電源供給可能な設備に切り替える。



保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御 (3) 水位確保</p>	<p>①目的 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。</p> <p>②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合 ・一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サプレッションチェンバ圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合 ・不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合 ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合 ・不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合</p> <p>③脱出条件 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合</p>	<p>④基本的な考え方 ・原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。</p> <p>⑤主な監視操作内容 A. 水位確保 ・原子炉水位、原子炉圧力、格納容器隔離ならびに非常用炉心冷却系および非常用ディーゼル発電機の作動を確認する。 ・作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。</p> <p>B. 水位 ・給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系または低圧原子炉代替注水系（可搬型）、制御棒駆動水圧系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。 ・原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に回復、維持できない場合は、大量送水車の接続を要請する。 ・給復水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続した場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上による原子炉注水の準備を行い不測事態「急速減圧」および一次格納容器制御「格納容器水位濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水位濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位が不明の場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水位濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。</p>
------------------------------	---	--

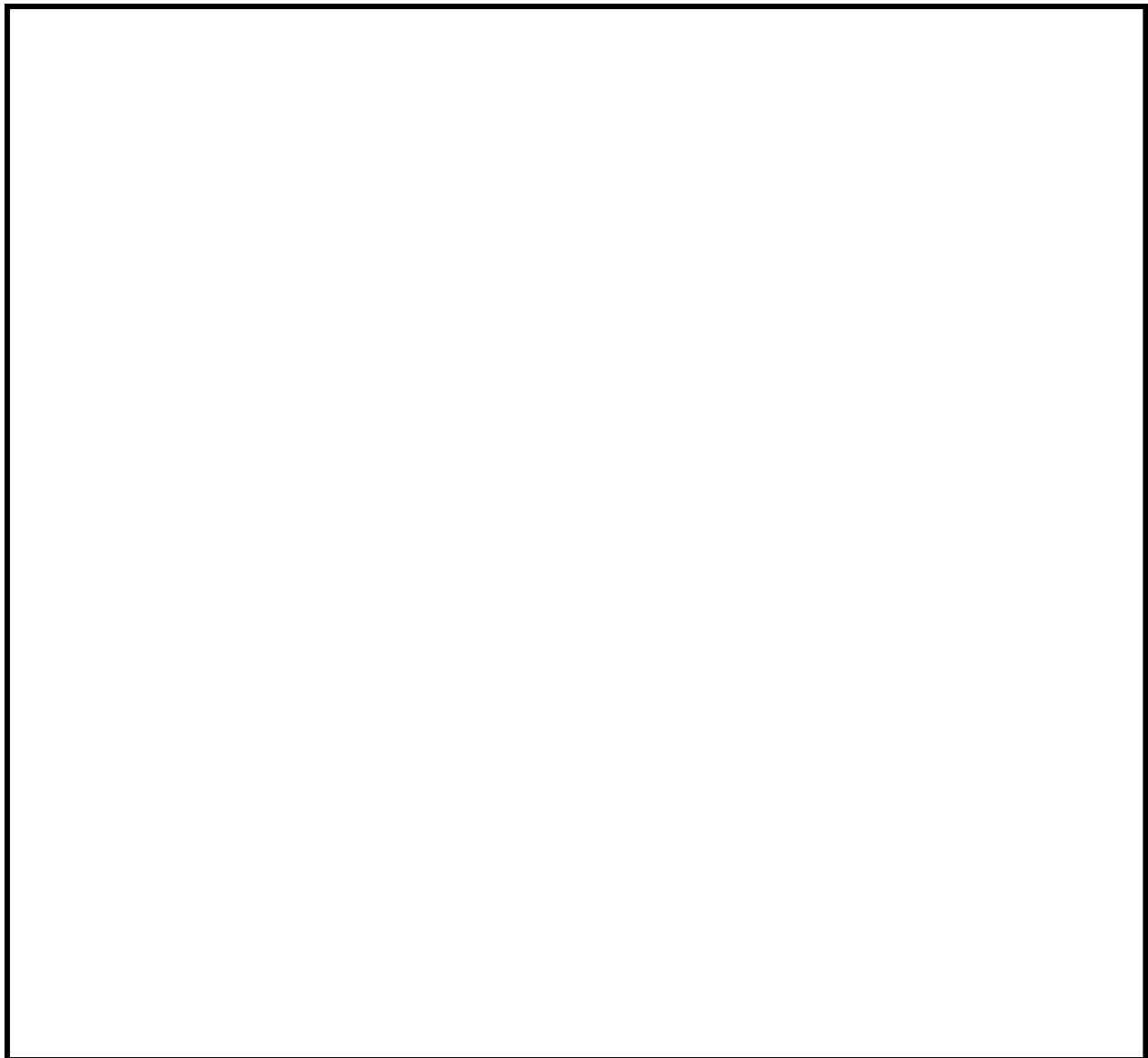




保安規定 添付1

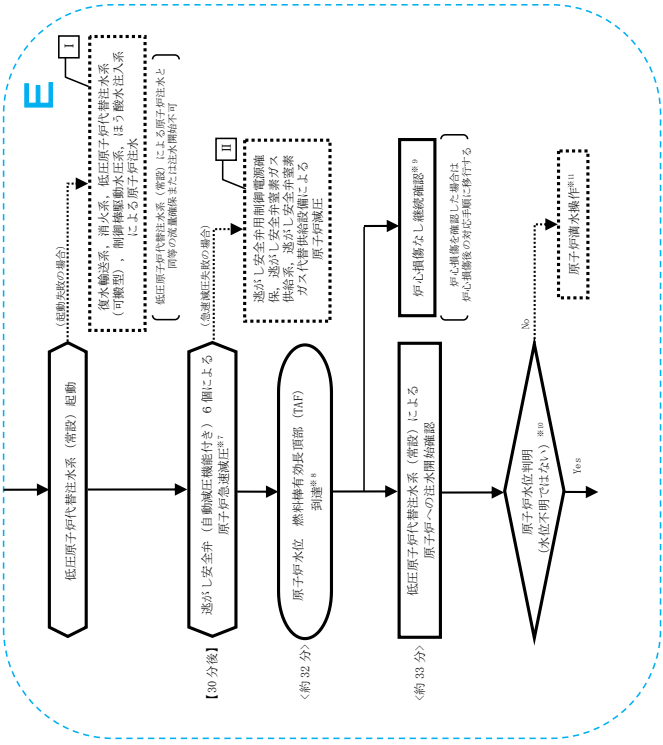
5. 電源制御 (1) 交流／直流電源供給回復
①目的 ・交流電源および直流電源の供給を回復し、維持する。
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合
④基本的な考え方 ・非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。
⑤主な監視操作内容 <u>A. 非常用ディーゼル発電機</u> ・非常用ディーゼル発電機の状態を随時把握する。 ・原子炉補機海水系および高圧炉心スプレイ補機海水系の運転状態を随時把握し、非常用ディーゼル発電機の冷却が継続可能であることを確認する。 ・全交流電源喪失となった場合は、可搬型設備による冷却水供給要請、および原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を確認する。全交流電源喪失が継続し格納容器ベント基準に到達した場合は、格納容器フィルタメント系または耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。 <u>B. FLSR, RHAR 電源確保</u> ・非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却および高圧原子炉代替注水系の起動に失敗し高圧・低圧注水機能喪失となった場合には、常設代替交流電源設備により代替所内電気設備を受電し、低圧原子炉代替注水系（常設）および残留熱代替除去系による原子炉注水に必要な設備の電源を確保する。 <u>C. 受電</u> ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 <u>D. 給電</u> ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備による電源供給を回復させる。 <u>E. 直流電源確保</u> ・所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。 <u>F. 直流電源回復</u> ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 <u>G. 復旧</u> ・常設電源設備または非常用電源設備の復旧状況に応じ、継続して電源供給可能な設備に切り替える。

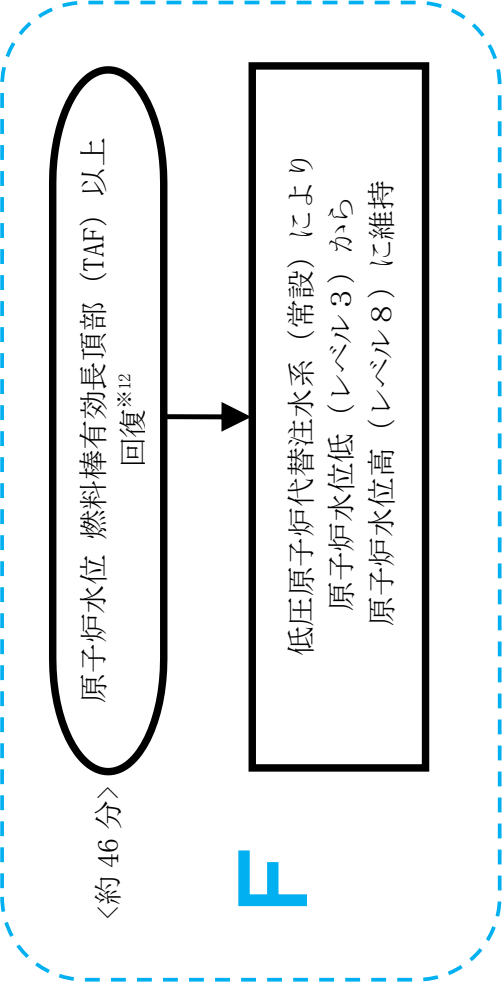
①



保安規定 添付1

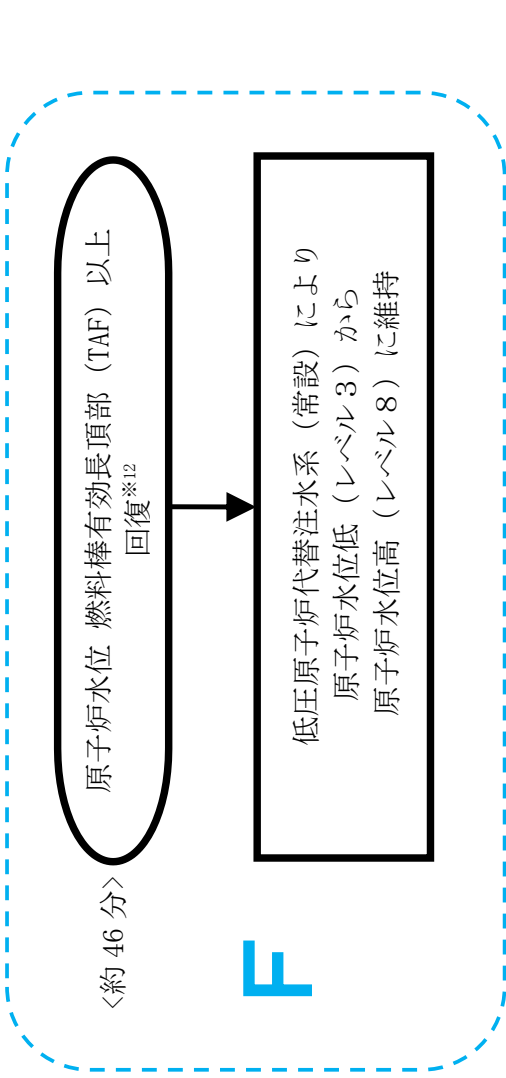
<p>4. 不測事態 (2) 急速減圧</p> <p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉を速やかに減圧する。 <p>② 導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「水位確保」において、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続し、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上が起動できた場合 原子炉制御「減圧冷却」において、サブプレッションチェンバ水温がサブプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サブプレッションチェンバ圧力が設計基準事故時最高圧力以上となった場合 一次格納容器制御「ドライウエル温度制御」において、ドライウエル局所温度がドライウエル設計温度に接近した場合、またはドライウエル局所温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度以上に原子炉スクラム後もドライウエル圧力が上昇して非常用炉心冷却系作動圧力以上でドライウエルスプレーできない場合 不測事態「水位回復」において、給復水系、非常用炉心冷却系が起動せず、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、消火系から1系統以上が起動できた場合 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が起動できない場合、または起動しても原子炉水位が上昇しない場合 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が起動できない場合 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が作動しているが、最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合 不測事態「水位不明」において、低圧で原子炉へ注水可能な系統、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上が起動できた場合 一次格納容器制御「サブプレッションチェンバ水位制御」において、サブプレッションチェンバ水位が、真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に誤差を考慮した値以上になった場合 一次格納容器制御「サブプレッションチェンバ水位制御」において、サブプレッションチェンバ水位がベント管凝縮限界値以下になった場合 一次格納容器制御「サブプレッションチェンバ温度制御」において、サブプレッションチェンバ水温がサブプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合 二次格納容器制御「二次格納施設制御」において、漏えい箇所の速やかな隔離に失敗した場合 	<p>④ 基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力低下必要時に、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁弁を順次開放して急速減圧する。自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数を開放する。 主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、復水器または原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。 原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」に移行する。 原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要がある。 急速減圧実施中に原子炉へ注水可能な系統が喪失した場合は、急速減圧操作を中断し、原子炉へ注水可能な系統を再起動する。
---	---



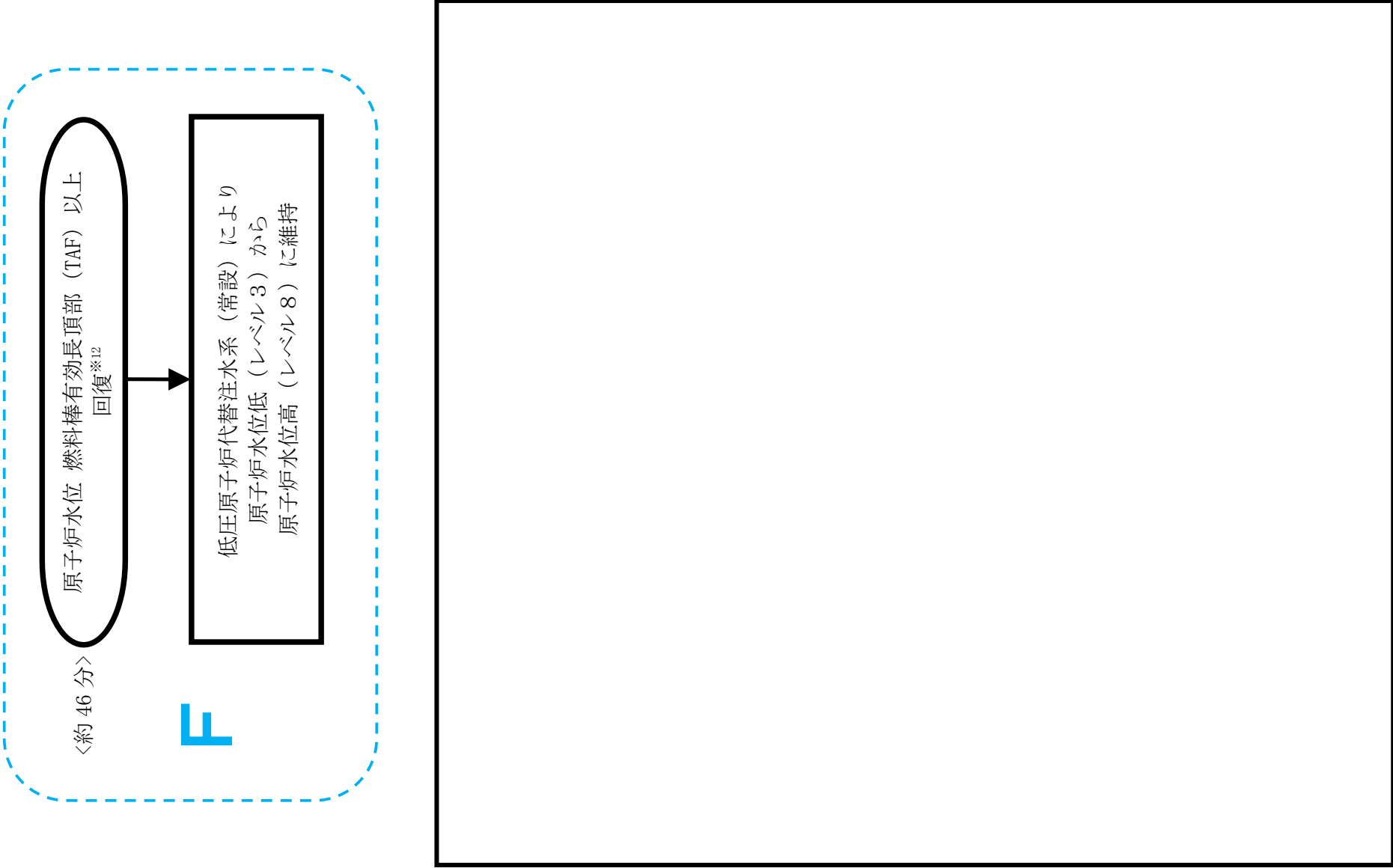


保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御 (3) 水位確保</p>	<p>①目的 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。</p> <p>②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持できない場合 ・一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サブレーションチャエンバ圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合 ・不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合 ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合 ・不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合</p> <p>③脱出条件 ⑤原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合</p>
<p>④基本的な考え方 ・原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。</p>	<p>⑤主な監視操作内容</p>
<p>①</p>	<p>A. 水位確保 ・原子炉水位、原子炉圧力、格納容器隔離ならびに非常用炉心冷却系および非常用ディーゼル発電機の作動を確認する。 ・作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。</p>
<p>②</p>	<p>B. 水位 ・給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系 (常設)、復水輸送系、消火系または低圧原子炉代替注水系 (可搬型)、制御棒駆動水圧系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。 ・原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に回復、維持できない場合は、大量送水車の接続を要請する。 ・給復水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続した場合は、低圧原子炉代替注水系 (常設) 1系統以上または復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) から 1系統以上に移行する。 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位が不明の場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。</p>
<p>③</p>	<p>・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。</p>
<p>④</p>	<p>・原子炉水位が有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。</p>



保安規定 添付1	
1. 原子炉制御 (1) スクラム	
①目的	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉を停止する。 十分な炉心冷却状態を維持する。 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)
②導入条件	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム信号が発生した場合 手動スクラムした場合 各制御の脱出条件が成立した場合
③脱出条件	
④基本的な考え方	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。 二次格納容器制御「二次格納施設制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。
⑤主な監視操作内容	<p>A. 原子炉出力</p> <ul style="list-style-type: none"> 「自動スクラム」警報の発信を確認する。 全制御棒挿入状態を確認する。 平均出力領域計装の指示を確認する。 スクラム排出水容器ドレン弁、ベント弁の全閉を確認する。 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムおよび代替制御棒挿入機能の動作を行う。 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 全制御棒が全挿入位置であることを確認し、全挿入位置を確認できない場合に1本のみ制御棒が未挿入であることを確認し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」に移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も原子炉制御「反応度制御」で行う。 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態および速度を確認する。 中性子源領域計装検出器および中間領域計装検出器を炉心に挿入する。 平均出力領域計装、中性子源領域計装および中間領域計装により、原子炉未臨界を確認する。 <p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を確認する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 タービン駆動給水ポンプを停止し、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(一要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自作動した場合は不要) 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系(常設)、低圧原子炉代替注水系(可搬型)、復水輸送系、消火系または制御棒駆動水圧系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、大量送水車の接続を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。 原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。



保安規定 添付1

⑤ 主な監視操作内容

- ・原子炉水位が有効燃料頂部に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
- ・原子炉水位を連続的に監視する。

①

C. 原子炉圧力

- ・原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
- ・主蒸気隔離弁が開の場合は、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認する。
- ・原子炉圧力制御が正常でない場合は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を全閉し、原子炉を隔離する。
- ・主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合は、一次格納容器制御「サブレシジョンチャンバ温度制御」に移行する。
- ・主蒸気隔離弁が閉の場合は、主蒸気逃がし安全弁を開いて、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。なお、復水器が使用可能である場合は、主蒸気ドレン弁により調整してもよい。
- ・主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブレシジョンチャンバの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブレシジョンチャンバ冷却を行う。
- ・原子炉圧力をタービンバイパスまたは主蒸気逃がし安全弁により原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力まで減圧し、原子炉隔離時冷却系を停止する。
- ・原子炉圧力を残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを起動する。
- ・主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D. タービン・電源

- ・原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。(タービン自動トリップの場合は不要。)
- ・タービントリップ状態、発電機トリップ状態を確認する。
- ・所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部または全部が確保されない場合は、「交流/直流電源供給回復」に移行する。
- ・主蒸気隔離弁が開の場合は、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器およびグラシールドの切替により復水器真空度を維持する。
- ・原子炉圧力制御が正常でない場合は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を全閉し原子炉を隔離する。
- ・タービン、発電機の停止状態を確認する。

E. モニタ確認

- ・各種放射線モニタの指示を確認する。
- ・各種放射線モニタの指示の異常が確認された場合は、「復旧」操作に移行せず原因の調査を実施する。

F. 復旧

- ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- ・格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- ・原子炉圧力等の主要パラメータが安定していることを確認する。
- ・格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- ・原子炉浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉炉棟空調換気系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- ・主蒸気隔離弁が閉している場合は、開可能であれば均圧後、主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉を減圧する。
- ・原子炉スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- ・原子炉再循環ポンプが停止した場合は、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
- ・原子炉を冷温停止する。

保安規定 添付1

⑤ 主な監視操作内容

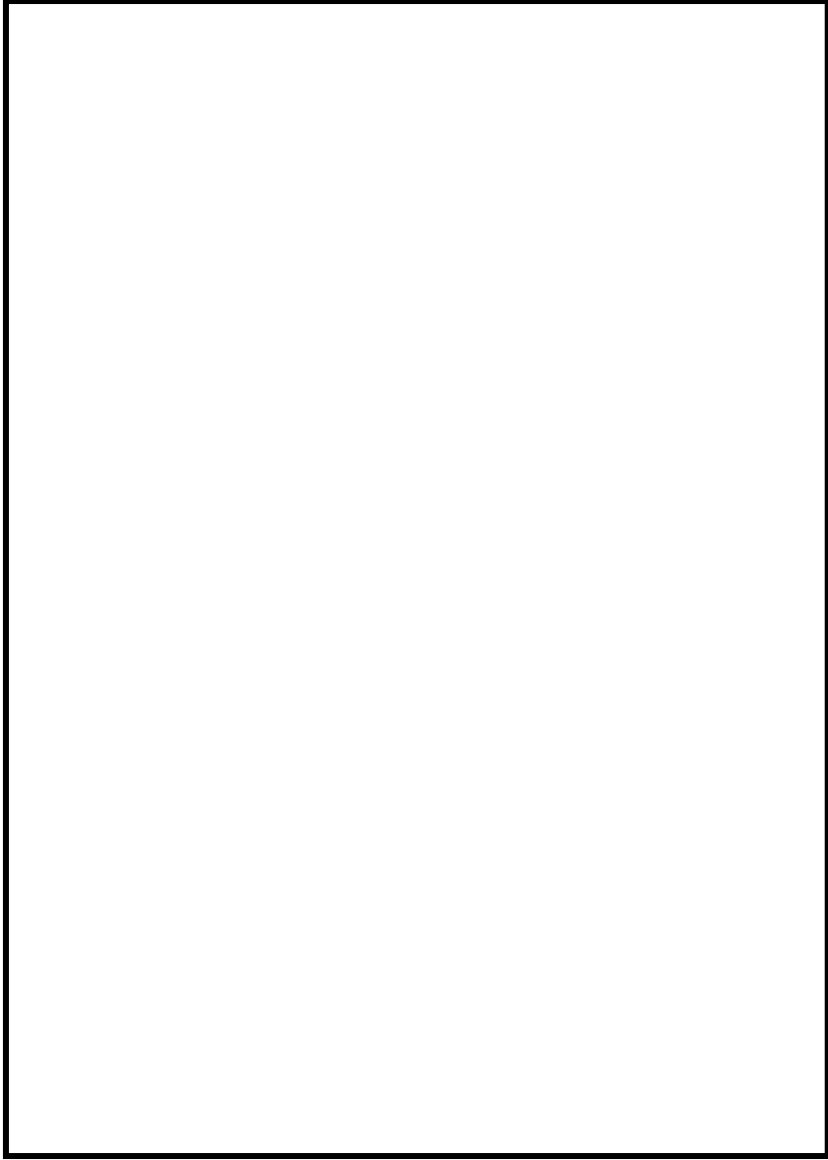
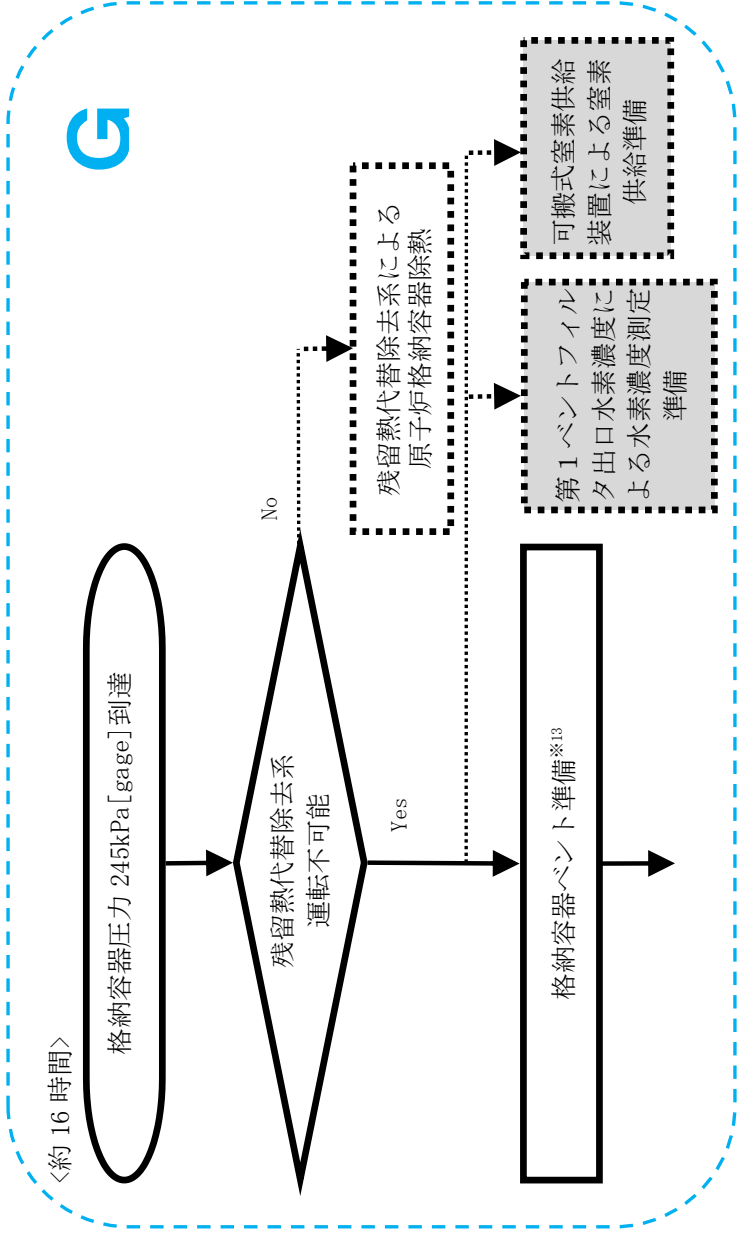
G. 一次格納容器制御への導入

・一次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)

H. 二次格納容器制御への導入

・二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)

①



<約 16 時間>

格納容器圧力 245kPa [Gage] 到達



No

残留熱代替除去系による
原子炉格納容器除熱

可搬式窒素供給
装置による窒素
供給準備

第1ベントフイル
タ出口水素濃度測
定による水素濃度
準備

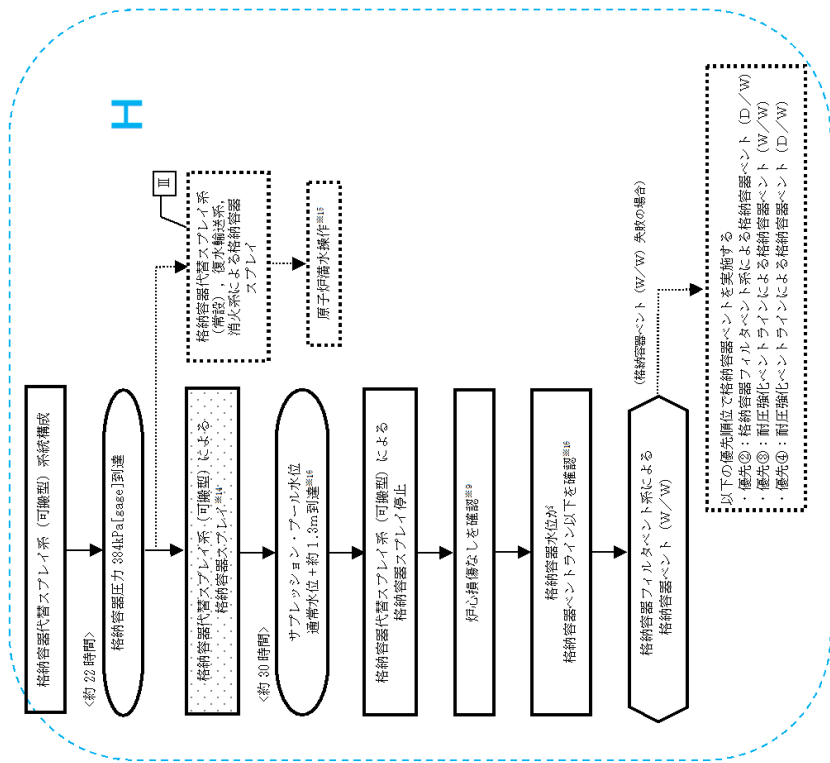
格納容器ベント準備^{*13}

Yes



保安規定 添付1

<p>2. 一次格納容器制御 (1) 格納容器圧力制御</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力を監視し、制御する。 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガスまたは空気の漏えいであり、ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以下で、かつドライウエルベントを実施した場合 24時間以内にドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合 不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合 	<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ドライウエル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、サブレーションチェンバ圧力が格納容器圧力制限値に達する前に原子炉を急速減圧し、格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、原子炉を満水にし、サブレーションチェンバ水位が「格納容器圧力制御」外部注水制限値に到達または格納容器代替スプレイ失敗の場合は、格納容器ベントを行う。 格納容器内で原子炉冷却材圧カバウンダリの大破断が発生した場合は、ドライウエルスプレイおよびサブレーションチェンバ圧力が安全解析上の要求時間以内に完了する必要があるが、炉心再冠水後速やかにドライウエルスプレイおよびサブレーションチェンバスプレイを起動する。 原子炉制御「反応度制御」を実施中は、原子炉制御「反応度制御」を優先する。 <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 格納容器圧力制御</p> <ul style="list-style-type: none"> ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉がスクラムしたことを確認する。 ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガスまたは空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。 ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合は、原子炉水位が有効炉心長の3分の2に相当する水位以上で安定し、格納容器冷却系として作動させる低圧注水系以外の非常用炉心冷却系の継続的作動を確認した後に、ドライウエルスプレイおよびサブレーションチェンバ圧力を作動させる。また、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を行う。 サブレーションチェンバ圧力が非常用炉心冷却系作動圧力になった場合は、サブレーションチェンバスプレイを作動させる。 サブレーションチェンバ圧力がドライウエルスプレイ起動圧力以上かつ設計基準事故時最高圧力未満の状態が24時間継続した場合、またはサブレーションチェンバ圧力が設計基準事故時最高圧力以上の場合は、原子炉再循環ポンプおよびドライウエル冷却機を停止し、ドライウエルスプレイおよびサブレーションチェンバスプレイを作動させる。 サブレーションチェンバ圧力が設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。また、格納容器ベント準備を行う。 サブレーションチェンバ圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、低圧注水系を一時ドライウエルスプレイおよびサブレーションチェンバ圧力を減圧するとともに「原子炉満水」操作を行う。また、ドライウエルスプレイおよびサブレーションチェンバ圧力が起動できない場合は、格納容器代替スプレイを間欠で行う。 <p>B. 原子炉満水</p> <ul style="list-style-type: none"> サブレーションチェンバ圧力が格納容器圧力制限値に達した場合は、「急速減圧」時必要最少弁数以上の主蒸気逃がし安全弁を開いた後、主蒸気隔離弁、主蒸気ドレン弁ならびに原子炉隔離時冷却系および原子炉浄化系の隔離弁を全閉する。 給復水系、非常用炉心冷却系、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）または制御棒駆動水圧系を使用して原子炉へ注水し、注水量を増やして、原子炉水位をできるだけ高く維持する。 サブレーションチェンバ圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。



保安規定 添付1

C. 格納容器ベント

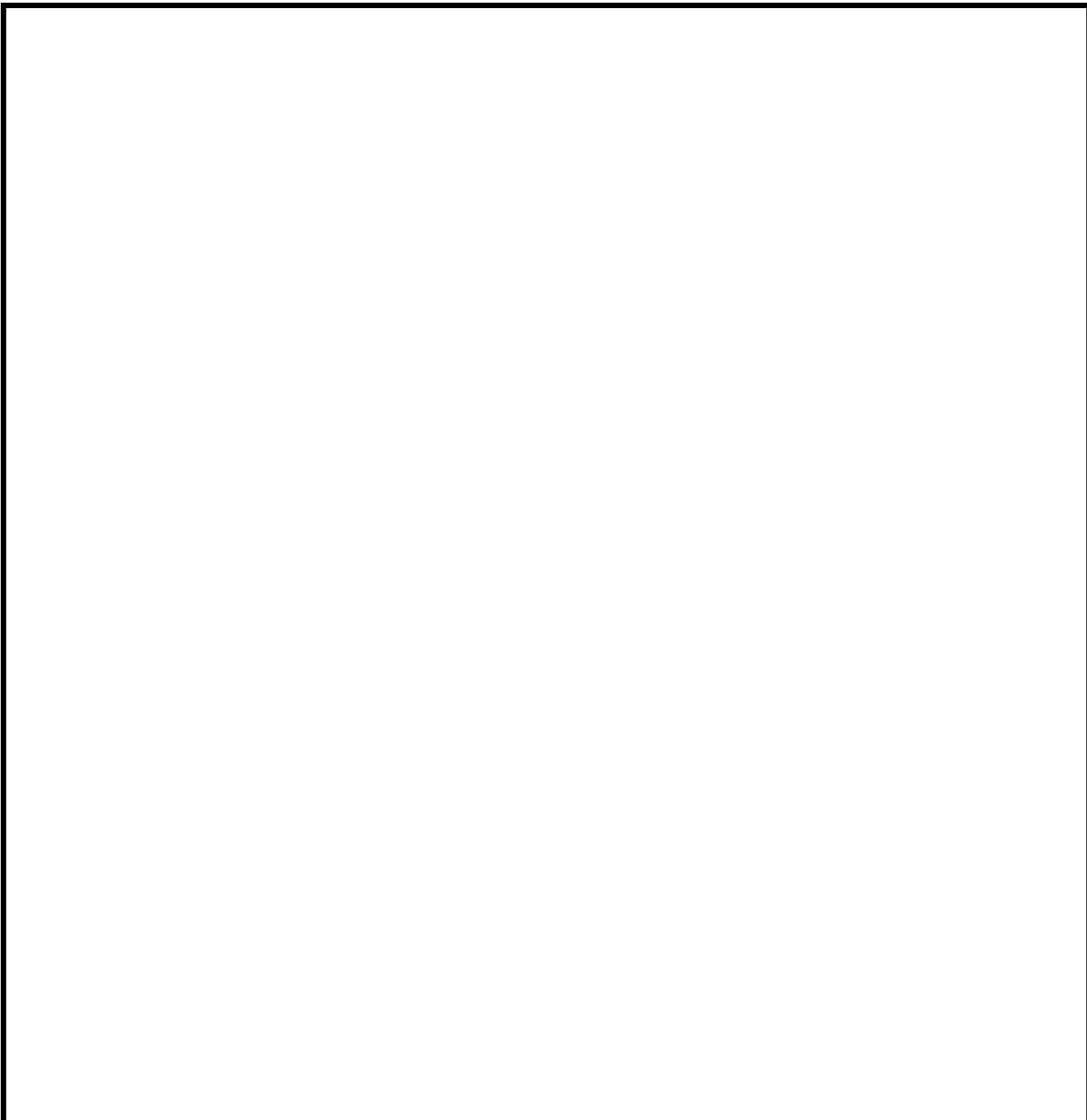
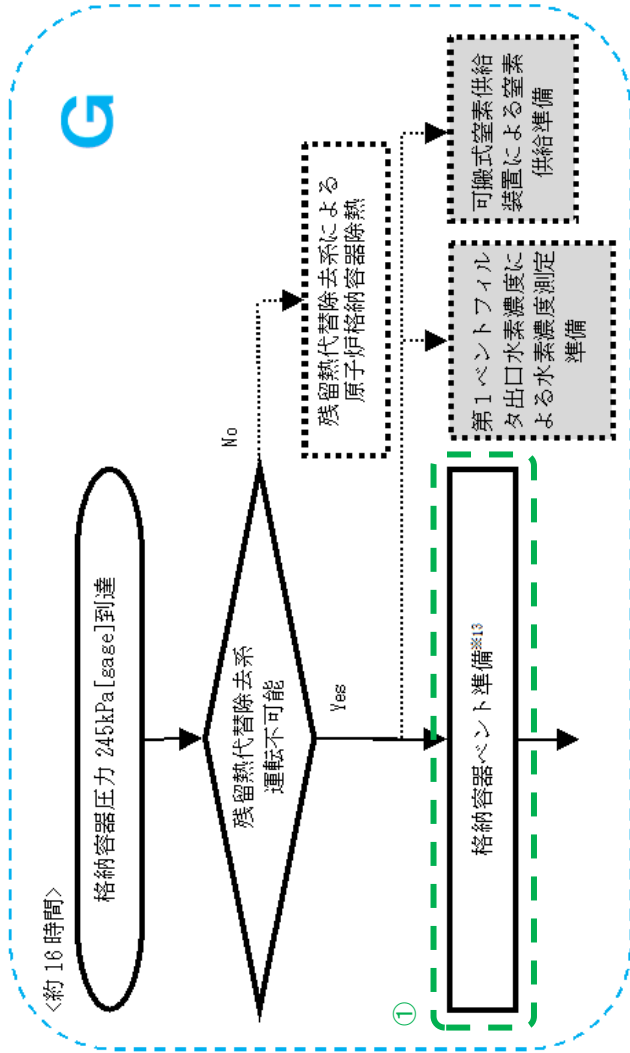
- ① サブプレッションチェンバ水位が「格納容器圧力制御」外部注水制限値に到達または格納容器代替スプレイ失敗の場合は、炉心損傷がないことを確認して、格納容器ベントを実施する。
- ② 格納容器ベントは、サブプレッションチェンバ側フィルタベントラインを優先して使用し、サブプレッションチェンバ側フィルタベントラインが使用できない場合は、ドライウエル側フィルタベントラインを使用する。フィルタベントラインが使用できない場合は、サブプレッションチェンバ側耐圧強化ベントラインを優先して使用し、サブプレッションチェンバ側耐圧強化ベントラインが使用できない場合は、ドライウエル側耐圧強化ベントラインを使用する。

保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
7	格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱※	運転員 (中央制御室, 現場)	3	55分以内
		緊急時対策要員	2	

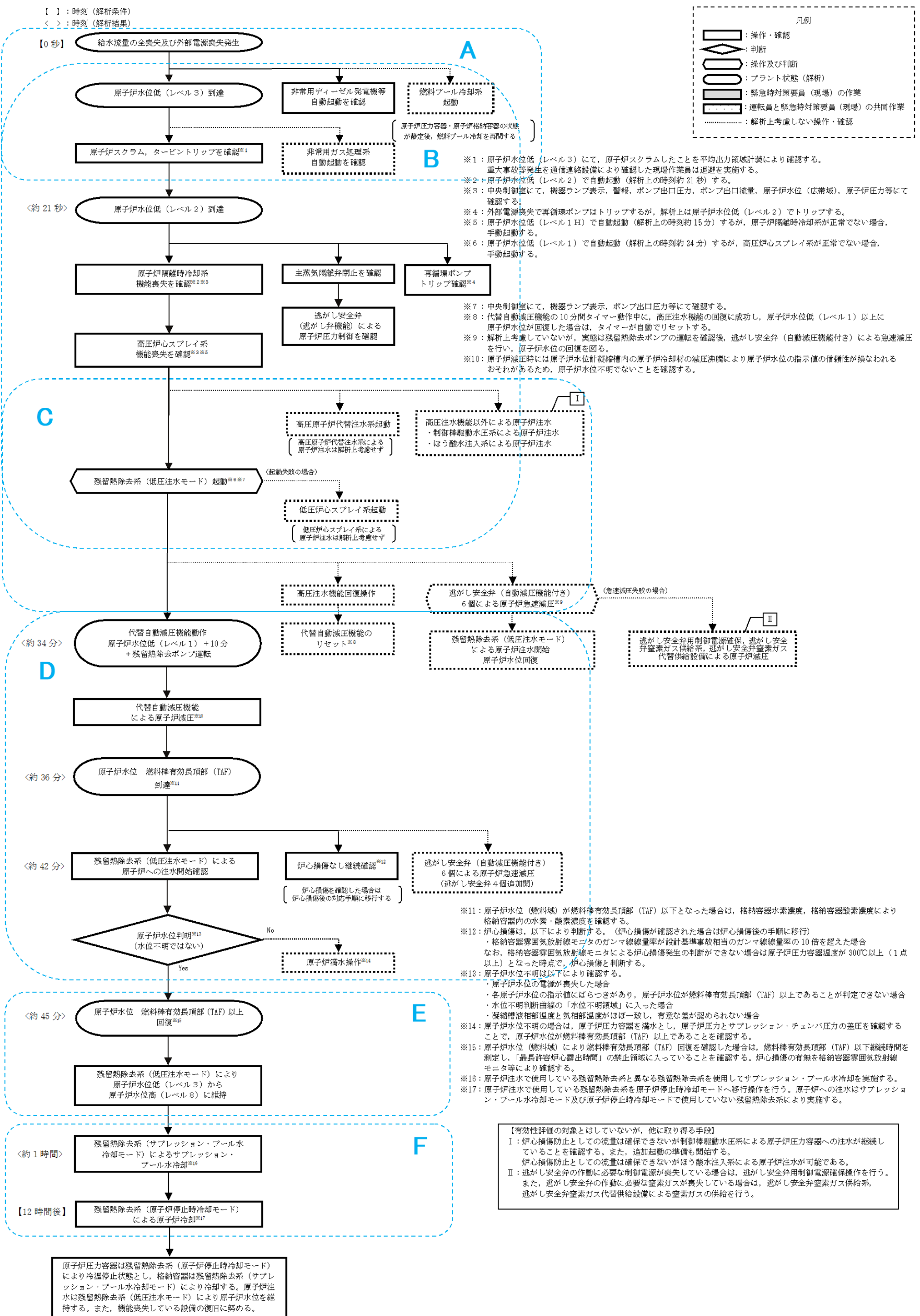
①

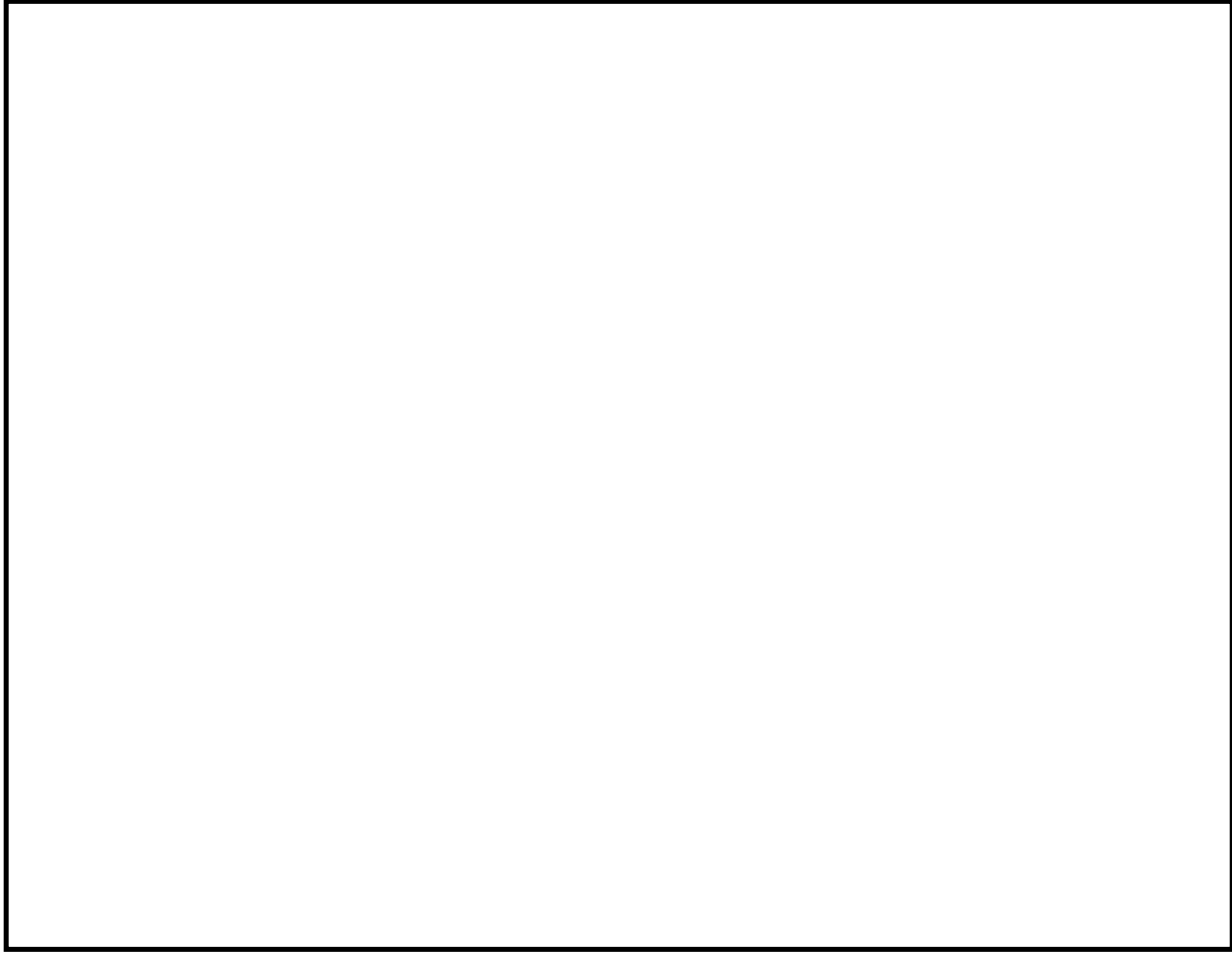
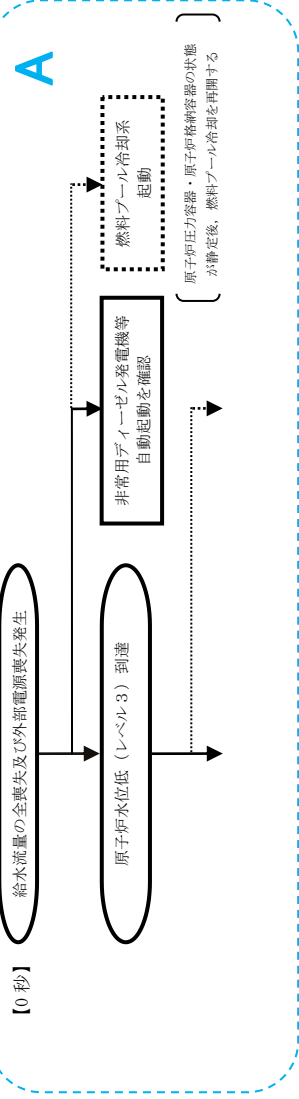
※ 有効性評価の重大事故シナシスに係る対応手段（以下，本表において同じ。）



III. 重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理
2. 「高圧注水・減圧機能喪失」の対応手順の概要

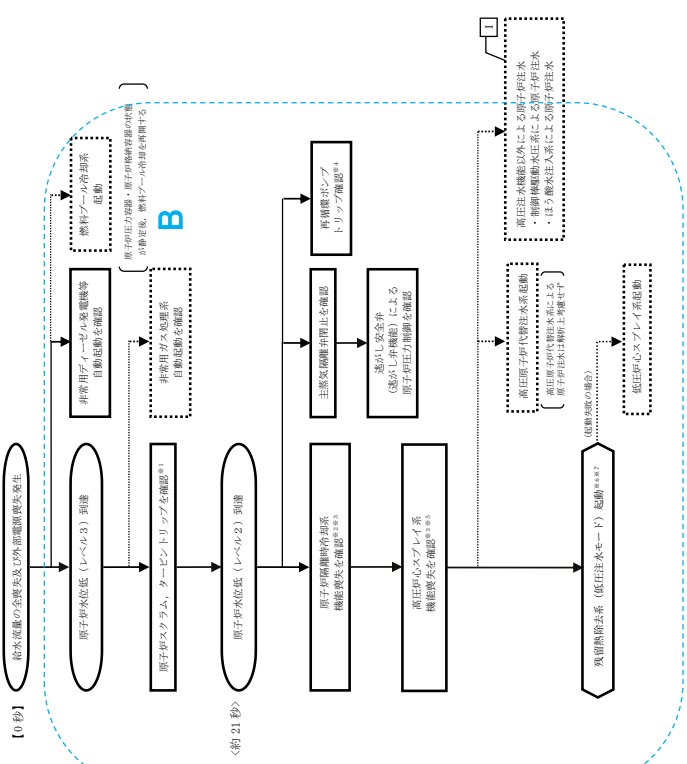
第3. 1. 2-2図 「高圧注水・減圧機能喪失」の対応手順の概要





保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御 (1) スクラム</p> <p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉を停止する。 十分な炉心冷却状態を維持する。 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。) <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム信号が発生した場合 手動スクラムした場合 各制御の脱出条件が成立した場合 <p>③脱出条件</p> <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。 二次格納容器制御「二次格納施設制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。 	<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 原子炉出力</p> <ul style="list-style-type: none"> 「自動スクラム」警報の発信を確認する。 全制御棒挿入状態を確認する。 平均出力領域計装の指示を確認する。 スクラム排出水容器ドレン弁、ベント弁の全閉を確認する。 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムおよび代替制御棒挿入機能の動作を行う。 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 全制御棒が全挿入位置であることを確認し、全挿入位置を確認できない場合に1本のみ制御棒が未挿入であることを確認し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」に移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も原子炉制御「反応度制御」で行う。 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態および速度を確認する。 中性子源領域計装検出器および中間領域計装検出器を炉心内に挿入する。 平均出力領域計装、中性子源領域計装および中間領域計装により、原子炉未臨界を確認する。 <p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を確認する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合は、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 タービン駆動給水ポンプを停止し、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(一要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動作動した場合は不要) 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系(常設)、低圧原子炉代替注水系(可搬型)、復水輸送系、消火系または制御棒駆動水圧系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、大量送水車の接続を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。 原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
--	---

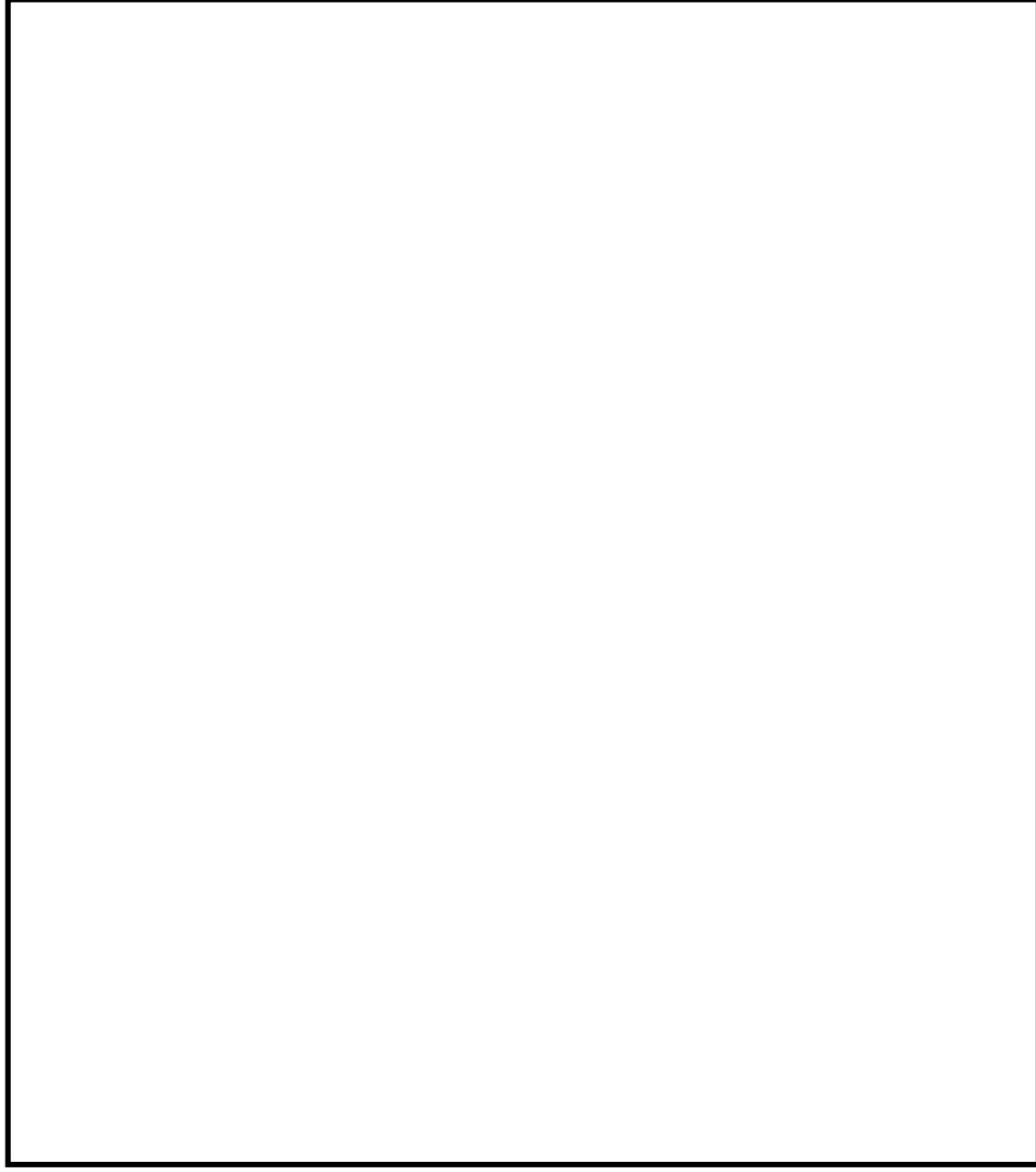
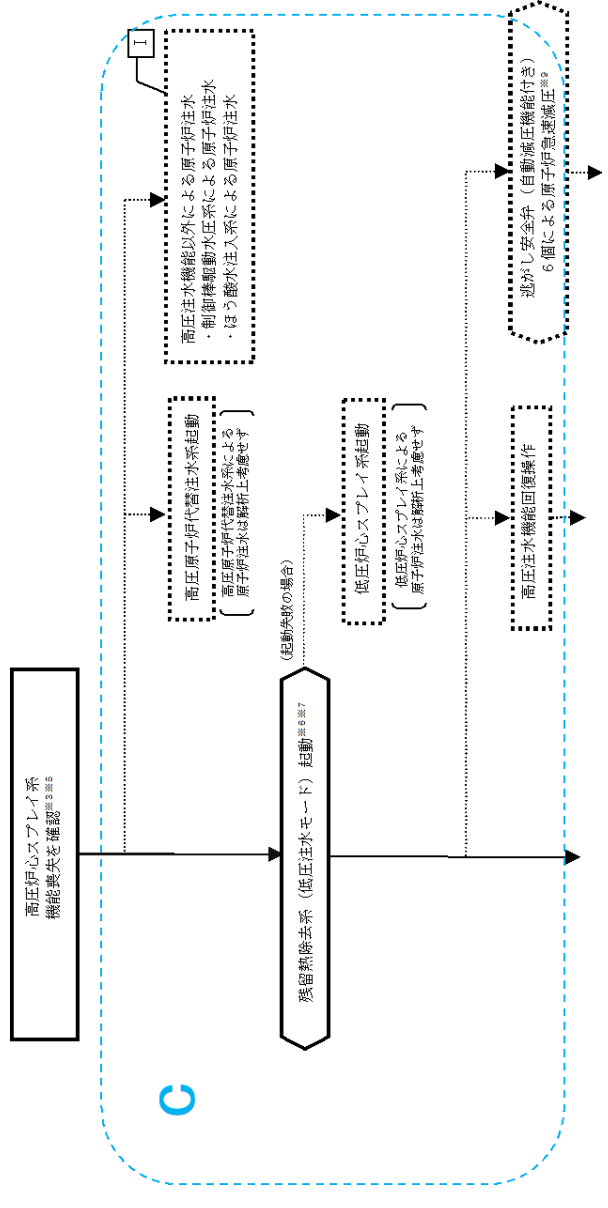


保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御 (1) スクラム</p> <p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉を停止する。 十分な炉心冷却状態を維持する。 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。) 	<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム信号が発生した場合 手動スクラムした場合 各制御の脱出条件が成立した場合 <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。 二次格納容器制御「二次格納施設制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。
<p>①</p>	<p>①</p> <p>D. タービン・電源</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。(タービン自動トリップの場合は不要。) タービントリップ状態、発電機トリップ状態を確認する。 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部または全部が確保されない場合は、「交流/直流電源供給回復」に移行する。 主蒸気隔離弁が開の場合は、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器およびグラドシールドシールの切替により復水器真空度を維持する。 原子炉圧力制御が正常でない場合は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を全閉し原子炉を隔離する。 タービン、発電機の停止状態を確認する。 <p>②</p>

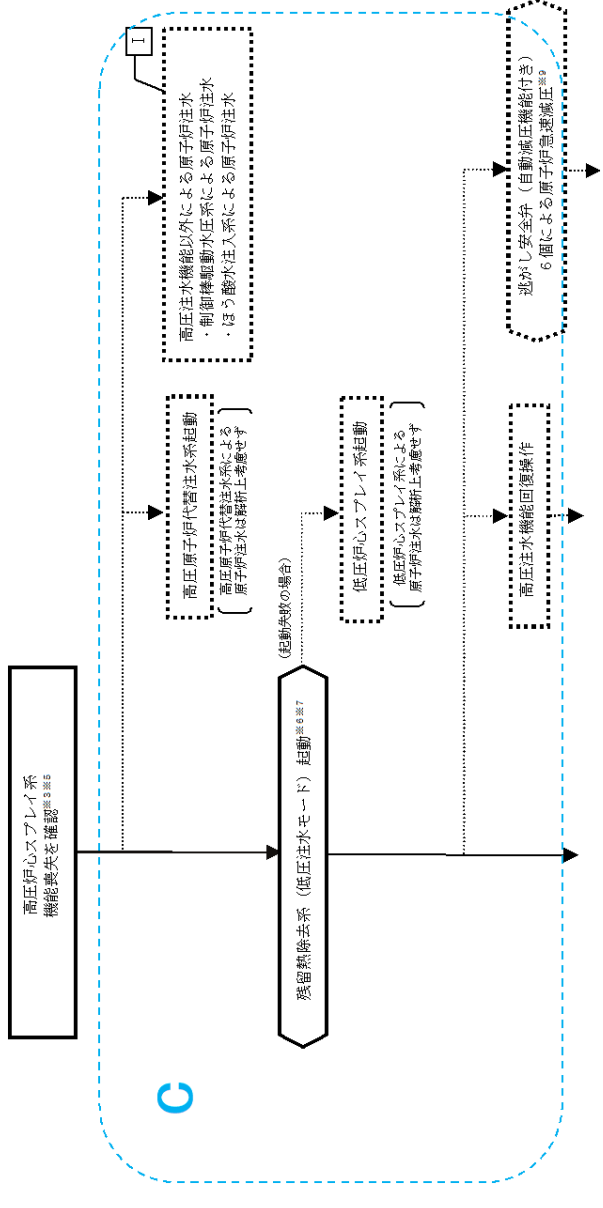
保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御 (3) 水位確保</p>	<p>①目的 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。</p> <p>②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合 ・一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サプレッションチェンバ圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合 ・不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合 ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合 ・不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合</p> <p>④基本的な考え方 ・原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。</p> <p>⑤主な監視操作内容 A. 水位確保 ・原子炉水位、原子炉圧力、格納容器隔離ならびに非常用炉心冷却系および非常用ディーゼル発電機の作動を確認する。 ・作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。</p> <p>B. 水位 ・給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系または低圧原子炉代替注水系（可搬型）、制御棒駆動水圧系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。 ・原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に回復、維持できない場合は、大量送水車の接続を要請する。 ・給復水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続した場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上による原子炉注水の準備を行い不測事態「急速減圧」および一次格納容器制御「格納容器水位濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水位濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位が不明の場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水位濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。</p>
------------------------------	--



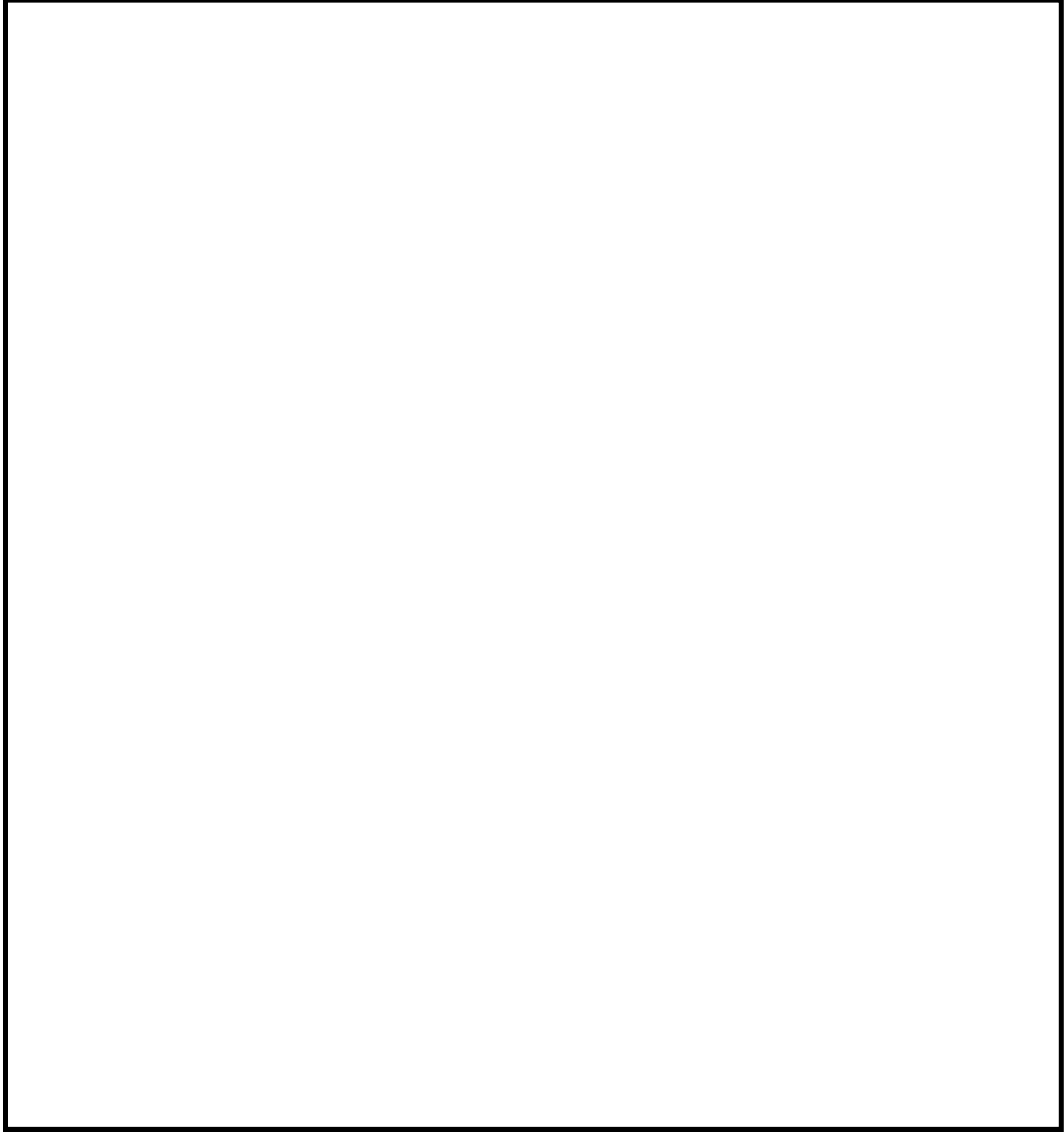
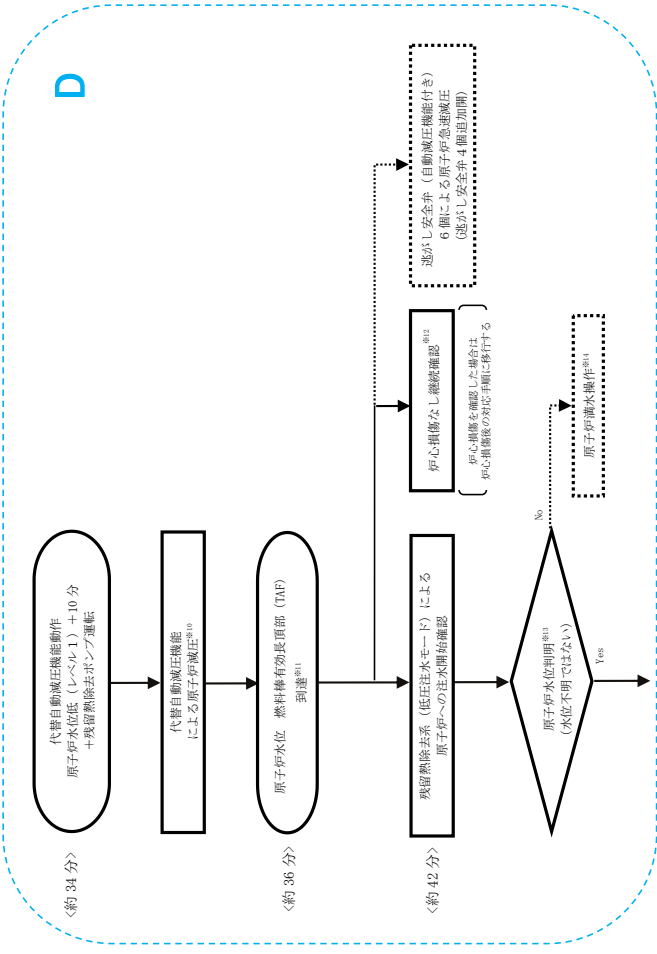
保安規定 添付1

4. 不測事態	(1) 水位回復	<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を回復する。 <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 原子炉制御「水位確保」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 原子炉制御「減圧冷却」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合 <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位の徴候に応じて、非常用炉心冷却系の再起動や低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）の起動を行う。 原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合、炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならぬ。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が1200℃または燃料被覆管酸化割合が15%に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって、炉心が露出した時刻を記録し、前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）を起動する。 <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位回復</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位が不明の場合、不測事態「水位不明」に移行する。 原子炉水位が有効燃料頂部以下に低下した時刻を記録する。 原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系を起動する。 低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、少なくとも1系統の起動を試みる。 低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、1系統以上の起動ができない場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上、または、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上を起動し、不測事態「急速減圧」に移行する。 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。 <p>B. 水位上昇中</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が作動していない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統の1系統以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」に移行する。 原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統の1系統以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」に移行する。 原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できる場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。 <p>C. 水位下降中</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以上の場合は、原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系を作動させる。 原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合は、または原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が作動したにもかかわらず原子炉水位が上昇しない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。
---------	----------	---



保安規定 添付1

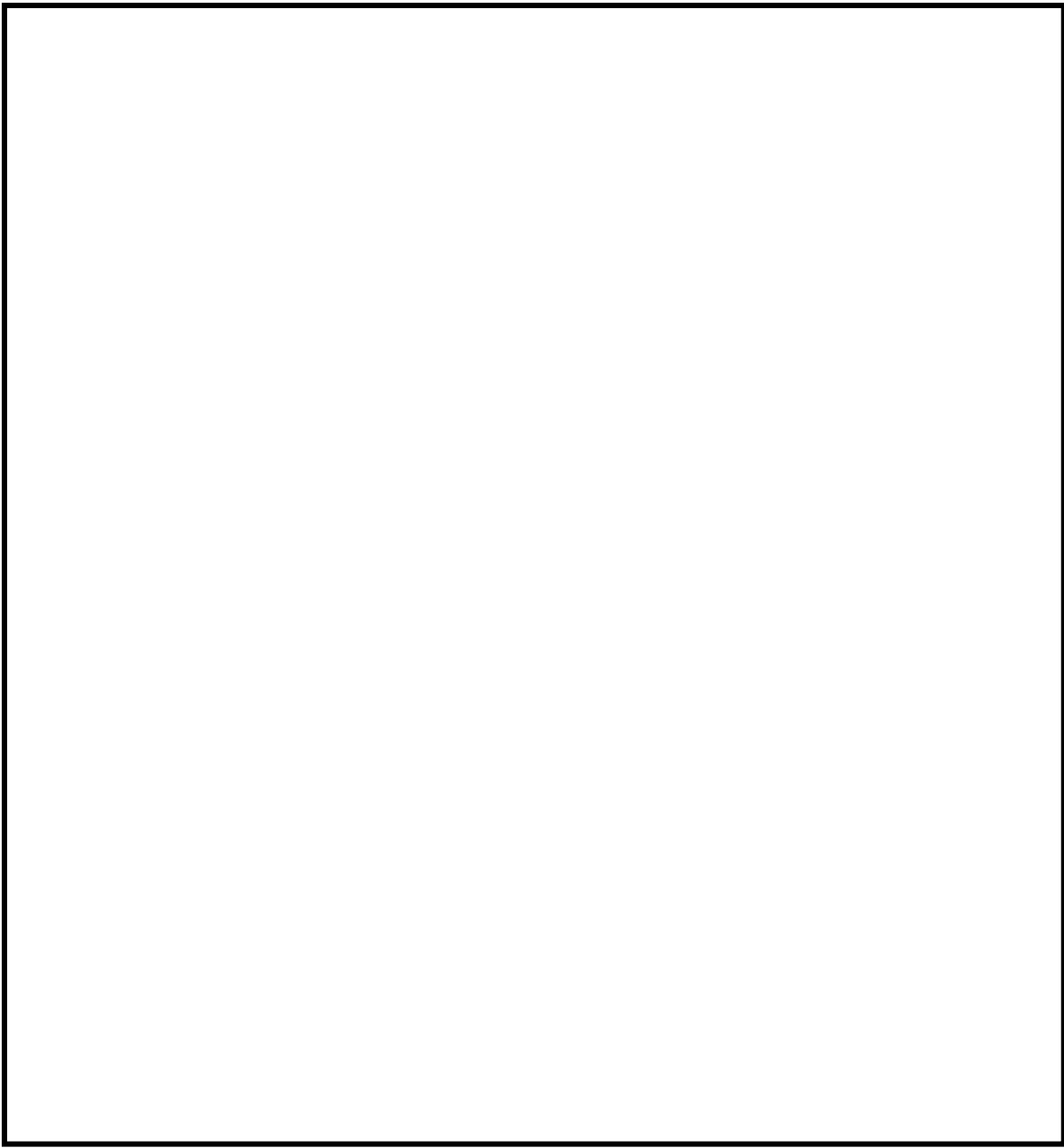
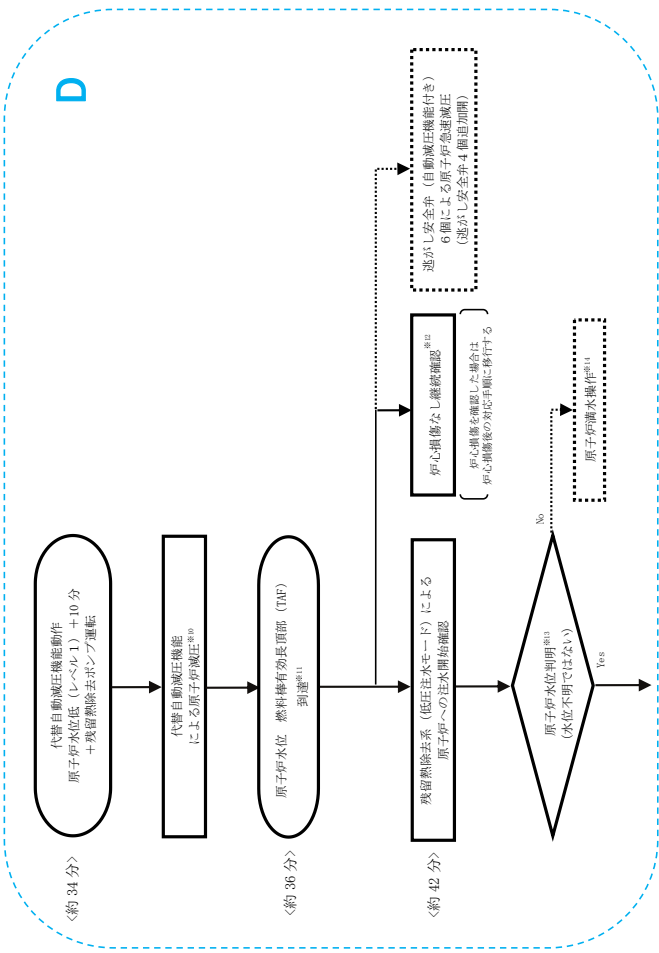
<p>4. 不測事態 (2) 急速減圧</p>	<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉を速やかに減圧する。 <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「水位確保」において、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続し、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上が起動してきた場合 原子炉制御「減圧冷却」において、サブプレッションチェンバ水温がサブプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サブプレッションチェンバ圧力が設計基準事故時最高圧力以上となった場合 一次格納容器制御「ドライウエル温度制御」において、ドライウエル局所温度がドライウエル設計温度に接近した場合、またはドライウエル局所温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度以上に原子炉スクラム後もドライウエル圧力が上昇して非常用炉心冷却系作動圧力以上でドライウエルスプレーできない場合 不測事態「水位回復」において、給復水系、非常用炉心冷却系が起動せず、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、消火系から1系統以上が起動してきた場合 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合 <p>③</p> <ul style="list-style-type: none"> 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が起動できない場合、または起動しても原子炉水位が上昇しない場合 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が起動できない場合 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が作動しているが、最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合 不測事態「水位不明」において、低圧で原子炉へ注水可能な系統、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上が起動してきた場合 一次格納容器制御「サブプレッションチェンバ水位制御」において、サブプレッションチェンバ水位が、真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に誤差を考慮した値以上になった場合 一次格納容器制御「サブプレッションチェンバ水位制御」において、サブプレッションチェンバ水位がベント管凝縮限界値以下になった場合 一次格納容器制御「サブプレッションチェンバ温度制御」において、サブプレッションチェンバ水温がサブプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合 二次格納容器制御「二次格納施設制御」において、漏えい箇所の速やかな隔離に失敗した場合 <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力低下必要時に、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁弁を順次開放して急速減圧する。自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数を開放する。 主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、復水器または原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。 原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」に移行する。 原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要がある。 急速減圧実施中に原子炉へ注水可能な系統が喪失した場合は、急速減圧操作を中断し、原子炉へ注水可能な系統を再起動する。
-----------------------------	---



保安規定 添付1

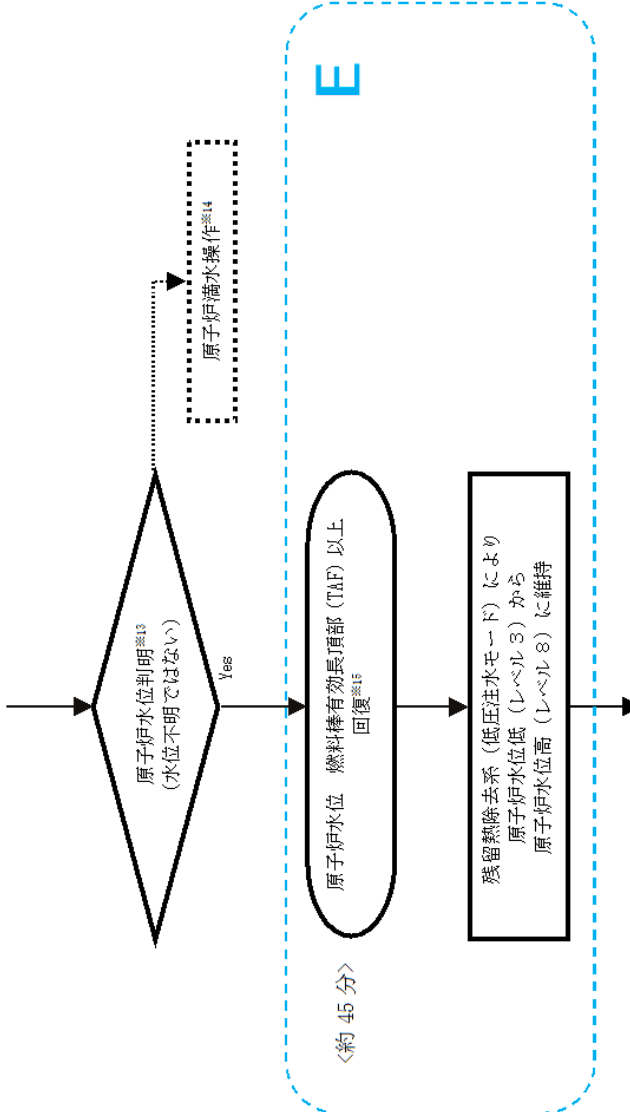
⑤ ① ② ③ ④ ⑤

- ⑤ ① ② ③ ④ ⑤
- ⑤ 主な監視操作内容
- ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、消火系から1系統以上が作動していること、またはその状態が維持されていることを確認する。
 - ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。
 - ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数を開放する。
 - ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数を開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数以上開放する。原子炉減圧が不十分である場合、主蒸気隔離弁を開し、タービンバイパス弁と復水器により減圧する。
 - ・ 主蒸気隔離弁が開できなければ、原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。
 - ・ 原子炉水位が判明した場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御に移行する。
 - ・ 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水注入」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。



保安規定 添付1

<p>4. 不測事態 (1) 水位回復</p>	<p>① 目的 ・原子炉水位を回復する。</p> <p>② 導入条件 ・原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 ・原子炉制御「水位確保」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 ・原子炉制御「減圧冷却」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合</p> <p>③ 基本的な考え方 ・原子炉水位の徴候に応じて、非常用炉心冷却系の再起動や低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）の起動を行う。 ・原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合、炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならぬ。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が1200℃または燃料被覆管酸化割合が15%に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって、炉心が露出した時刻を記録し、前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）を起動する。</p> <p>④ 主な監視操作内容 A. 水位回復 ・原子炉水位が不明の場合、不測事態「水位不明」に移行する。 ・原子炉水位が有効燃料頂部以下に低下した時刻を記録する。 ・原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系を起動する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、少なくとも1系統の起動を試みる。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、1系統以上の起動ができない場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上、または、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上を起動し、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。</p> <p>B. 水位上昇中 ・原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が作動していない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統の1系統以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統の1系統以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できる場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。</p> <p>C. 水位下降中 ・原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以上の場合、原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系を作動させる。 ・原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合、または原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が作動したにもかかわらず原子炉水位が上昇しない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。</p>
-----------------------------	--



保安規定 添付1

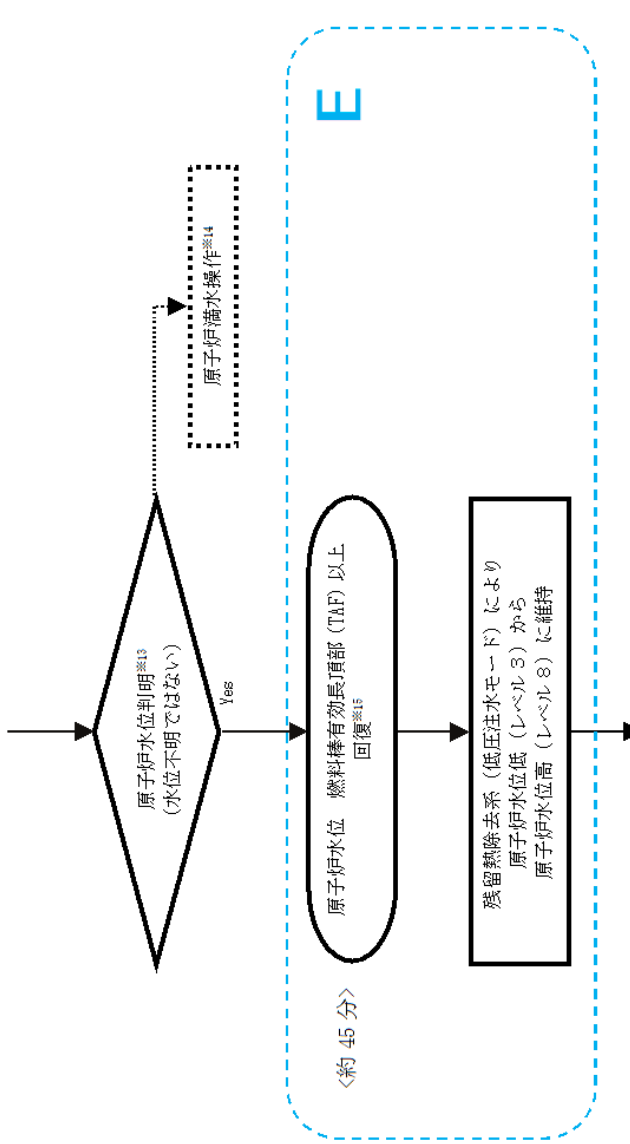
<p>1. 原子炉制御 (3) 水位確保</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サプレッションチェンバ圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合 不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合 不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合 不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合 	<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。 <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位確保</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位、原子炉圧力、格納容器隔離ならびに非常用炉心冷却系および非常用ディーゼル発電機の作動を確認する。 作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。 <p>B. 水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系または低圧原子炉代替注水系（可搬型）、制御棒駆動水圧系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。 原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に回復、維持できない場合は、大量送水車の接続を要請する。 給復水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続した場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上による原子炉注水の準備を行い不測事態「急速減圧」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉水位が不明の場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。

①

②

③

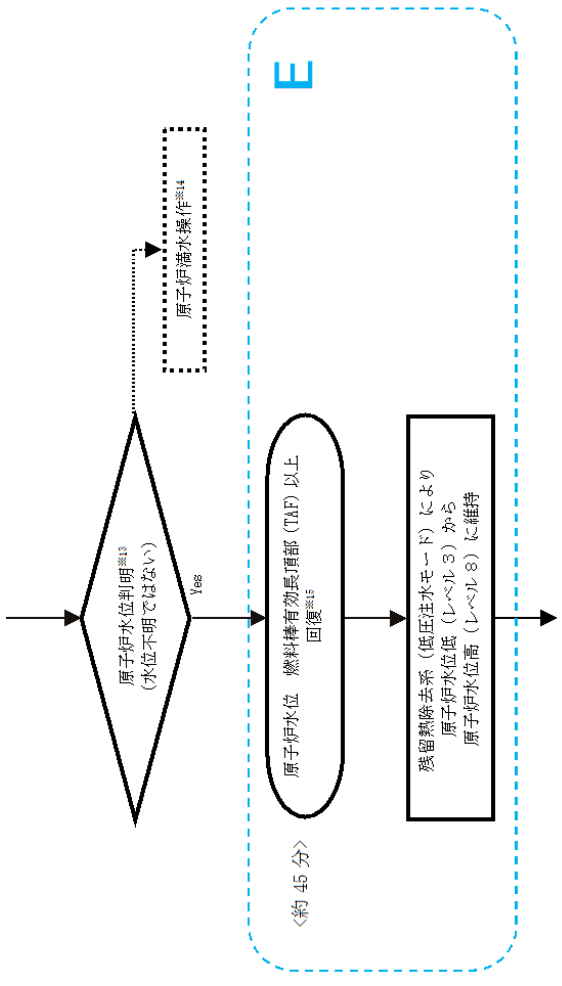
④



保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御 (1) スクラム</p>	<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉を停止する。 十分な炉心冷却状態を維持する。 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。) <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム信号が発生した場合 手動スクラムした場合 各制御の脱出条件が成立した場合 <p>③脱出条件</p> <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。 二次格納容器制御「二次格納施設制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。 <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>[A. 原子炉出力]</p> <ul style="list-style-type: none"> 「自動スクラム」警報の発信を確認する。 全制御棒挿入状態を確認する。 平均出力領域計装の指示を確認する。 スクラム排出水容器ドレン弁、ベント弁の全閉を確認する。 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムおよび代替制御棒挿入機能の動作を行う。 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 全制御棒が全挿入位置であることを確認し、全挿入位置を確認できない場合に1本のみ制御棒が未挿入であることを確認し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」に移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も原子炉制御「反応度制御」で行う。 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態および速度を確認する。 中性子源領域計装検出器および中間領域計装検出器を炉心内に挿入する。 平均出力領域計装、中性子源領域計装および中間領域計装により、原子炉未臨界を確認する。 <p>[B. 原子炉水位]</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を確認する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合は、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 タービン駆動給水ポンプを停止し、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(一要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動作動した場合は不要) 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系(常設)、低圧原子炉代替注水系(可搬型)、復水輸送系、消火系または制御棒駆動水圧系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、大量送水車の接続を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。 原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
------------------------------	---

①

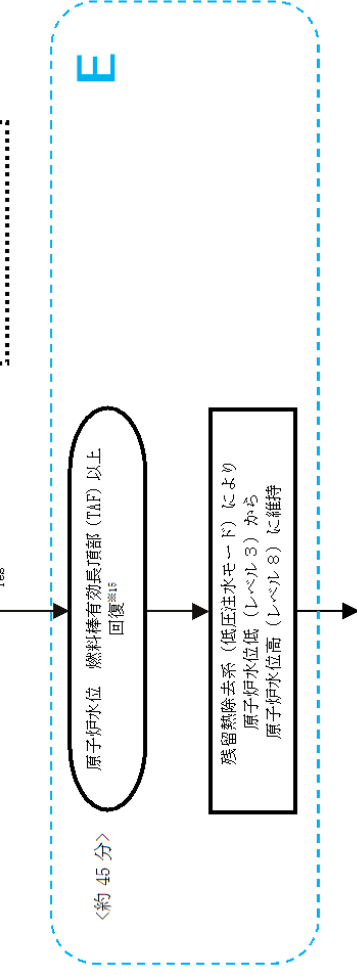


保安規定 添付1

⑤ 主な監視操作内容

- ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
- ・原子炉水位を連続的に監視する。

①



- C. 原子炉圧力**
- ・原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
 - ・主蒸気隔離弁が開の場合は、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認する。
 - ・原子炉圧力制御が正常でない場合は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を全閉し、原子炉を隔離する。
 - ・主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合は、一次格納容器制御「サブレーションチェーンバ温度制御」に移行する。
 - ・主蒸気隔離弁が閉の場合は、主蒸気逃がし安全弁を開いて、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。なお、復水器が使用可能である場合は、主蒸気ドレン弁により調整してもよい。
 - ・主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブレーションチェーンバの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブレーションチェーンバ冷却を行う。
 - ・原子炉圧力をタービンバイパス弁または主蒸気逃がし安全弁により原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力まで減圧し、原子炉隔離時冷却系を停止する。
 - ・原子炉圧力を残留熱除去系原子炉炉停止時冷却モードの使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを起動する。
 - ・主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D. タービン・電源

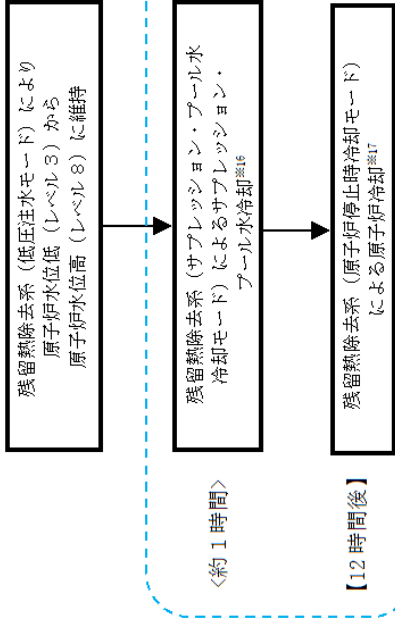
- ・原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。(タービン自動トリップの場合は不要。)
- ・タービントリップ状態、発電機トリップ状態を確認する。
- ・所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部または全部が確保されない場合は、「交流/直流電源供給回復」に移行する。
- ・主蒸気隔離弁が開の場合は、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器およびグラウンドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- ・原子炉圧力制御が正常でない場合は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を全閉し原子炉を隔離する。
- ・タービン、発電機の停止状態を確認する。

E. モニタ確認

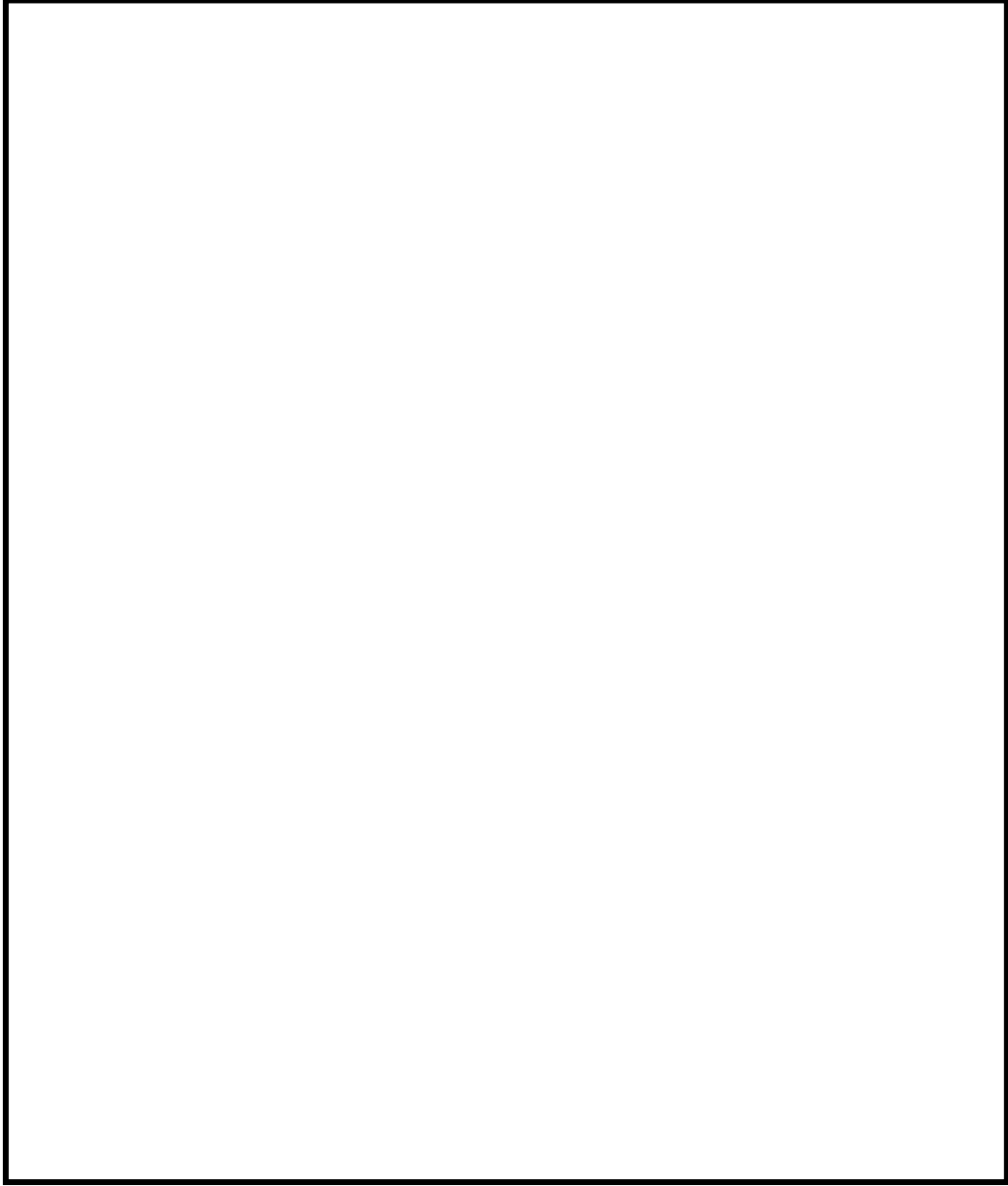
- ・各種放射線モニタの指示を確認する。
- ・各種放射線モニタの指示の異常が確認された場合は、「復旧」操作に移行せず原因の調査を実施する。

F. 復旧

- ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- ・格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- ・原子炉圧力等の主要パラメータが安定していることを確認する。
- ・格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- ・原子炉浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉棟空調換気系を起動し、非常用カス処理系を停止する。
- ・主蒸気隔離弁が閉している場合は、開可能であれば均圧後、主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉を減圧する。
- ・原子炉スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- ・原子炉再循環ポンプが停止した場合は、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
- ・原子炉を冷温停止する。



原子炉圧力容器は残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）により冷温停止状態とし、格納容器は残留熱除去系（サブプレッション・プール水冷却モード）により冷却する。原子炉注水は残留熱除去系（低圧注水モード）により原子炉水位を維持する。また、機能喪失している設備の復旧に努める。



保安規定 添付1

G. 一次格納容器制御への導入

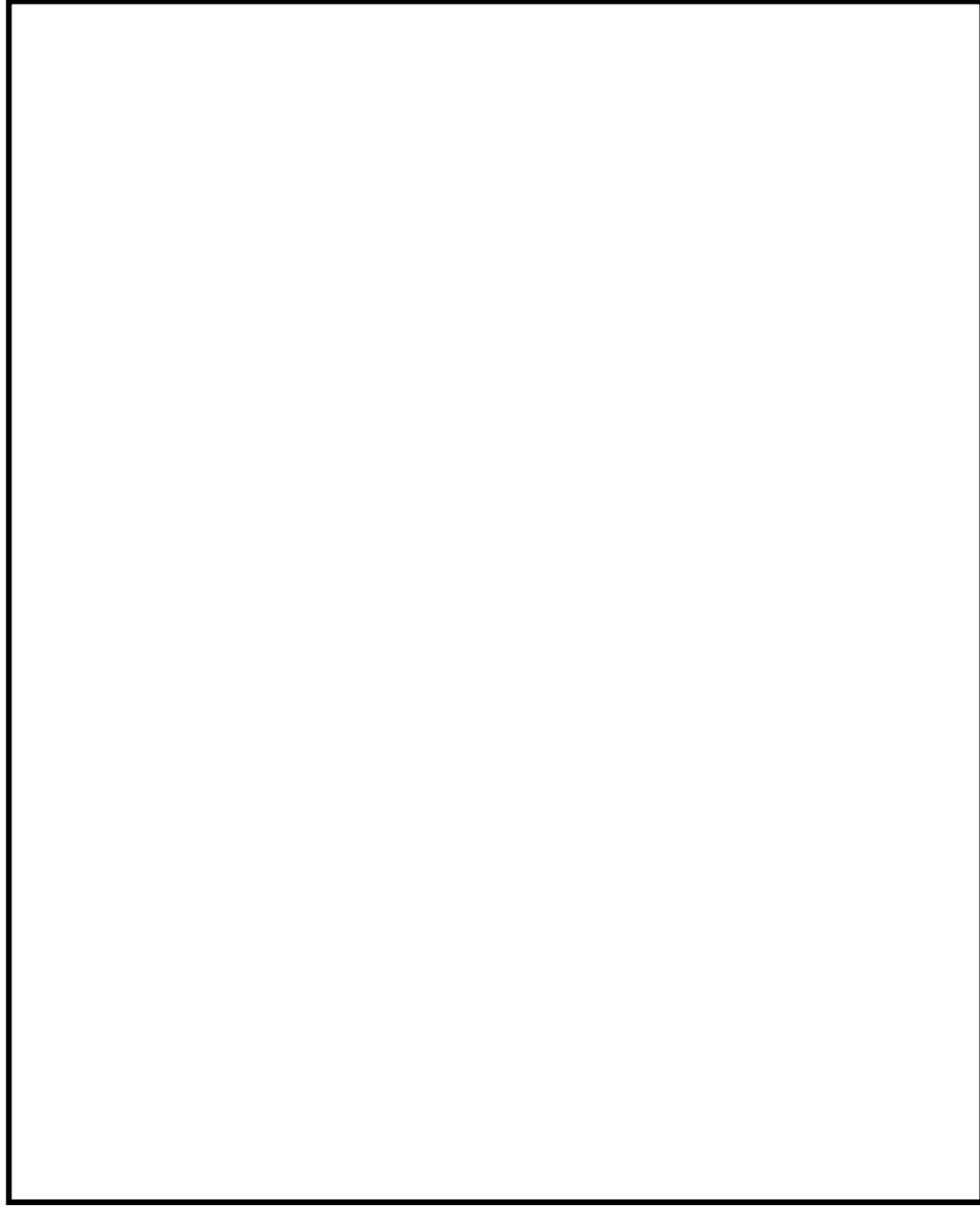
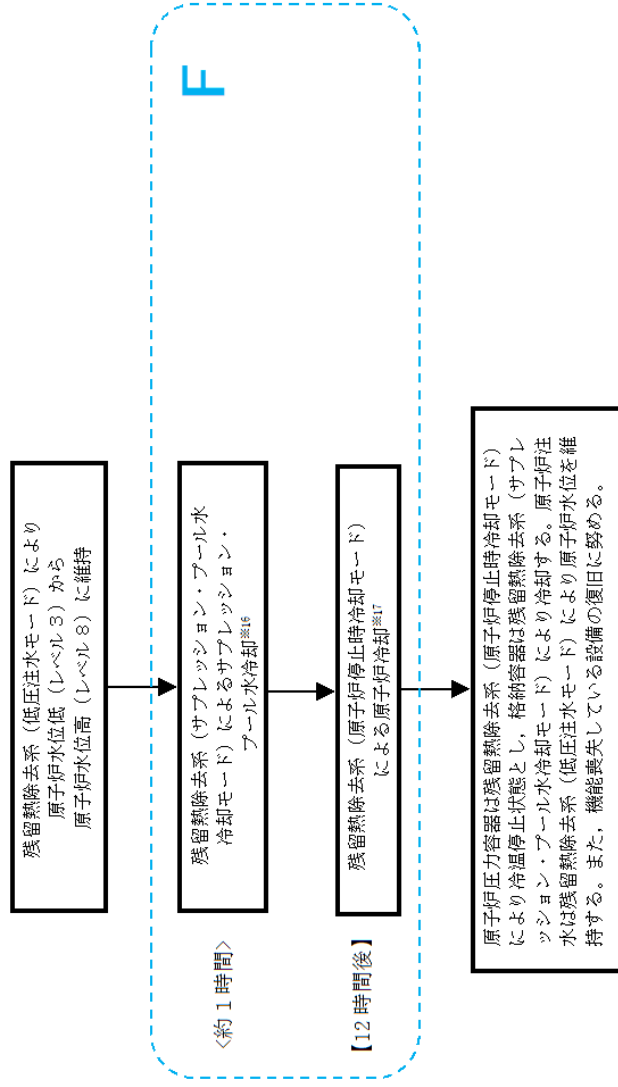
① 一次格納容器制御への導入条件を監視する。（原子炉がスクラムしない場合を含む。）

H. 二次格納容器制御への導入

二次格納容器制御への導入条件を監視する。（原子炉がスクラムしない場合を含む。）

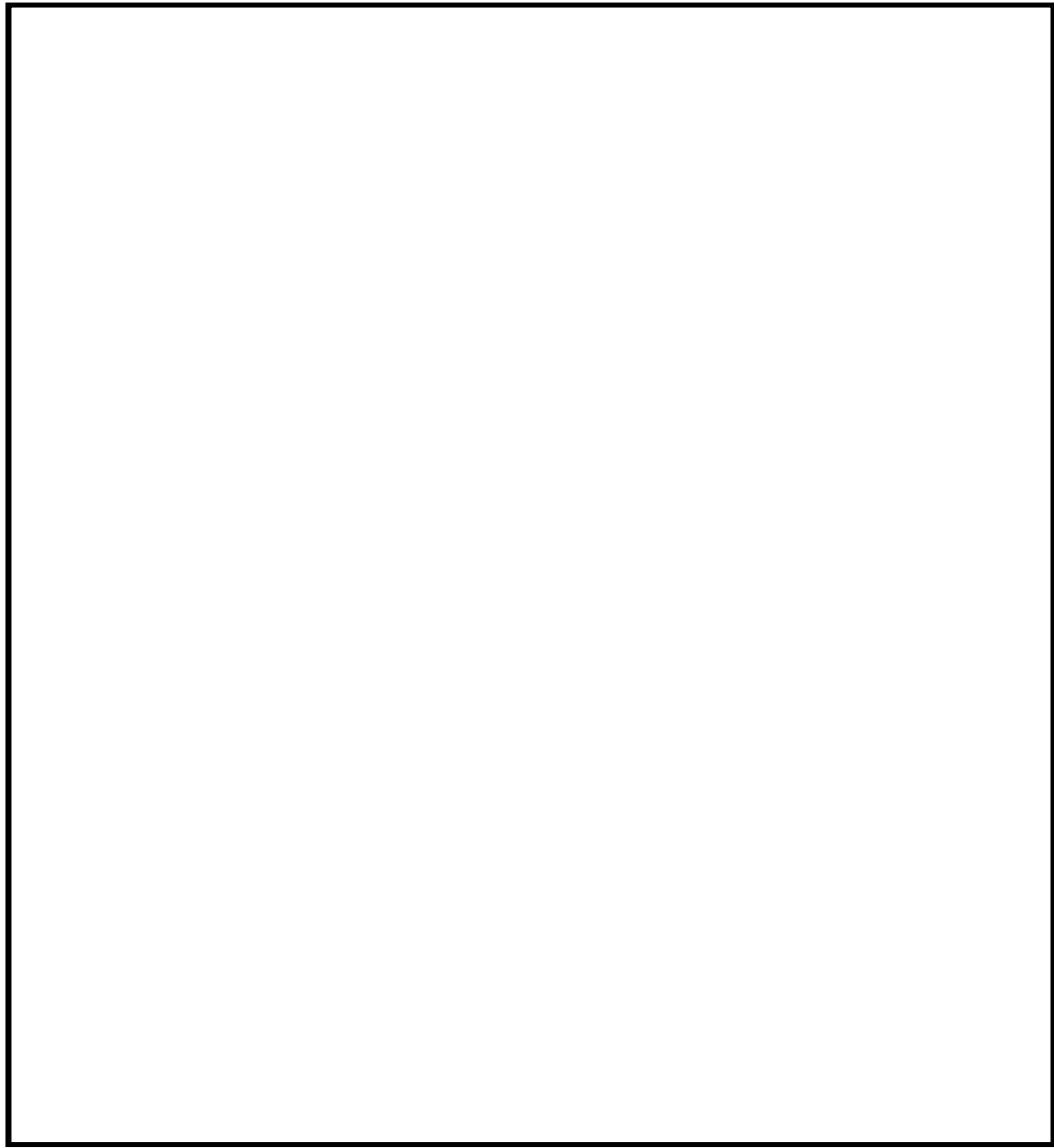
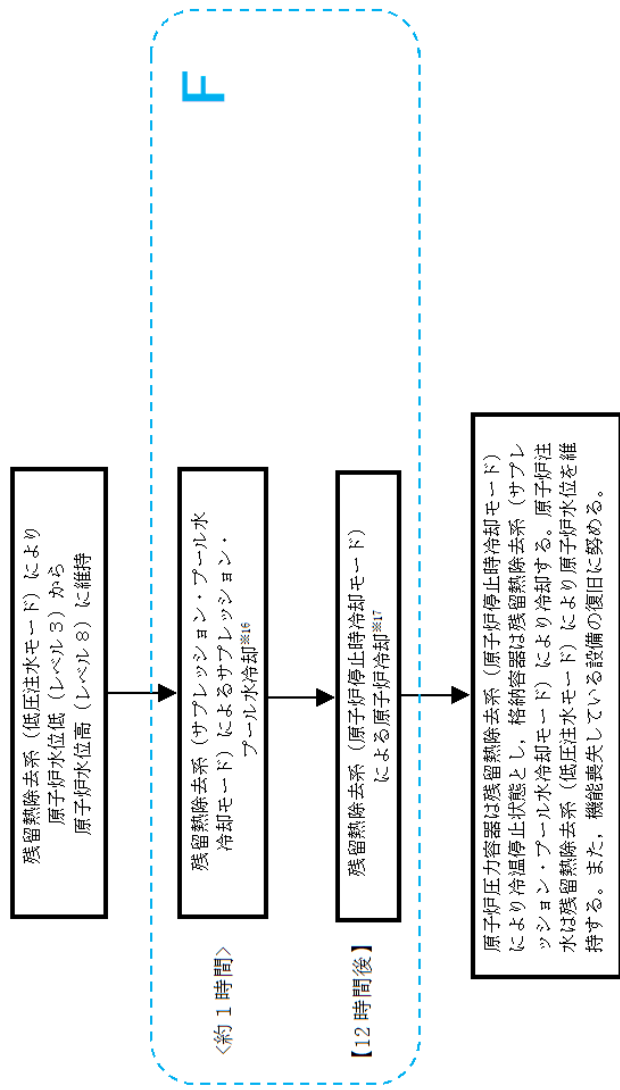
保安規定 添付1

<p>2. 一次格納容器制御 (3) サプレッションチェンバ温度制御</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバの水温および空間部温度を監視し、制御する。 	<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合 ・サプレッションチェンバのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合 ・サプレッションチェンバ空間部局所温度がサブプレッションチェンバスプレイ起動温度以上の場合 ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合
<p>③</p>	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバのバルク水温の上昇が停止した場合 ・サプレッションチェンバのバルク水温が通常運転時制限温度を超えて手動スクラムした場合、またはサブプレッションチェンバ空間部局所温度がサブプレッションチェンバスプレイ起動温度以上で手動スクラムした場合 ・サプレッションチェンバ空間部局所温度の上昇が停止した場合
<p>④</p>	<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバ水温和びサブプレッションチェンバ空間部局所温度が通常運転時制限温度を超え、各制御を実施しても上昇を継続する場合は、直ちに手動スクラムし、原子炉を減圧する。
<p>⑤</p>	<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. サプレッションチェンバ水温</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバ水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サプレッションチェンバの冷却を開始する。 ・サプレッションチェンバ水温の上昇抑制を行っても、サプレッションチェンバ水温の上昇が継続したら、手動スクラムし、サプレッションチェンバ水温を確認する。サプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」に移行し、サプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」に移行する。 <p>B. サプレッションチェンバ空間部温度</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバ空間部局所温度がサブプレッションチェンバスプレイ起動温度まで上昇したら、サブプレッションチェンバスプレイを実施する。 ・サプレッションチェンバ空間部局所温度の上昇抑制を行っても、サプレッションチェンバ空間部局所温度の上昇が継続した場合は、手動スクラムする。サプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」に移行し、サプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」に移行する。



保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御 (4) 減圧冷却</p>	<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持しつつ、原子炉を減圧し、冷温停止状態に移行させる。 <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」において、主蒸気隔離弁が閉状態かつ主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力の調整ができない場合 原子炉制御「水位確保」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合 <ul style="list-style-type: none"> 一次格納容器制御「サブプレッションチェンバ温度制御」において、手動スクラム後、サブプレッションチェンバ水温がサブプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合 一次格納容器制御「サブプレッションチェンバ水位制御」において、手動スクラムした場合 <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 緊急性を要しないため、原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値以内になるように努める。 主蒸気逃がし安全弁にて減圧冷却を行う場合は、原子炉冷却材温度変化率およびサブプレッションチェンバ水温を十分監視しながら、主蒸気逃がし安全弁の開閉を間次に行う。さらに、サブプレッションチェンバ水温上昇を均一にするように開閉する主蒸気逃がし安全弁を選択する。また、サブプレッションチェンバ水温上昇防止のため、残留熱除去系によるサブプレッションチェンバ冷却を行う。 「水位」と「減圧」を並行操作する。 <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧原子炉代替注水系を使用して、原子炉水位を有効燃料頂部から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。 原子炉水位が不明の場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 <p>B. 減圧</p> <ul style="list-style-type: none"> 給復水系による原子炉注水ができない場合に、注水系統が原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系のみの場合は、原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧以下に減圧してはならない。 復水器が使用可能である場合は、タービンバイパス弁等による減圧を行う。なお、主蒸気隔離弁が閉している場合、開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。 復水器が使用不能であり、かつサブプレッションチェンバ水温がサブプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は、主蒸気逃がし安全弁等による減圧を行う。 復水器が使用不能であり、かつサブプレッションチェンバ水温がサブプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合、不測事態「急速減圧」に移行する。 原子炉圧力が残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの使用可能圧力以下の場合は、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを起動する。残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが起動できない場合は、復旧を図る。 原子炉水位を有効燃料頂部以上に確保する。
------------------------------	---



保安規定 添付1

⑤ 主な監視操作内容

- ・原子炉水位が有効燃料頂部に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
- ・原子炉水位を連続的に監視する。

①

C. 原子炉圧力

- ・原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
- ・主蒸気隔離弁が開の場合は、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認する。
- ・原子炉圧力制御が正常でない場合または復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を全閉し、原子炉を隔離する。
- ・主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合は、一次格納容器制御「サブプレッションチャンバ温度制御」に移行する。
- ・主蒸気隔離弁が閉の場合は、主蒸気逃がし安全弁を開いて、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。なお、復水器が使用可能である場合は、主蒸気ドレン弁により調整してもよい。
- ・主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブプレッションチャンバの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブプレッションチャンバ冷却を行う。
- ・原子炉圧力をタービンバイパス弁または主蒸気逃がし安全弁により原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力まで減圧し、原子炉隔離時冷却系を停止する。
- ・原子炉圧力を残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを起動する。
- ・主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D. タービン・電源

- ・原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。(タービン自動トリップの場合は不要。)
- ・タービントリップ状態、発電機トリップ状態を確認する。
- ・所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部または全部が確保されない場合は、「交流/直流電源供給回復」に移行する。
- ・主蒸気隔離弁が開の場合は、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器およびグラウンドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- ・原子炉圧力制御が正常でない場合は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を全閉し原子炉を隔離する。
- ・タービン、発電機の停止状態を確認する。

②

③

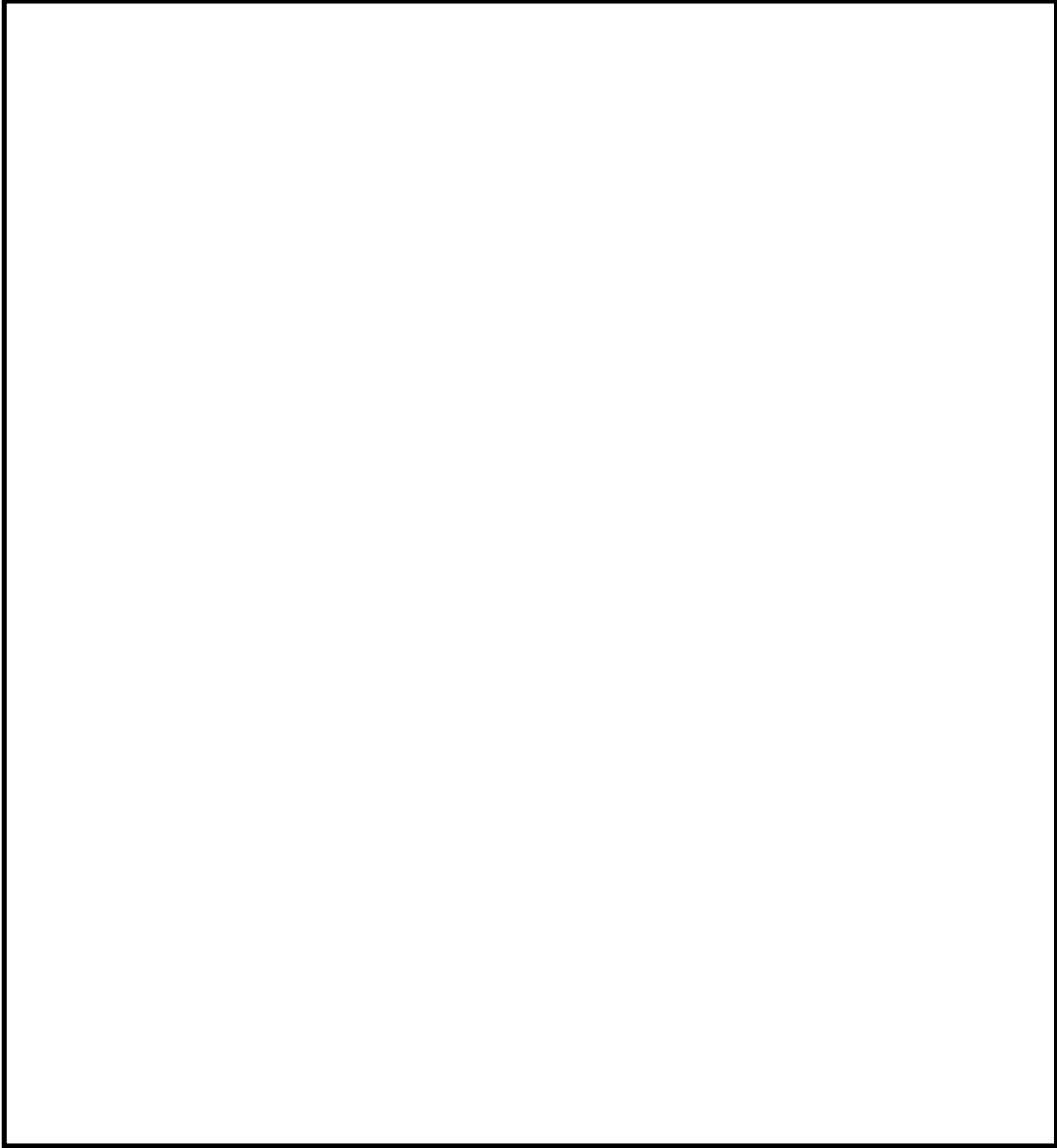
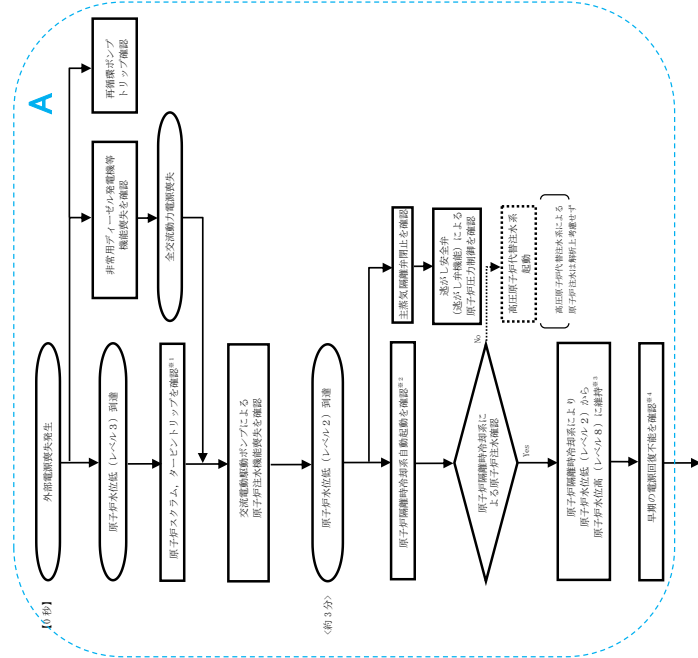
④

E. モニタ確認

- ・各種放射線モニタの指示を確認する。
- ・各種放射線モニタの指示の異常が確認された場合は、「復旧」操作に移行せず原因の調査を実施する。

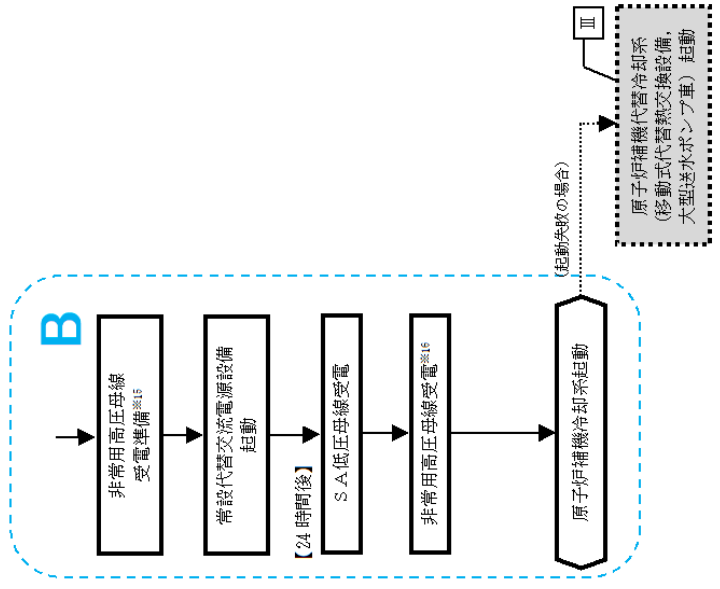
F. 復旧

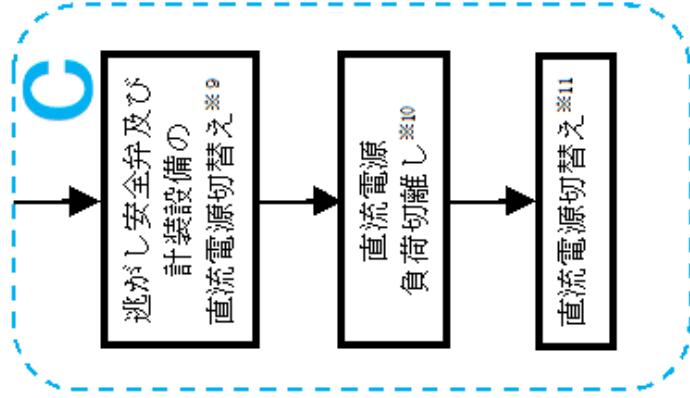
- ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- ・格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- ・原子炉圧力等の主要パラメータが安定していることを確認する。
- ・格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- ・原子炉浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉棟空調換気系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- ・主蒸気隔離弁が閉している場合は、開可能であれば均圧後、主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉を減圧する。
- ・原子炉スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- ・原子炉再循環ポンプが停止した場合は、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
- ・原子炉を冷温停止する。



保安規定 添付1

5. 電源制御 (1) 交流/直流電源供給回復	
①目的	・ 交流電源および直流電源の供給を回復し、維持する。
②導入条件	・ 原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合
④基本的な考え方	・ 非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。
⑤主な監視操作内容	<p>A. 非常用ディーゼル発電機</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用ディーゼル発電機の状態を随時把握する。 ・ 原子炉補機海水系および高圧炉心スプレイ補機海水系の運転状態を随時把握し、非常用ディーゼル発電機の冷却が継続可能であることを確認する。 ・ 全交流電源喪失となった場合は、可搬型設備による冷却水供給要請、および原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を確認する。全交流電源喪失が継続し格納容器ベント基準に到達した場合は、格納容器フィルタベント系または耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。 <p>B. FLSR, RHAR 電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系および高圧原子炉代替注水系の起動に失敗し高圧・低圧注水機能喪失となった場合には、常設代替交流電源設備により代替所内電気設備を受電し、低圧原子炉代替注水系（常設）および残留熱代替除去系による原子炉注水に必要な設備の電源を確保する。
③	<p>C. 受電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 <p>D. 給電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備による電源供給を回復させる。 <p>E. 直流電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。 <p>F. 直流電源回復</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 <p>G. 復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設電源設備または非常用電源設備の復旧状況に応じ、継続して電源供給可能な設備に切り替える。
④	<p>C. 受電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 <p>D. 給電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備による電源供給を回復させる。 <p>E. 直流電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。 <p>F. 直流電源回復</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 <p>G. 復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設電源設備または非常用電源設備の復旧状況に応じ、継続して電源供給可能な設備に切り替える。





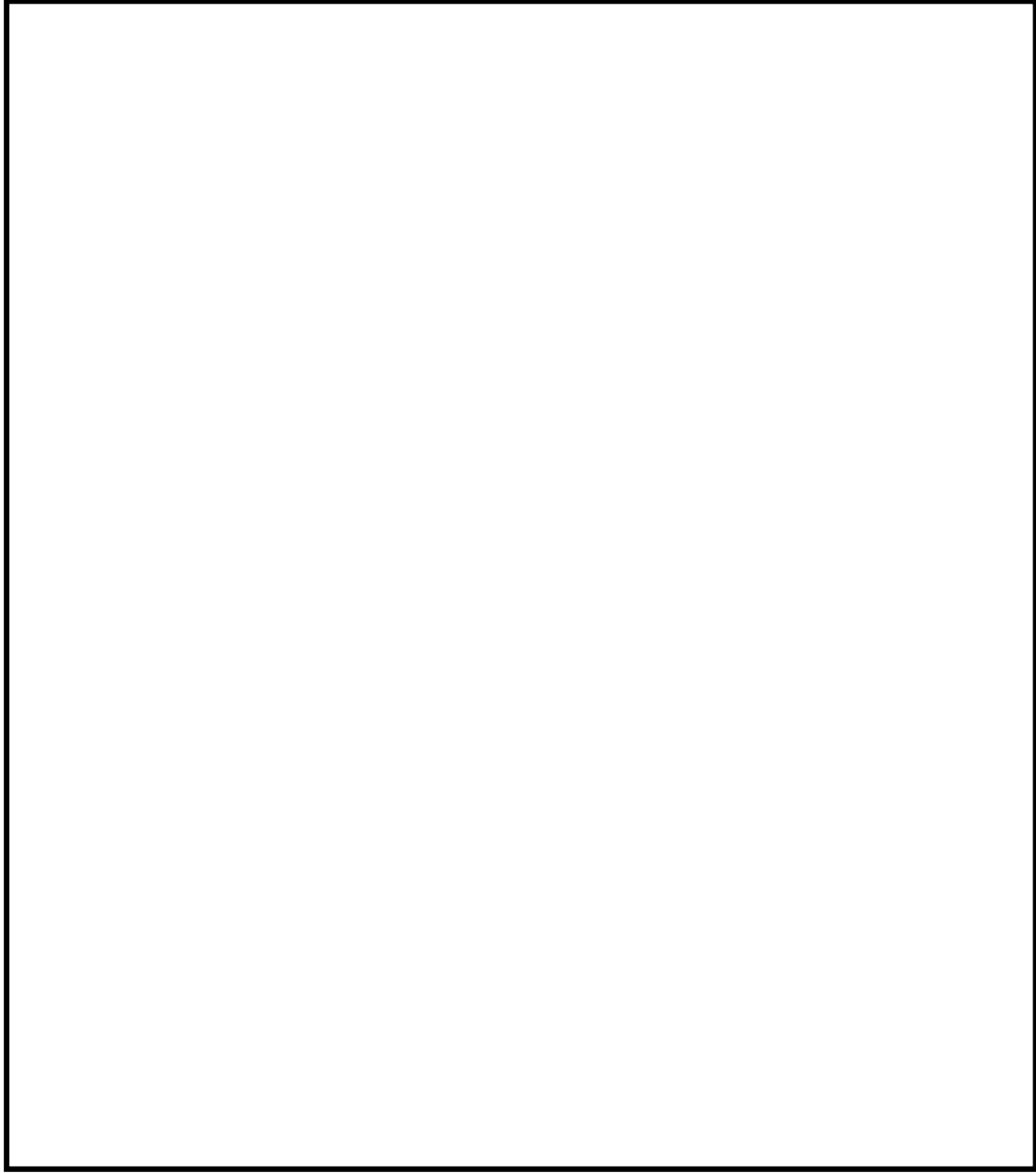
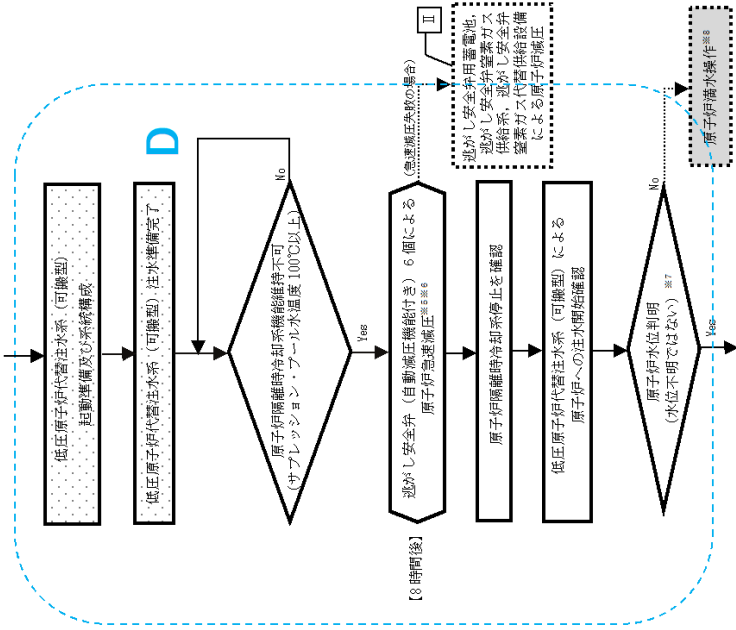
保安規定 添付1

5. 電源制御
(1) 交流／直流電源供給回復
①目的
・ 交流電源および直流電源の供給を回復し、維持する。
②導入条件
・ 原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合
④基本的な考え方
・ 非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。
⑤主な監視操作内容
<p>A. 非常用ディーゼル発電機</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用ディーゼル発電機の状況を随時把握する。 ・ 原子炉補機海水系および高圧炉心スプレイ補機海水系の運転状態を随時把握し、非常用ディーゼル発電機の冷却が継続可能であることを確認する。 ・ 全交流電源喪失となった場合は、可搬型設備による冷却水供給要請、および原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を確保する。全交流電源喪失が継続し格納容器ベント基準に到達した場合は、格納容器フィルタベント系または耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。 <p>B. FLSR, RHAR電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系および高圧原子炉代替注水系の起動に失敗し高圧・低圧注水機能喪失となった場合には、常設代替交流電源設備により代替所内電気設備を受電し、低圧原子炉代替注水系（常設）および残留熱代替除去系による原子炉注水に必要な設備の電源を確保する。 <p>C. 受電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 <p>D. 給電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備による電源供給を回復させる。 <p>E. 直流電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。 <p>F. 直流電源回復</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 <p>G. 復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設電源設備または非常用電源設備の復旧状況に応じ、継続して電源供給可能な設備に切り替える。

①

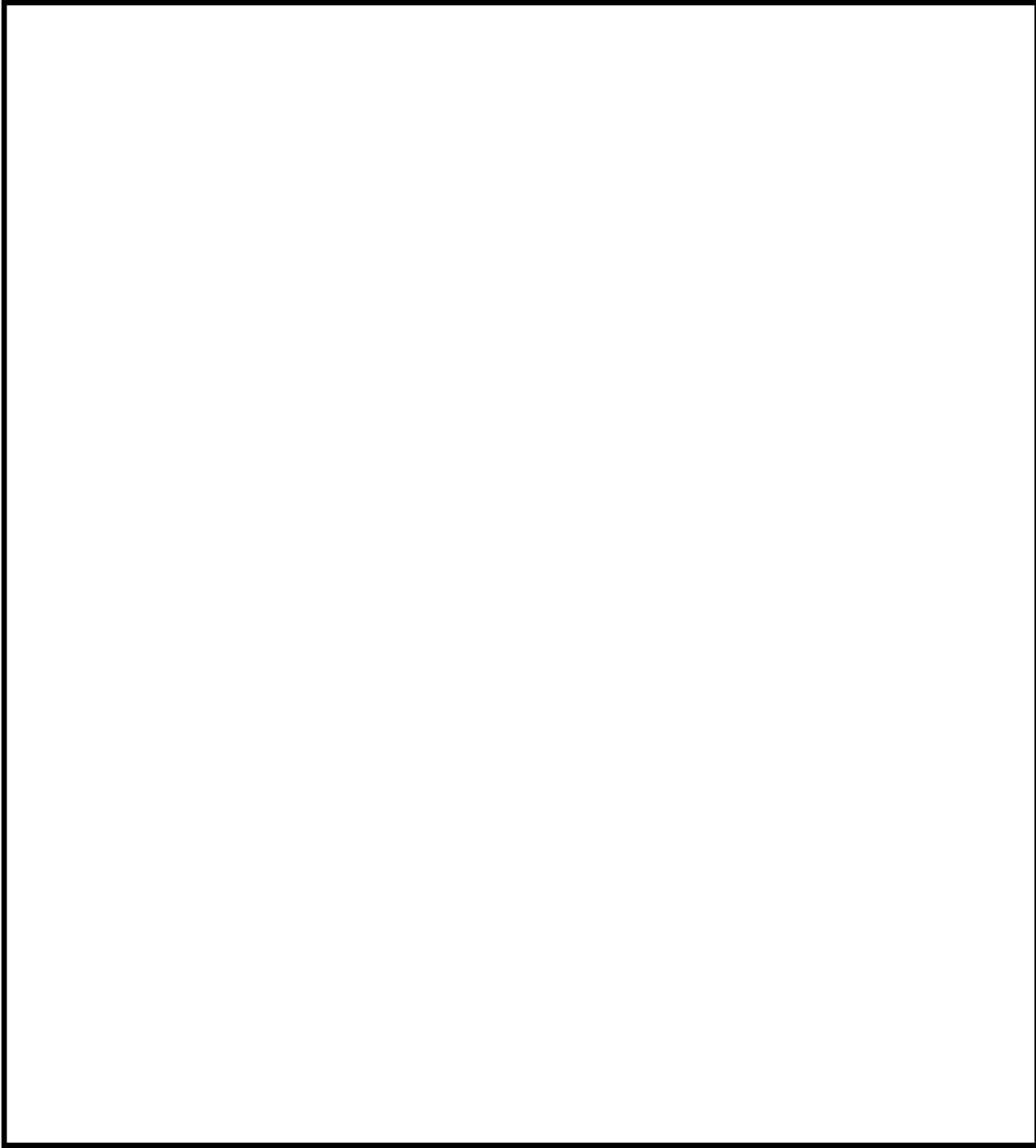
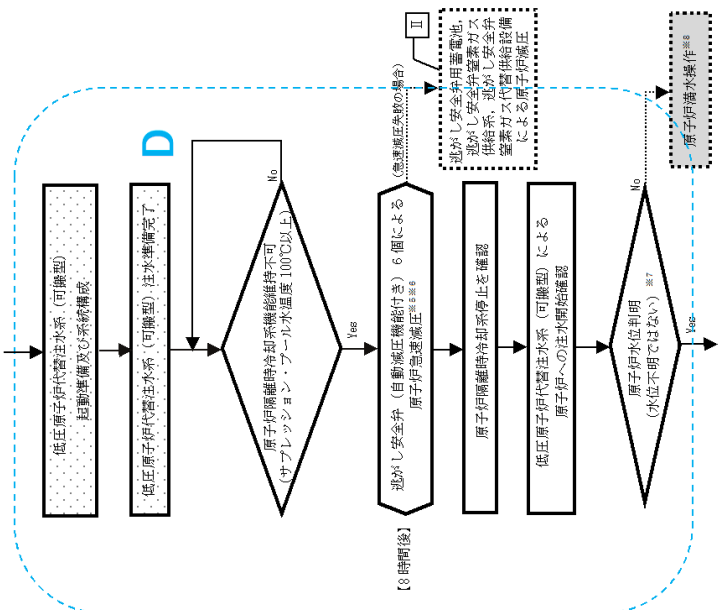
保安規定 添付1

<p>2. 一次格納容器制御 (3) サプレッションチェンバ温度制御</p>	
<p>①目的 ・サプレッションチェンバの水温および空間部温度を監視し、制御する。</p>	<p>③脱出条件 ・サプレッションチェンバのバルク水温の上昇が停止した場合 ・サプレッションチェンバのバルク水温が通常運転時制限温度を超えて手動スクラムした場合、またはサプレッションチェンバ空間部局所温度がサプレッションチェンバスプレイ起動温度以上で手動スクラムした場合 ・サプレッションチェンバ空間部局所温度の上昇が停止した場合</p>
<p>②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合 ・サプレッションチェンバのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合 ・サプレッションチェンバ空間部局所温度がサプレッションチェンバスプレイ起動温度以上の場合 ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合</p>	<p>④基本的な考え方 ・サプレッションチェンバ水温およびサプレッションチェンバ空間部局所温度が通常運転時制限温度を超え、各制御を実施しても上昇を継続する場合は、直ちに手動スクラムし、原子炉を減圧する。</p>
<p>⑤主な監視操作内容 A. サプレッションチェンバ水温 ・サプレッションチェンバ水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サプレッションチェンバの冷却を開始する。 ・サプレッションチェンバ水温の上昇抑制を行っても、サプレッションチェンバ水温の上昇が継続したら、手動スクラムし、サプレッションチェンバ水温を確認する。サプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」に移行し、サプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」に移行する。</p>	<p>B. サプレッションチェンバ空間部温度 ・サプレッションチェンバ空間部局所温度がサプレッションチェンバスプレイ起動温度まで上昇したら、サプレッションチェンバスプレイを実施する。 ・サプレッションチェンバ空間部局所温度の上昇抑制を行っても、サプレッションチェンバ空間部局所温度の上昇が継続した場合は、手動スクラムする。サプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」に移行し、サプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」に移行する。</p>



保安規定 添付1

<p>4. 不測事態 (2) 急速減圧</p>	<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉を速やかに減圧する。 <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「水位確保」において、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続し、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上が起動してきた場合 原子炉制御「減圧冷却」において、サブプレッションチェンバ水温がサブプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サブプレッションチェンバ圧力が設計基準事故時最高圧力以上となった場合 一次格納容器制御「ドライウエル温度制御」において、ドライウエル局所温度がドライウエル設計温度に接近した場合、またはドライウエル局所温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度以上に原子炉スクラム後もドライウエル圧力が上昇して非常用炉心冷却系作動圧力以上でドライウエルスプレイできない場合 不測事態「水位回復」において、給復水系、非常用炉心冷却系が起動せず、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、消火系から1系統以上が起動してきた場合 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が起動できない場合、または起動しても原子炉水位が上昇しない場合 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が起動できない場合 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が作動しているが、最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合 不測事態「水位不明」において、低圧で原子炉へ注水可能な系統、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上が起動してきた場合 一次格納容器制御「サブプレッションチェンバ水位制御」において、サブプレッションチェンバ水位が、真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に誤差を考慮した値以上になった場合 一次格納容器制御「サブプレッションチェンバ水位制御」において、サブプレッションチェンバ水位がベント管凝縮限界値以下になった場合 一次格納容器制御「サブプレッションチェンバ温度制御」において、サブプレッションチェンバ水温がサブプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合 二次格納容器制御「二次格納施設制御」において、漏えい箇所の速やかな隔離に失敗した場合 <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力低下必要時に、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁弁を順次開放して急速減圧する。自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数を開放する。 主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、復水器または原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。 原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」に移行する。 原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要がある。 急速減圧実施中に原子炉へ注水可能な系統が喪失した場合は、急速減圧操作を中断し、原子炉へ注水可能な系統を再起動する。
-----------------------------	---



①

保安規定 添付1

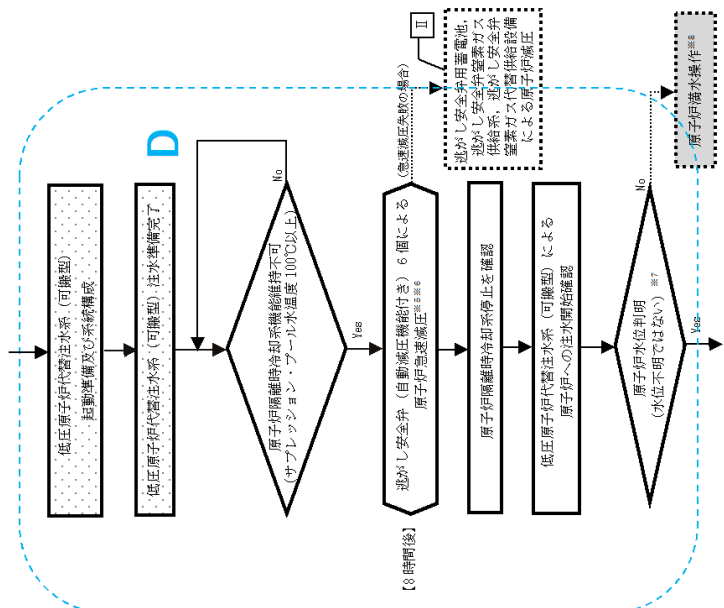
⑤ 主な監視操作内容

- ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、消火系から1系統以上が作動していること、またはその状態が維持されていることを確認する。
- ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。
- ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数を開放する。
- ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数を開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最少弁数以上開放する。原子炉減圧が不十分である場合、主蒸気隔離弁を開し、タービンバイパス弁と復水器により減圧する。
- ・ 主蒸気隔離弁が開できなければ、原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。
- ・ 原子炉水位が判明した場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御に移行する。
- ・ 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水注入」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。

①

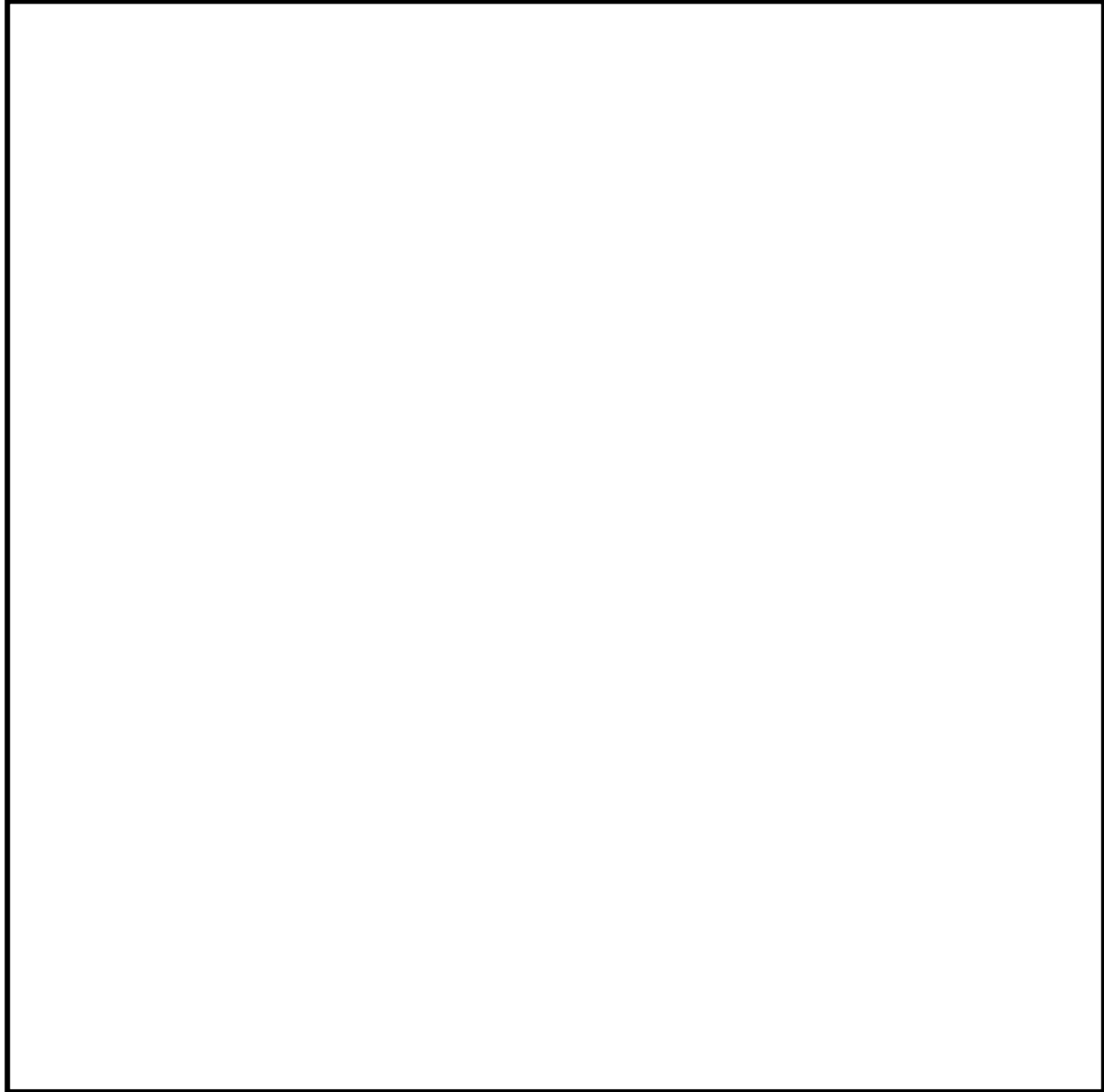
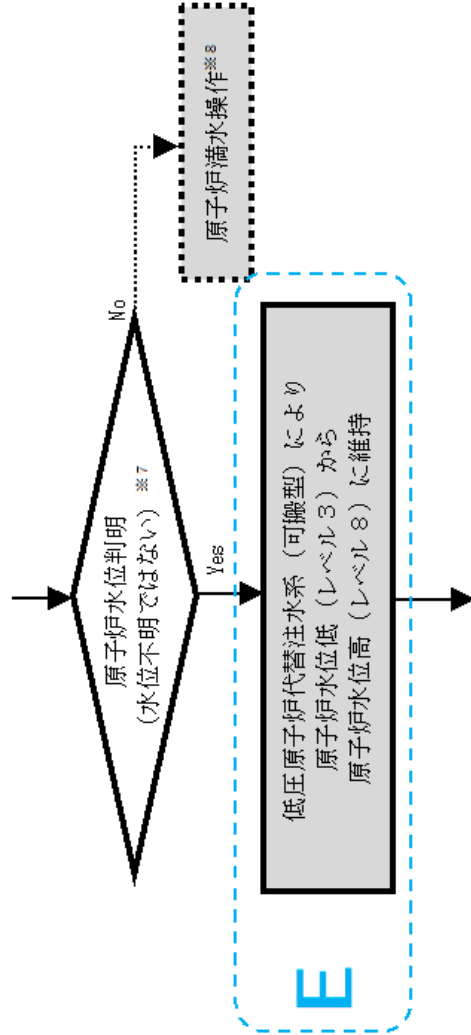
②

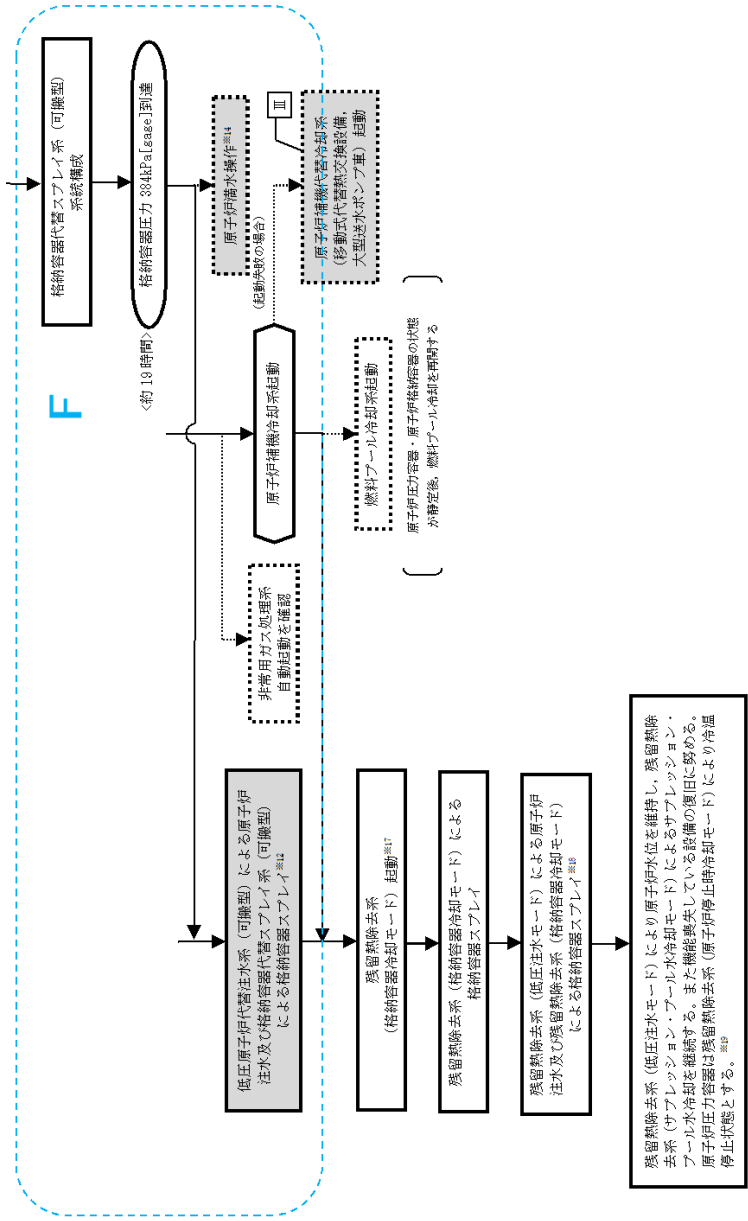
③



保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御 (1) スクラム</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉を停止する。 ・十分な炉心冷却状態を維持する。 ・原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 ・一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。) 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉スクラム信号が発生した場合 ・手動スクラムした場合 ・各制御の脱出条件が成立した場合
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実にを行う。 ・単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 ・多重故障により他の制御へ移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 ・各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。 ・原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。 ・二次格納容器制御「二次格納施設制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。 ・原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。 	<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実にを行う。 ・単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 ・多重故障により他の制御へ移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 ・各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。 ・原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。 ・二次格納容器制御「二次格納施設制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。 ・原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位を確認する。 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合は、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 ・タービン駆動給水ポンプを停止し、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(一要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 ・給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動作動した場合は不要) ・原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系(常設)、低圧原子炉代替注水系(可搬型)、復水輸送系、消火系または制御棒駆動水圧系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上を維持できない場合は、大量送水車の接続を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。 ・原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位が有効燃料頂部に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 <p>① 原子炉水位を連続的に監視する。</p>	





保安規定 添付1

⑤ 主な監視操作内容

G. 一次格納容器制御への導入

・一次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)

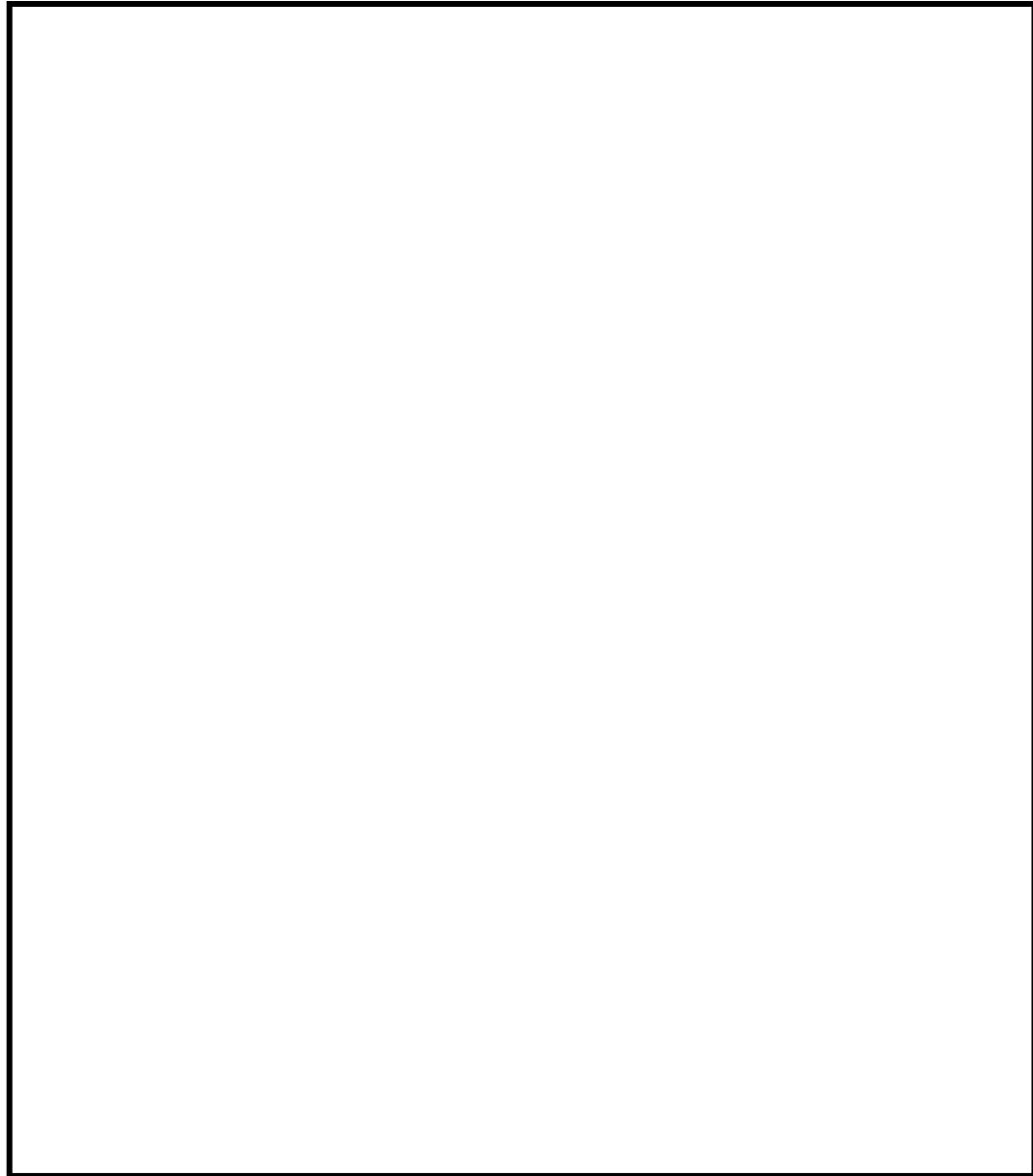
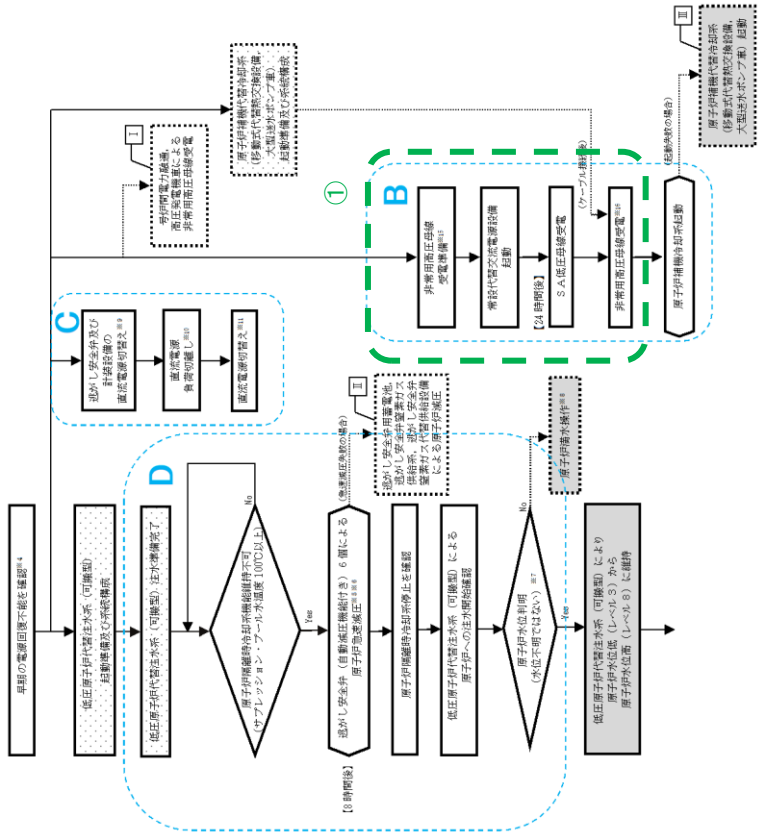
H. 二次格納容器制御への導入

・二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)

保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 1 4	常設代替交流電源設備による給電（非常用交流高圧電源母線B系受電）※	運転員 （中央制御室，現場）	3	40分以内
① 1 4	常設代替交流電源設備による給電（非常用交流高圧電源母線A系受電）※	運転員 （中央制御室，現場）	3	1時間10分以内

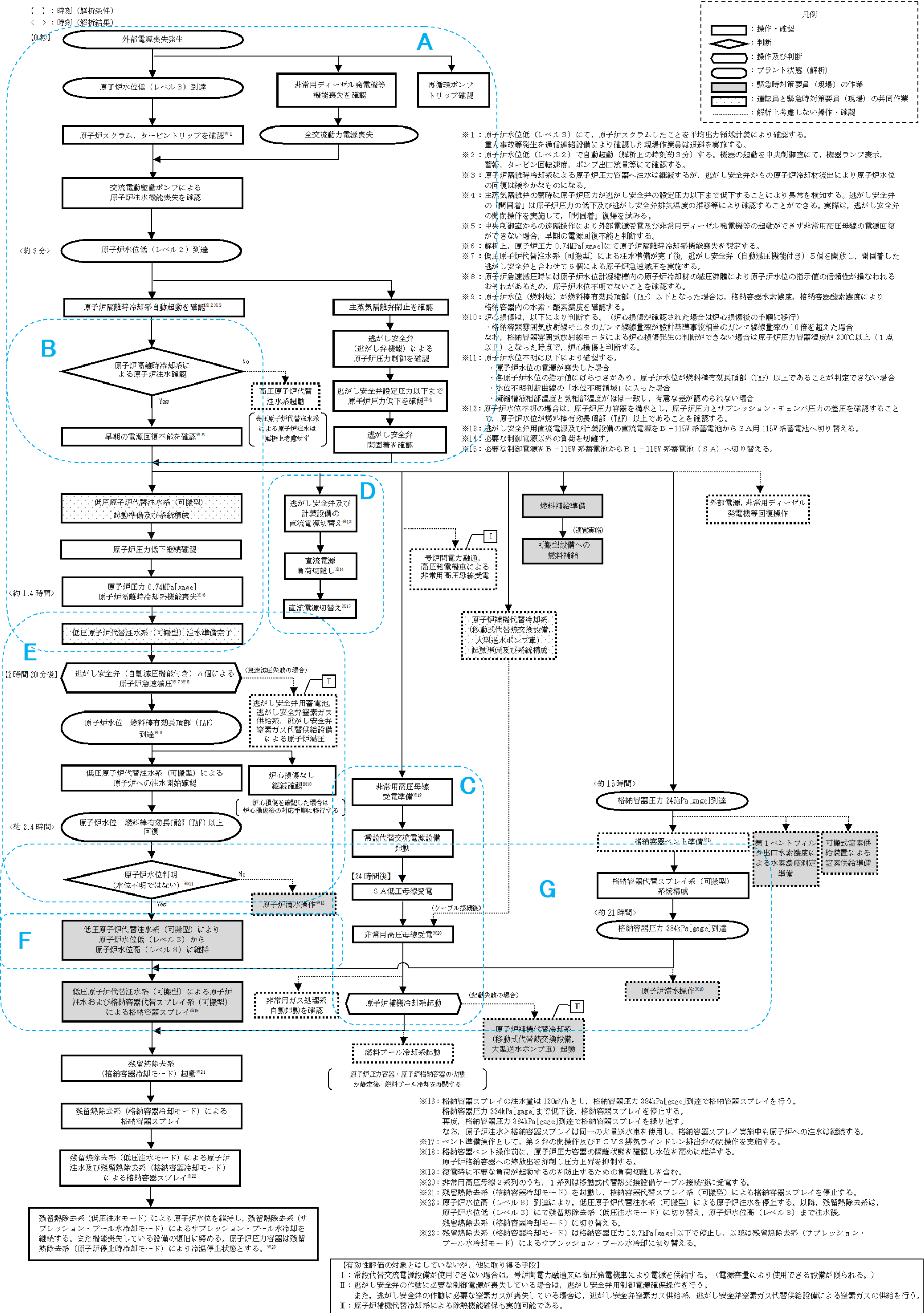
※ 有効性評価の重要事故シナリオに係る対応手段（以下，本表において同じ。）



III. 重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理

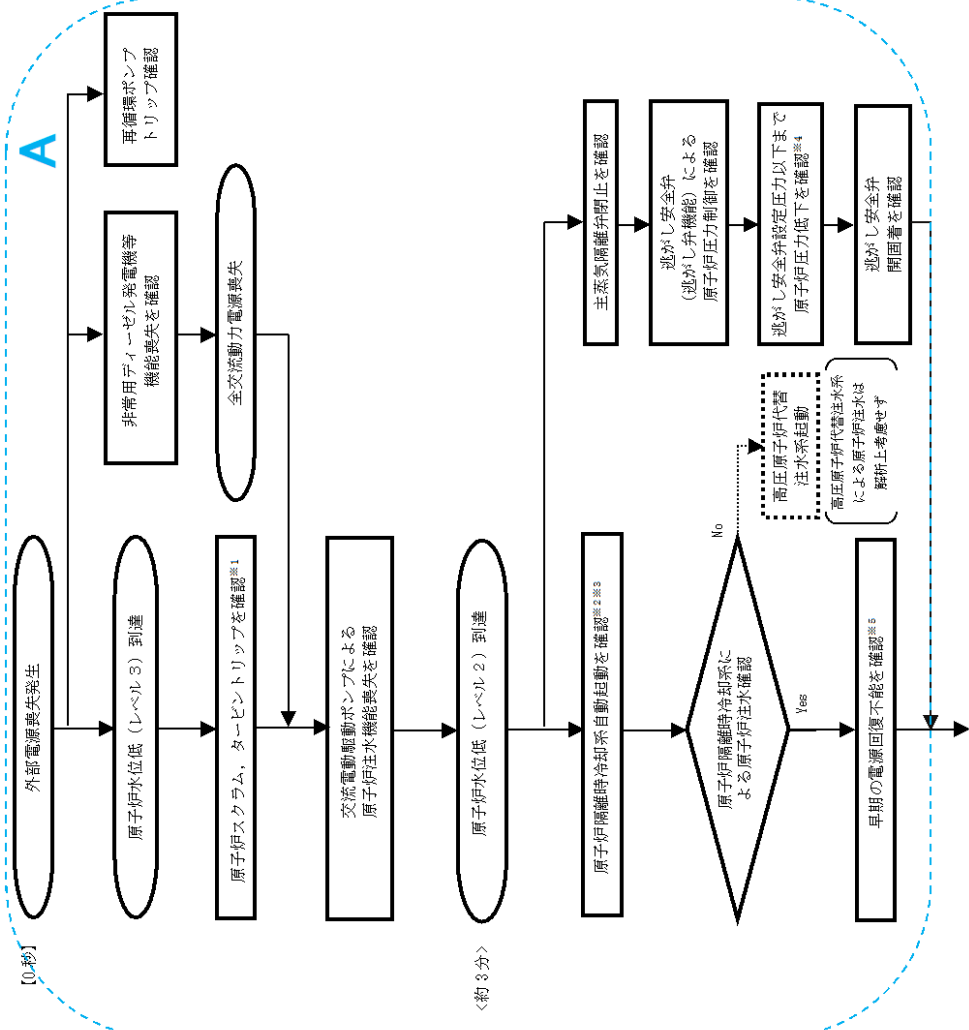
4. 「全交流動力電源喪失(TBP)」の対応手順の概要

第3.1.3.4-2図 「全交流動力電源喪失(TBP)」の対応手順の概要



保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御 (1) スクラム</p> <p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉を停止する。 十分な炉心冷却状態を維持する。 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。) <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム信号が発生した場合 手動スクラムした場合 各制御の脱出条件が成立した場合 <p>③脱出条件</p>	<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 各計器を並行監視し、微候に応じた制御を行う。 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。 二次格納容器制御「二次格納施設制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。 <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 原子炉出力</p> <ul style="list-style-type: none"> 「自動スクラム」警報の発信を確認する。 全制御棒挿入状態を確認する。 平均出力領域計装の指示を確認する。 スクラム排出水容器ドレン弁、ベント弁の全閉を確認する。 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムおよび代替制御棒挿入機能の動作を行う。 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 全制御棒が全挿入位置であることを確認し、全挿入位置を確認できない場合に1本のみ制御棒が未挿入であることを確認し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」に移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も原子炉制御「反応度制御」で行う。 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態および速度を確認する。 中性子源領域計装検出器および中間領域計装検出器を炉心内に挿入する。 平均出力領域計装、中性子源領域計装および中間領域計装により、原子炉未臨界を確認する。
<p>②</p> <p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を確認する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合は、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 タービン駆動給水ポンプを停止し、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(一要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動作動した場合は不要) 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系(常設)、低圧原子炉代替注水系(可搬型)、復水輸送系、消火系または制御棒駆動水圧系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、大量送水車の接続を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。 原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 	<p>③</p> <p>④</p> <p>⑤</p> <p>⑥</p> <p>⑦</p>



保安規定 添付1

⑤ 主な監視操作内容

- ・原子炉水位が有効燃料頂部に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
- ・原子炉水位を連続的に監視する。

C. 原子炉圧力

- ・原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
- ・主蒸気隔離弁が開の場合は、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認する。
- ・原子炉圧力制御が正常でない場合または復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を全閉し、原子炉を隔離する。
- ・主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合は、一次格納容器制御「サブレシジョンチャンバ温度制御」に移行する。
- ・主蒸気隔離弁が開の場合は、主蒸気逃がし安全弁を開いて、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。なお、復水器が使用可能である場合は、主蒸気ドレン弁により調整してもよい。
- ・主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブレシジョンチャンバの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブレシジョンチャンバ冷却を行う。
- ・原子炉圧力をタービンバイパス弁または主蒸気逃がし安全弁により原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力まで減圧し、原子炉隔離時冷却系を停止する。
- ・原子炉圧力を残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを起動する。
- ・主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D. タービン・電源

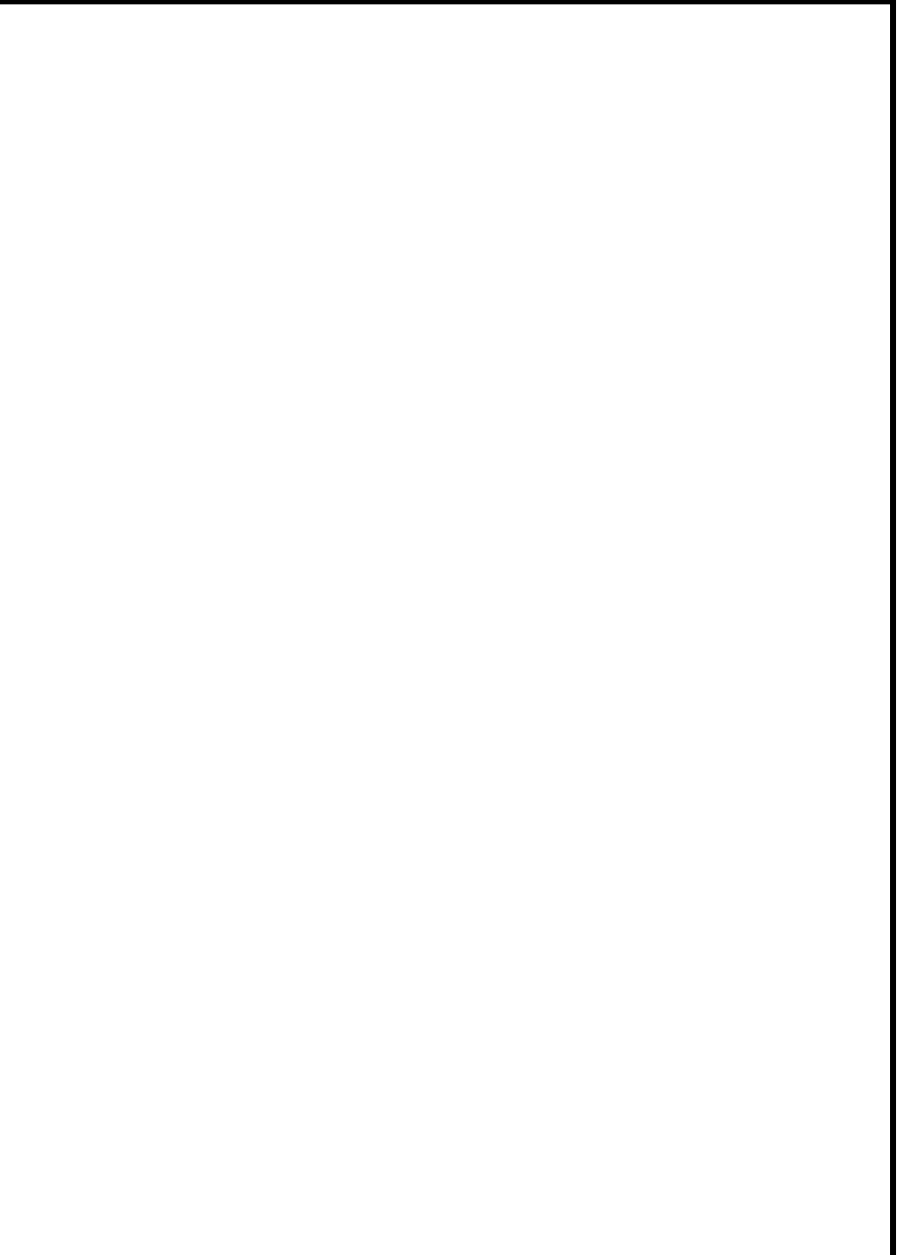
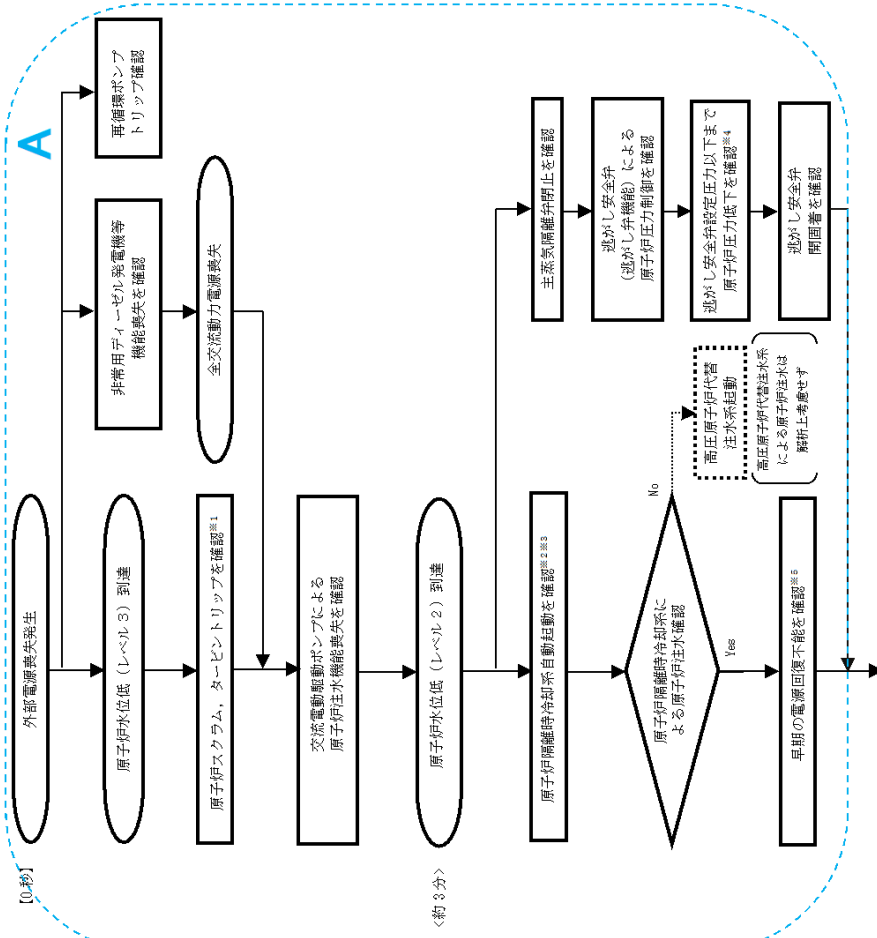
- ・原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。(タービン自動トリップの場合は不要。)
- ・タービントリップ状態、発電機トリップ状態を確認する。
- ・所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部または全部が確保されない場合は、「交流/直流電源供給回復」に移行する。
- ・主蒸気隔離弁が開の場合は、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器およびグラブシールドの切替により復水器真空度を維持する。
- ・原子炉圧力制御が正常でない場合は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を全閉し原子炉を隔離する。
- ・タービン、発電機の停止状態を確認する。

E. モニタ確認

- ・各種放射線モニタの指示を確認する。
- ・各種放射線モニタの指示の異常が確認された場合は、「復旧」操作に移行せず原因の調査を実施する。

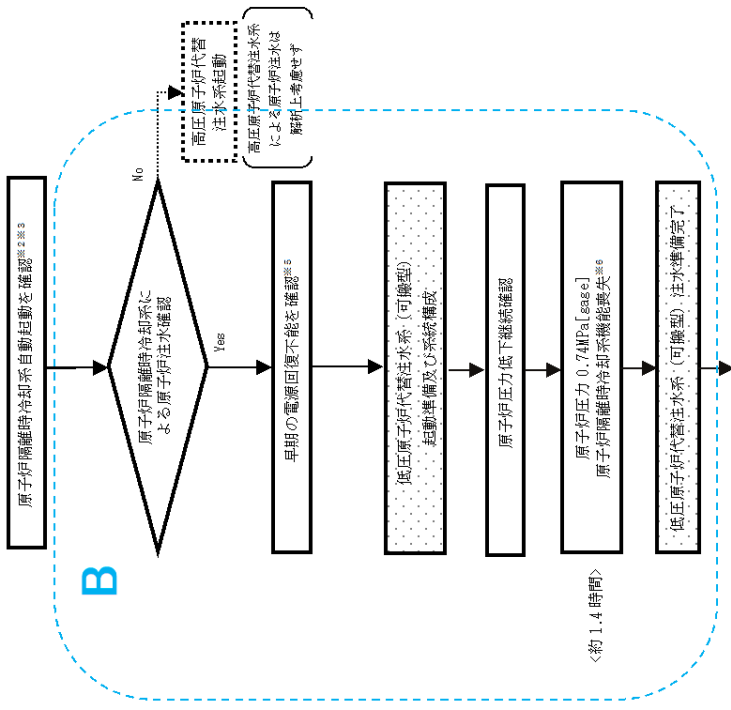
F. 復旧

- ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- ・格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- ・原子炉圧力等の主要パラメータが安定していることを確認する。
- ・格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- ・原子炉浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉棟空調換気系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- ・主蒸気隔離弁が閉している場合は、開可能であれば均圧後、主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉を減圧する。
- ・原子炉スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- ・原子炉再循環ポンプが停止した場合は、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
- ・原子炉を冷温停止する。



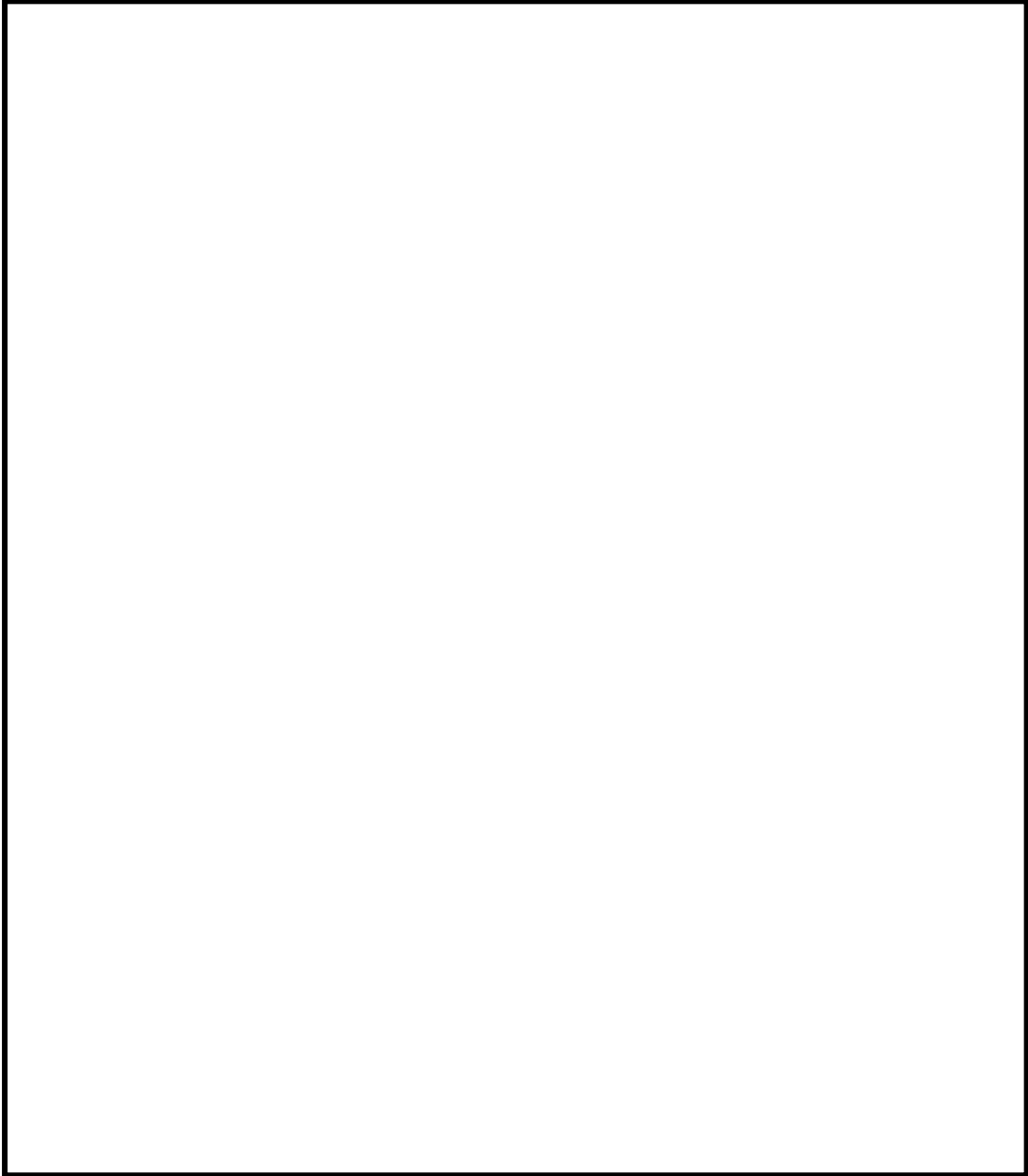
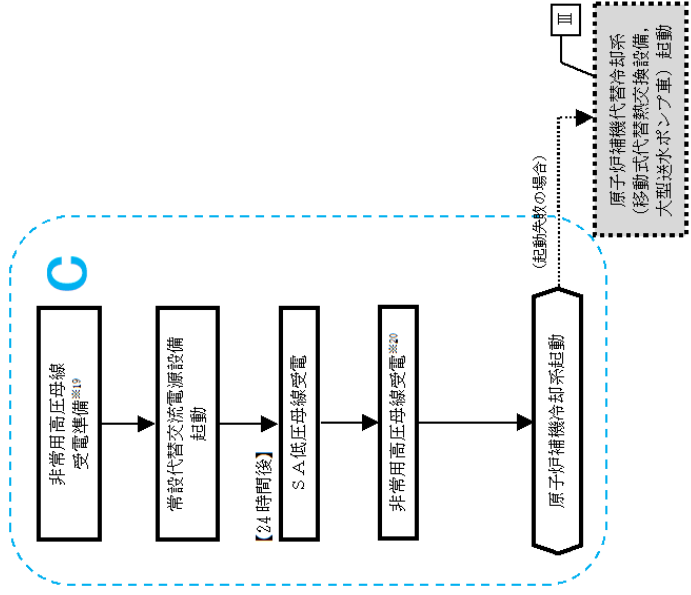
保安規定 添付1

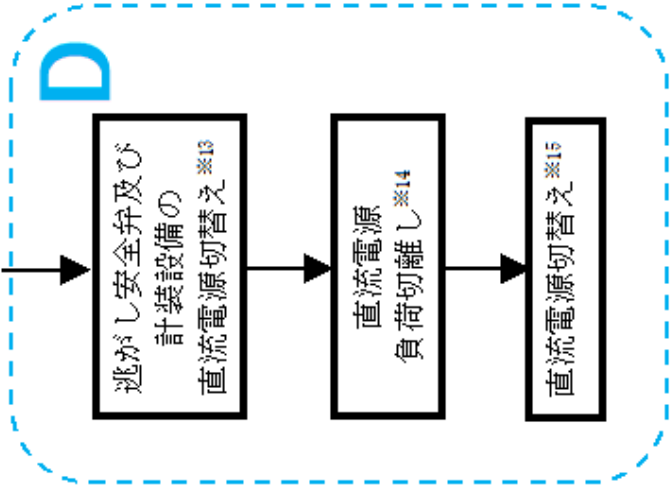
<p>1. 原子炉制御 (3) 水位確保</p>	
①目的	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。
②導入条件	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合
③	<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。 <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位確保</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位、原子炉圧力、格納容器隔離ならびに非常用炉心冷却系および非常用ディーゼル発電機の作動を確認する。 作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。 <p>B. 水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系または低圧原子炉代替注水系（可搬型）、制御棒駆動水圧系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。 原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に回復、維持できない場合は、大量送水車の接続を要請する。 給復水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続した場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上に移行する。 水の準備を行い不測事態「急速減圧」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉水位が不明の場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。



保安規定 添付1

5. 電源制御	
(1) 交流／直流電源供給回復	
①目的	・ 交流電源および直流電源の供給を回復し、維持する。
②導入条件	・ 原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合
④基本的な考え方	・ 非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。
⑤主な監視操作内容	<p>A. 非常用ディーゼル発電機</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機の状態を随時把握する。 ・原子炉補機海水系および高圧炉心スプレイ補機海水系の運転状態を随時把握し、非常用ディーゼル発電機の冷却が継続可能であることを確認する。 ・全交流電源喪失となった場合は、可搬型設備による冷却水供給要請、および原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を確認する。全交流電源喪失が継続し格納容器ベント基準に到達した場合は、格納容器フィルタベント系または耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。 <p>B. FLSR, RHAR 電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系および高圧原子炉代替注水系の起動に失敗し高圧・低圧注水機能喪失となった場合には、常設代替交流電源設備により代替所内電気設備を受電し、低圧原子炉代替注水系（常設）および残留熱代替除去系による原子炉注水に必要な設備の電源を確保する。 <p>C. 受電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 <p>D. 給電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備による電源供給を回復させる。 <p>E. 直流電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。 <p>F. 直流電源回復</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 <p>G. 復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設電源設備または非常用電源設備の復旧状況に応じ、継続して電源供給可能な設備に切り替える。





保安規定 添付1

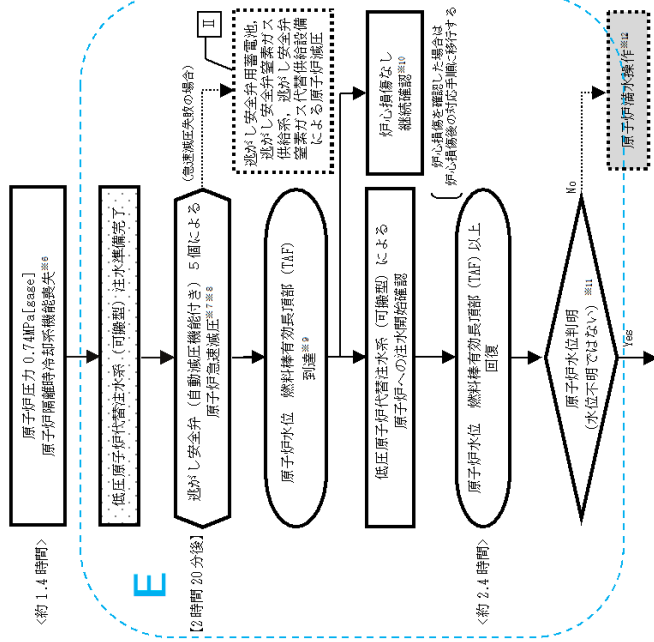
5. 電源制御 (1) 交流/直流電源供給回復
①目的 ・交流電源および直流電源の供給を回復し、維持する。
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合
④基本的な考え方 ・非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。
⑤主な監視操作内容 A. 非常用ディーゼル発電機 ・非常用ディーゼル発電機の状態を随時把握する。 ・原子炉補機海水系および高圧炉心スプレイ補機海水系の運転状態を随時把握し、非常用ディーゼル発電機の冷却が継続可能であることを確認する。 ・全交流電源喪失となった場合は、可搬型設備による冷却水供給要請、および原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を確保する。全交流電源喪失が継続し格納容器ベント基準に到達した場合は、格納容器フィルタベント系または耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。 B. FLSR, RHAR電源確保 ・非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系および高圧原子炉代替注水系の起動に失敗し高圧・低圧注水機能喪失となった場合には、常設代替交流電源設備により代替所内電気設備を受電し、低圧原子炉代替注水系（常設）および残留熱代替除去系による原子炉注水に必要な設備の電源を確保する。 C. 受電 ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 D. 給電 ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備による電源供給を回復させる。 E. 直流電源確保 ・ 所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。 F. 直流電源回復 ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 G. 復旧 ・常設電源設備または非常用電源設備の復旧状況に応じ、継続して電源供給可能な設備に切り替える。

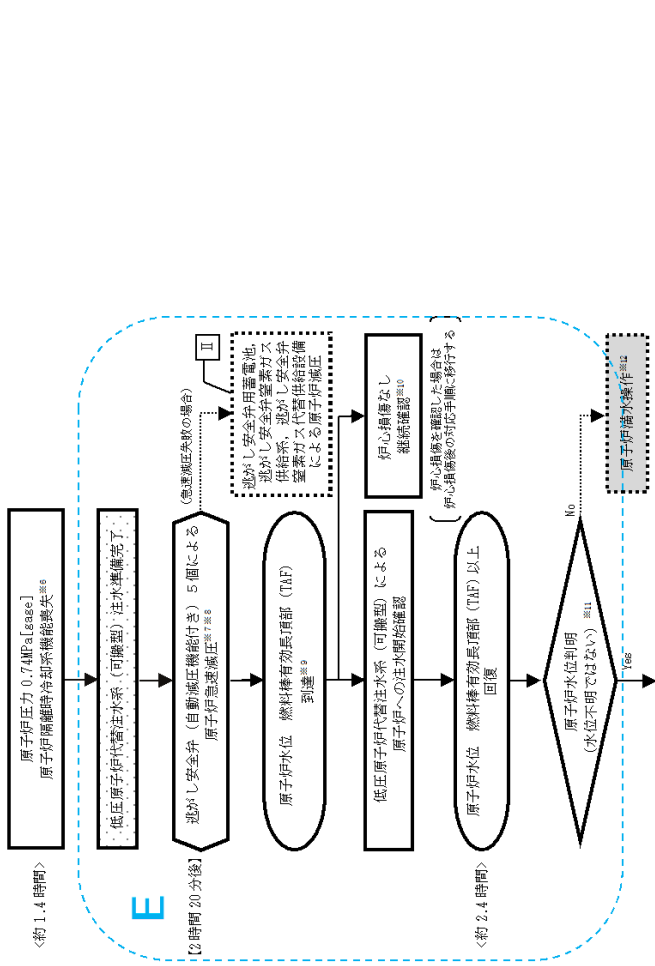
①

保安規定 添付1

	<p>4. 不測事態</p> <p>(2) 急速減圧</p> <p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉を速やかに減圧する。 <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「水位確保」において、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続し、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上が起動できた場合 原子炉制御「減圧冷却」において、サブプレッションチェンバ水温がサブプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サブプレッションチェンバ圧力が設計基準事故時最高圧力以上となった場合 一次格納容器制御「ドライウエル温度制御」において、ドライウエル局所温度がドライウエル設計温度に接近した場合、またはドライウエル局所温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度以上に原子炉スクラム後もドライウエル圧力が上昇して非常用炉心冷却系作動圧力以上でドライウエルスプレーできない場合 不測事態「水位回復」において、給復水系、非常用炉心冷却系が起動せず、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、消火系から1系統以上が起動できた場合 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が起動できない場合、または起動しても原子炉水位が上昇しない場合 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が起動できない場合 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が作動しているが、最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合 不測事態「水位不明」において、低圧で原子炉へ注水可能な系統、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上が起動できた場合 一次格納容器制御「サブプレッションチェンバ水位制御」において、サブプレッションチェンバ水位が、真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に誤差を考慮した値以上になった場合 一次格納容器制御「サブプレッションチェンバ水位制御」において、サブプレッションチェンバ水位がベント管凝縮限界値以下になった場合 一次格納容器制御「サブプレッションチェンバ温度制御」において、サブプレッションチェンバ水温がサブプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合 二次格納容器制御「二次格納施設制御」において、漏えい箇所の速やかな隔離に失敗した場合 <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力低下必要時に、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁弁を順次開放して急速減圧する。自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数を開放する。 主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、復水器または原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。 原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」に移行する。 原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要がある。 急速減圧実施中に原子炉へ注水可能な系統が喪失した場合は、急速減圧操作を中断し、原子炉へ注水可能な系統を再起動する。
--	---

①





保安規定 添付1

⑤ 主な監視操作内容

- ① 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上、低圧原子炉代替注水系(常設)1系統以上または低圧原子炉代替注水系(可搬型)、復水輸送系、消火系から1系統以上が作動していること、またはその状態が維持されていることを確認する。
- ② 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。
自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数を開放する。
自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数を開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最少弁数以上開放する。原子炉減圧が不十分である場合、主蒸気隔離弁を開し、タービンバイパス弁と復水器により減圧する。
主蒸気隔離弁が開できなければ、原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。
- ③ 原子炉水位が判明した場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御に移行する。
原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水注入」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。

保安規定 添付1

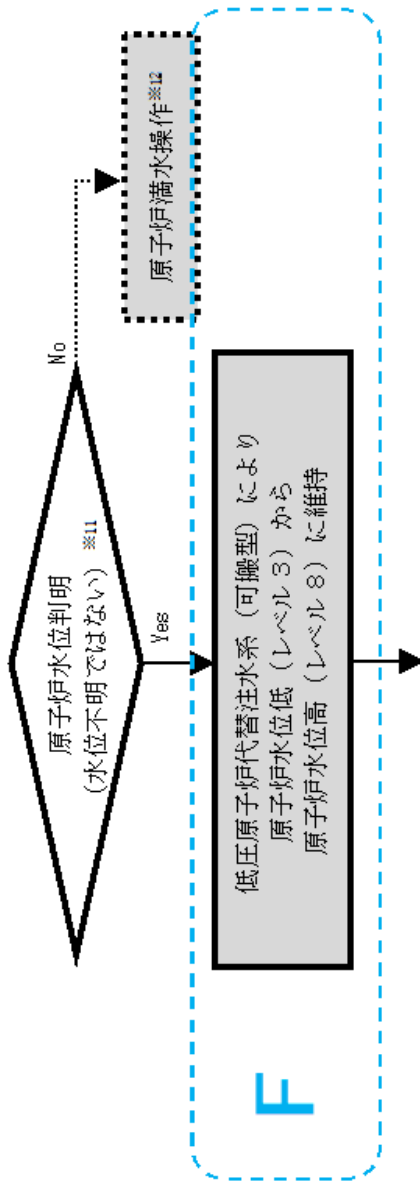
<p>1. 原子炉制御 (3) 水位確保</p>	<p>①目的 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。</p> <p>②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合 ・一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サプレッションチェンバ圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合 ・不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合 ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合 ・不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合</p> <p>③脱出条件 ⑤・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合</p>
<p>④基本的な考え方</p>	<p>・原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。</p>
<p>⑤主な監視操作内容</p>	<p>A. 水位確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位、原子炉圧力、格納容器隔離ならびに非常用炉心冷却系および非常用ディーゼル発電機の作動を確認する。 ・作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。 <p>B. 水位</p> <ul style="list-style-type: none"> ・給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系または低圧原子炉代替注水系（可搬型）、制御棒駆動水圧系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。 ・原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に回復、維持できない場合は、大量送水車の接続を要請する。 ・給復水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続した場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上による原子炉注水の準備を行い不測事態「急速減圧」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位が不明の場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。

①

②

③

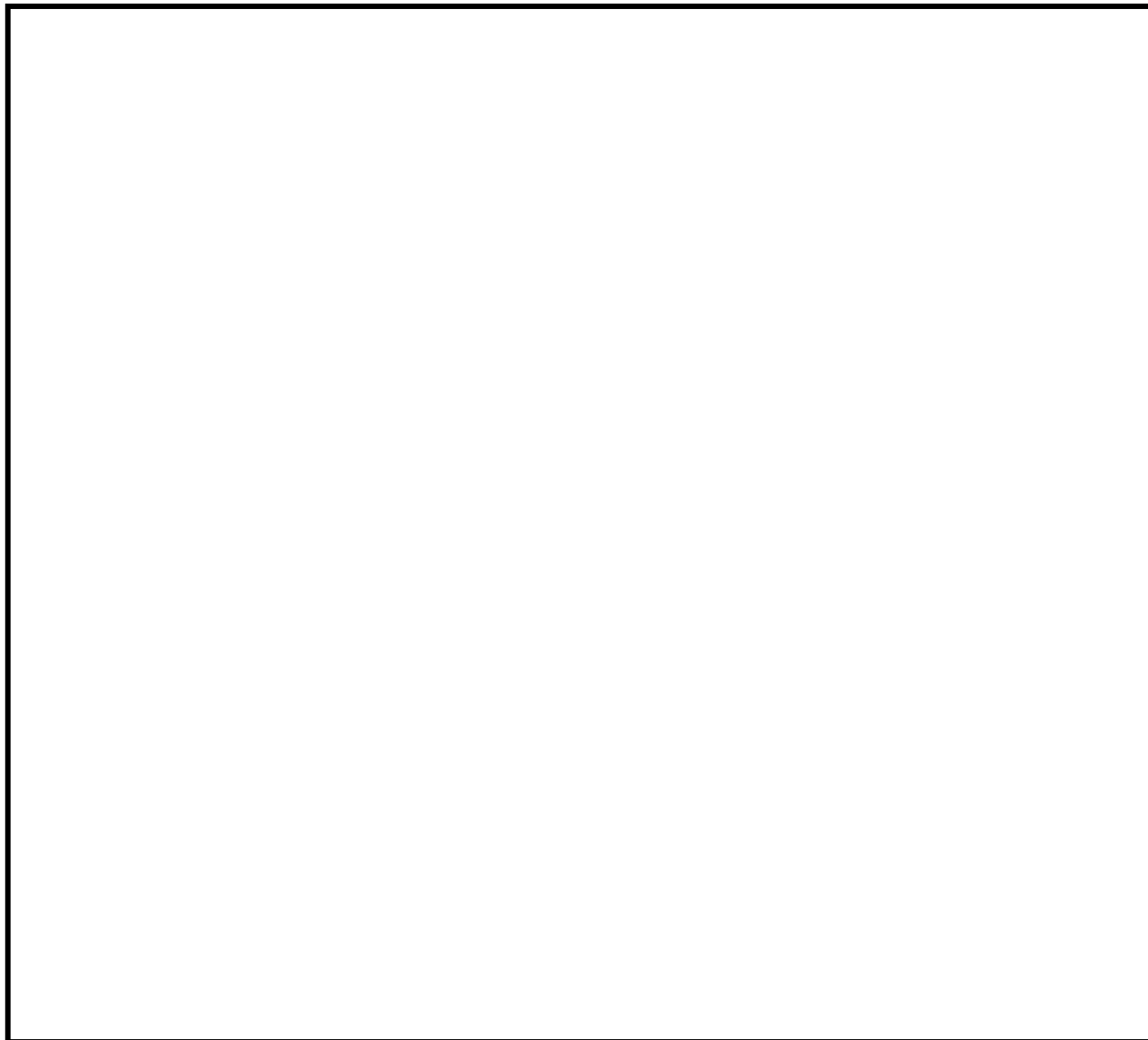
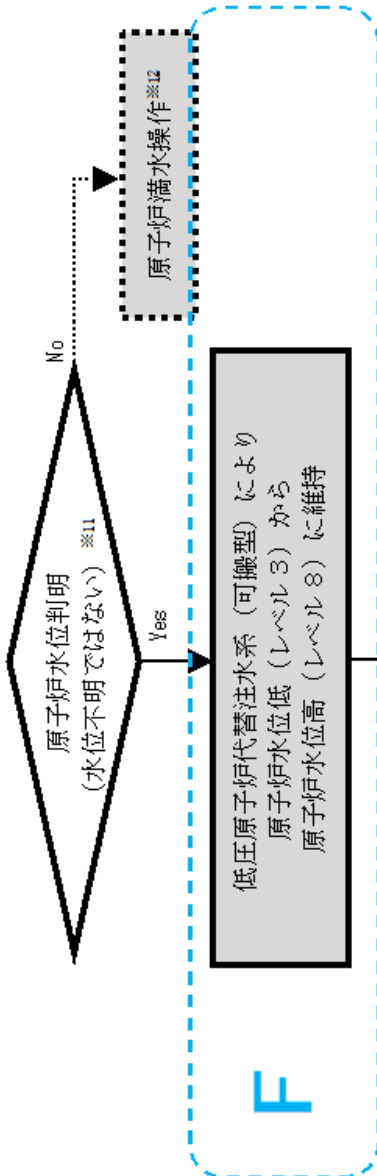
④



保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御 (1) スクラム</p>	<p>①目的 ・原子炉を停止する。 ・十分な炉心冷却状態を維持する。 ・原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 ・一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)</p> <p>②導入条件 ・原子炉スクラム信号が発生した場合 ・手動スクラムした場合 ・各制御の脱出条件が成立した場合</p> <p>③脱出条件</p>
<p>④基本的な考え方 ・原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 ・単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 ・多重故障により他の制御が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 ・各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。 ・原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。 ・二次格納容器制御「二次格納施設制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。 ・原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。</p>	<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 原子炉出力</p> <ul style="list-style-type: none"> ・「自動スクラム」警報の発信を確認する。 ・全制御棒挿入状態を確認する。 ・平均出力領域計装の指示を確認する。 ・スクラム排出水容器ドレン弁、ベント弁の全閉を確認する。 ・自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムおよび代替制御棒挿入機能の動作を行う。 ・原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 ・全制御棒が全挿入位置であることを確認し、全挿入位置を確認できない場合に1本のみ制御棒が未挿入であることを確認し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」に移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も原子炉制御「反応度制御」で行う。 ・原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態および速度を確認する。 ・中性子源領域計装検出器および中間領域計装検出器を炉心内に挿入する。 ・平均出力領域計装、中性子源領域計装および中間領域計装により、原子炉未臨界を確認する。 <p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位を確認する。 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合は、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 ・タービン駆動給水ポンプを停止し、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(一要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 ・給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動作動した場合は不要) ・原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系(常設)、低圧原子炉代替注水系(可搬型)、復水輸送系、消火系または制御棒駆動水圧系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、大量送水車の接続を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。 ・原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。

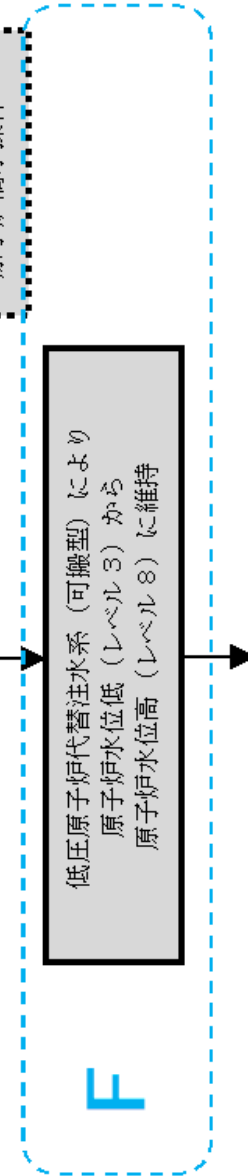
①



保安規定 添付1

- ⑤ 主な監視操作内容
- 原子炉水位が有効燃料頂部に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
 - 原子炉水位を連続的に監視する。

①

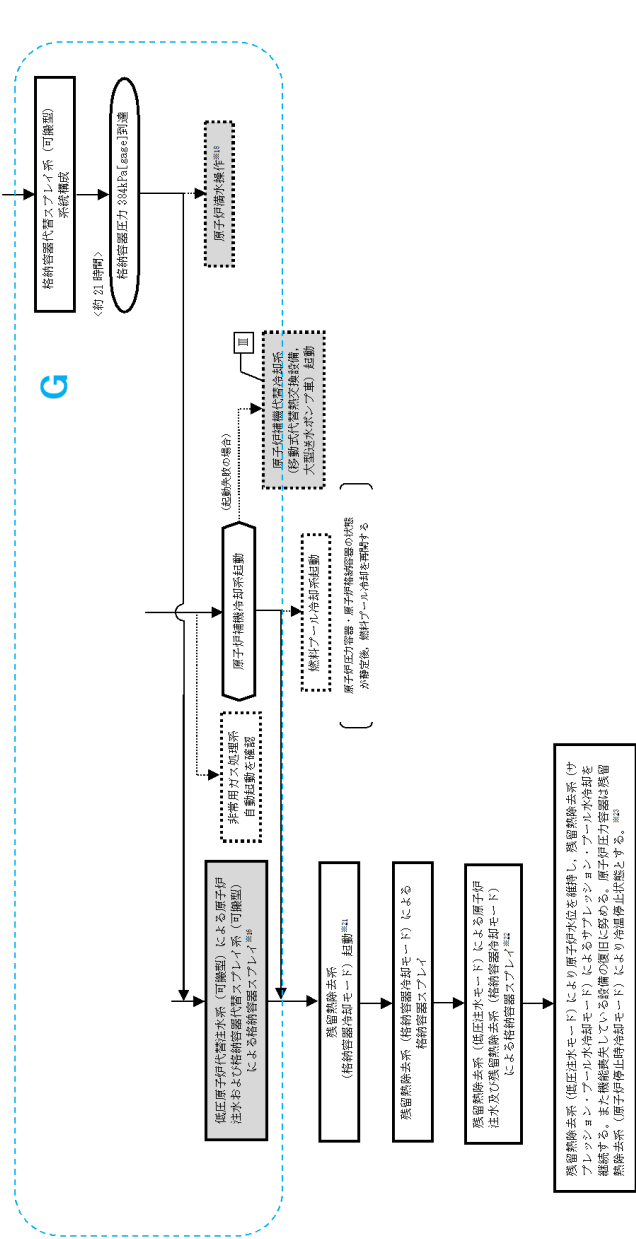


- C. 原子炉圧力**
- 原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
 - 主蒸気隔離弁が開の場合は、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認する。
 - 原子炉圧力制御が正常でない場合は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を全閉し、原子炉を隔離する。
 - 主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合は、一次格納容器制御「サブプレッションチェーン温度制御」に移行する。
 - 主蒸気隔離弁が閉の場合は、主蒸気逃がし安全弁を開いて、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。なお、復水器が使用可能である場合は、主蒸気ドレン弁により調整してもよい。
 - 主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブプレッションチェーンの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブプレッションチェーンバ冷却を行う。
 - 原子炉圧力をタービンバイパスまたは主蒸気逃がし安全弁により原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力まで減圧し、原子炉隔離時冷却系を停止する。
 - 原子炉圧力を残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを起動する。
 - 主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

- D. タービン・電源**
- 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。(タービン自動トリップの場合は不要。)
 - タービントリップ状態、発電機トリップ状態を確認する。
 - 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部または全部が確保されない場合は、「交流/直流電源供給回復」に移行する。
 - 主蒸気隔離弁が開の場合は、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器およびグラブドシールドの切替により復水器真空度を維持する。
 - 原子炉圧力制御が正常でない場合は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を全閉し原子炉を隔離する。
 - タービン、発電機の停止状態を確認する。

- E. モニタ確認**
- 各種放射線モニタの指示を確認する。
 - 各種放射線モニタの指示の異常が確認された場合は、「復旧」操作に移行せず原因の調査を実施する。

- F. 復旧**
- 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
 - 格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
 - 原子炉圧力等の主要パラメータが安定していることを確認する。
 - 格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
 - 原子炉浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉棟空調換気系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
 - 主蒸気隔離弁が閉している場合は、開可能であれば均圧後、主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉を減圧する。
 - 原子炉スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
 - 原子炉再循環ポンプが停止した場合は、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
 - 原子炉を冷温停止する。



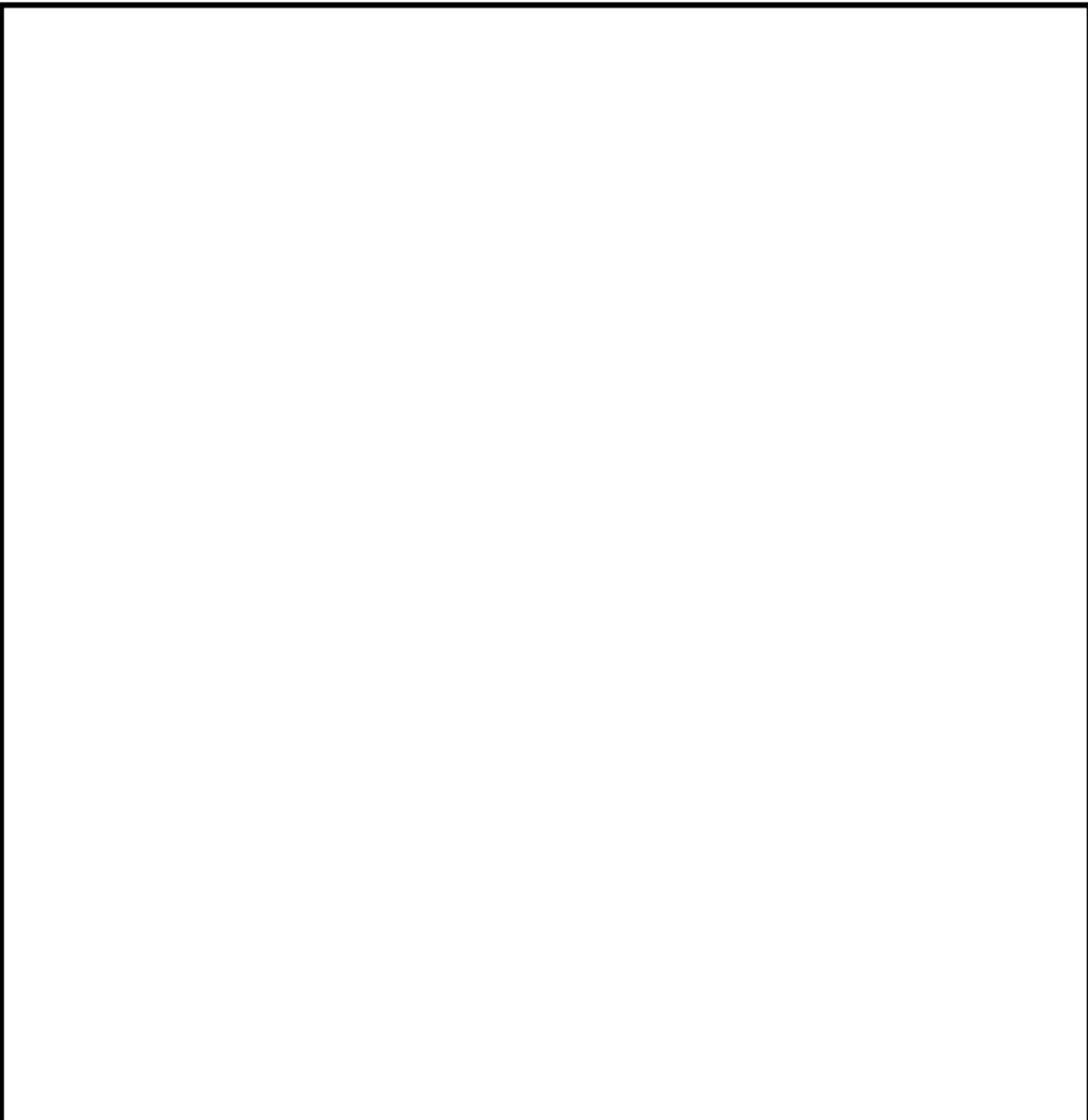
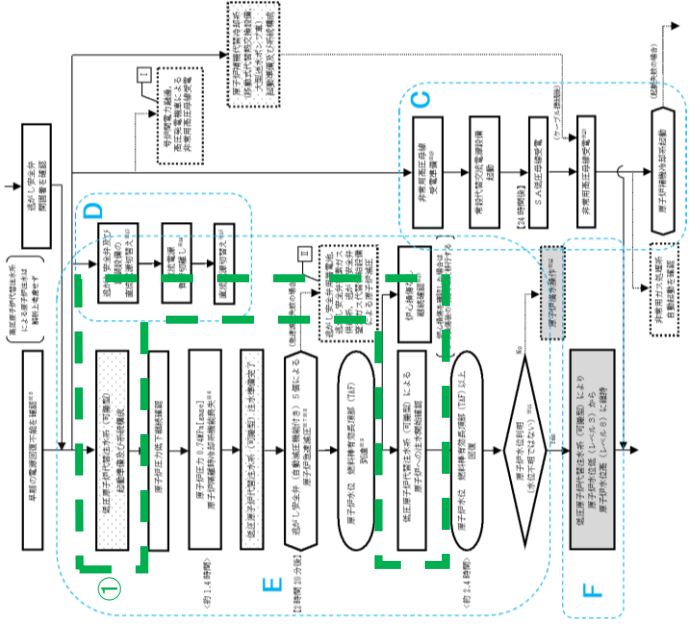
保安規定 添付1	
2. 一次格納容器制御 (1) 格納容器圧力制御	
①目的	・格納容器圧力を監視し、制御する。
②導入条件	③脱出条件 <ul style="list-style-type: none"> ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合 ・ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガスまたは空気の漏えいであり、ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以下で、かつドライウエルベントを実施した場合 ・24時間以内にドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合
④基本的な考え方	<ul style="list-style-type: none"> ・ドライウエル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、サブプレッションチェーン圧力が格納容器圧力制限値に達する前に原子炉を急速減圧し、格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、原子炉を満水にし、サブプレッションチェーンバンプ位置が「格納容器圧力制御」外部注水制限値に到達または格納容器代替スプレイス失敗の場合は、格納容器ベントを行う。 ・格納容器内で原子炉冷却材圧カバウンダリの大破断が発生した場合は、ドライウエルスプレイスおよびサブプレッションチェーンバンプスプレイスは安全解析上の要求時間以内に完了する必要があるが、炉心再冠水後速やかにドライウエルスプレイスおよびサブプレッションチェーンバンプスプレイスを起動する。 ・原子炉制御「反応度制御」を実施中は、原子炉制御「反応度制御」を優先する。
⑤主な監視操作内容	<p>A. 格納容器圧力制御</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉がスクラムしたことを確認する。 ・ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガスまたは空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。 ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合は、原子炉水位が有効炉心長の3分の2に相当する水位以上で安定し、格納容器冷却系として作動させる低圧注水系以外の非常用炉心冷却系の継続的作動を確認した後に、ドライウエルスプレイスおよびサブプレッションチェーンバンプスプレイスを作動させる。また、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。 ・原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を行う。 ・サブプレッションチェーン圧力が非常用炉心冷却系作動圧力になった場合は、サブプレッションチェーンバンプスプレイスを作動させる。 ・サブプレッションチェーン圧力がドライウエルスプレイス起動圧力以上かつ設計基準事故時最高圧力未満の状態が24時間継続した場合、またはサブプレッションチェーン圧力が設計基準事故時最高圧力以上の場合、原子炉再循環ポンプおよびドライウエル冷却機を停止し、ドライウエルスプレイスおよびサブプレッションチェーンバンプスプレイスを作動させる。 ・サブプレッションチェーン圧力が設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。また、格納容器ベント準備を行う。 ・サブプレッションチェーン圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、低圧注水系を一時ドライウエルスプレイスおよびサブプレッションチェーンバンプスプレイスとして起動し、格納容器を減圧するとともに「原子炉満水」操作を行う。また、ドライウエルスプレイスおよびサブプレッションチェーンバンプスプレイスが起動できない場合は、格納容器代替スプレイスを間欠で行う。 <p>B. 原子炉満水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サブプレッションチェーン圧力が格納容器圧力制限値に達した場合は、「急速減圧」時必要最少弁数以上の主蒸気逃がし安全弁を開いた後、主蒸気隔離弁、主蒸気ドレン弁ならびに原子炉隔離時冷却系および原子炉浄化系の隔離弁を全閉する。 ・給復水系、非常用炉心冷却系、低圧原子炉代償注水系 (常設)、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代償注水系 (可搬型) または制御棒駆動水圧系を使用して原子炉へ注水し、注水量を増やして、原子炉水位をできるだけ高く維持する。 ・サブプレッションチェーン圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。

保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
4	低圧原子炉代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却（全交流動力電源が喪失している場合）※	運転員 （中央制御室、現場） 緊急時対策要員	3 12	2時間10分以内

①

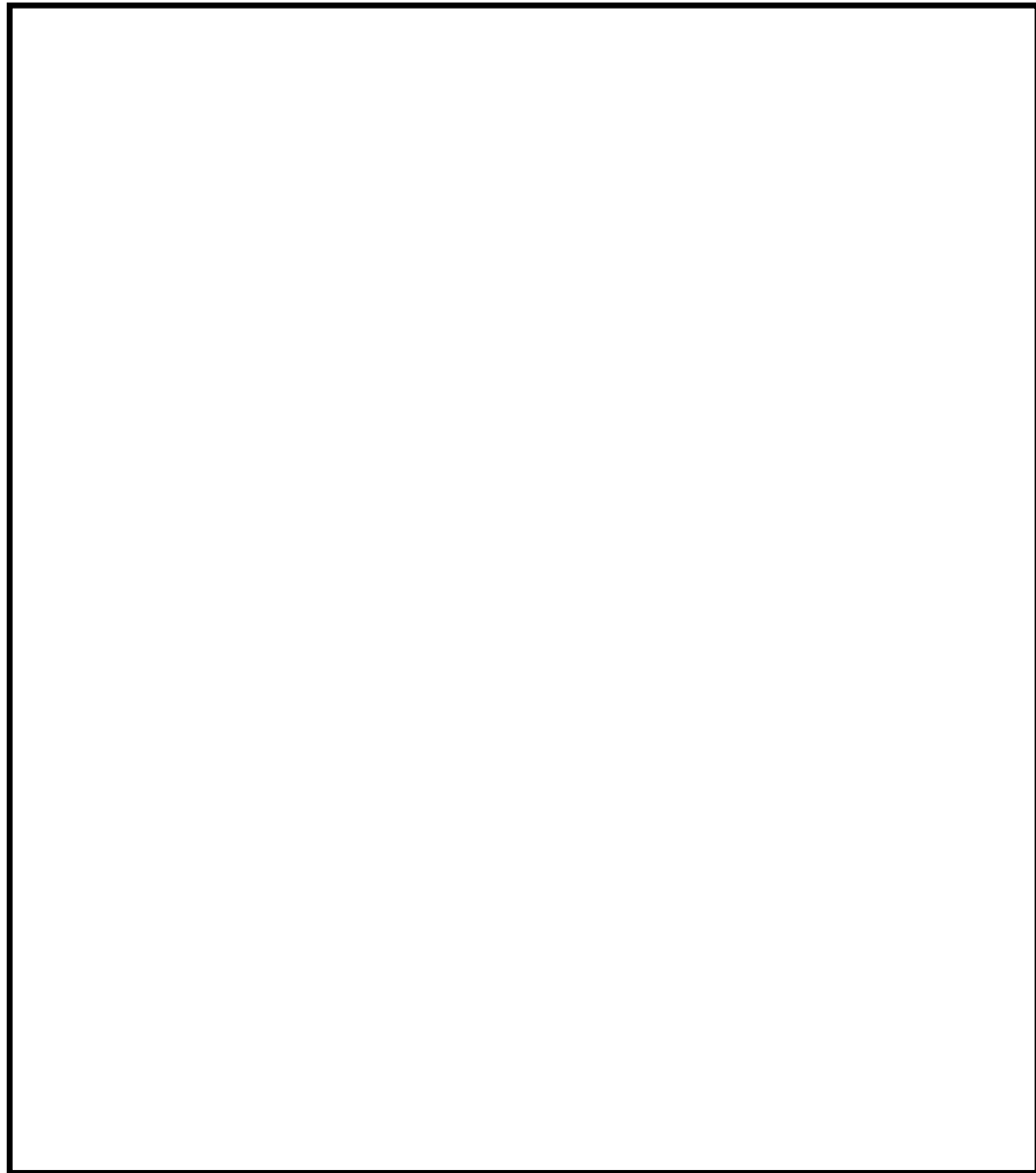
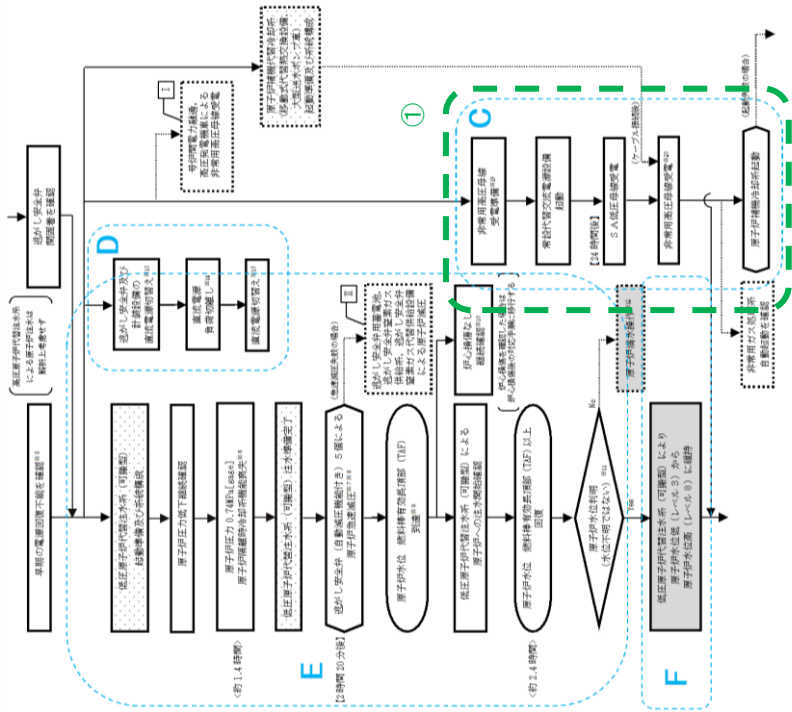
※ 有効性評価の重要事故シナリオに係る対応手段（以下、本表において同じ。）



保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 1 4	常設代替交流電源設備による給電（非常用交流高圧電源母線B系受電）※	運転員 （中央制御室，現場）	3	40分以内
① 1 4	常設代替交流電源設備による給電（非常用交流高圧電源母線A系受電）※	運転員 （中央制御室，現場）	3	1時間10分以内

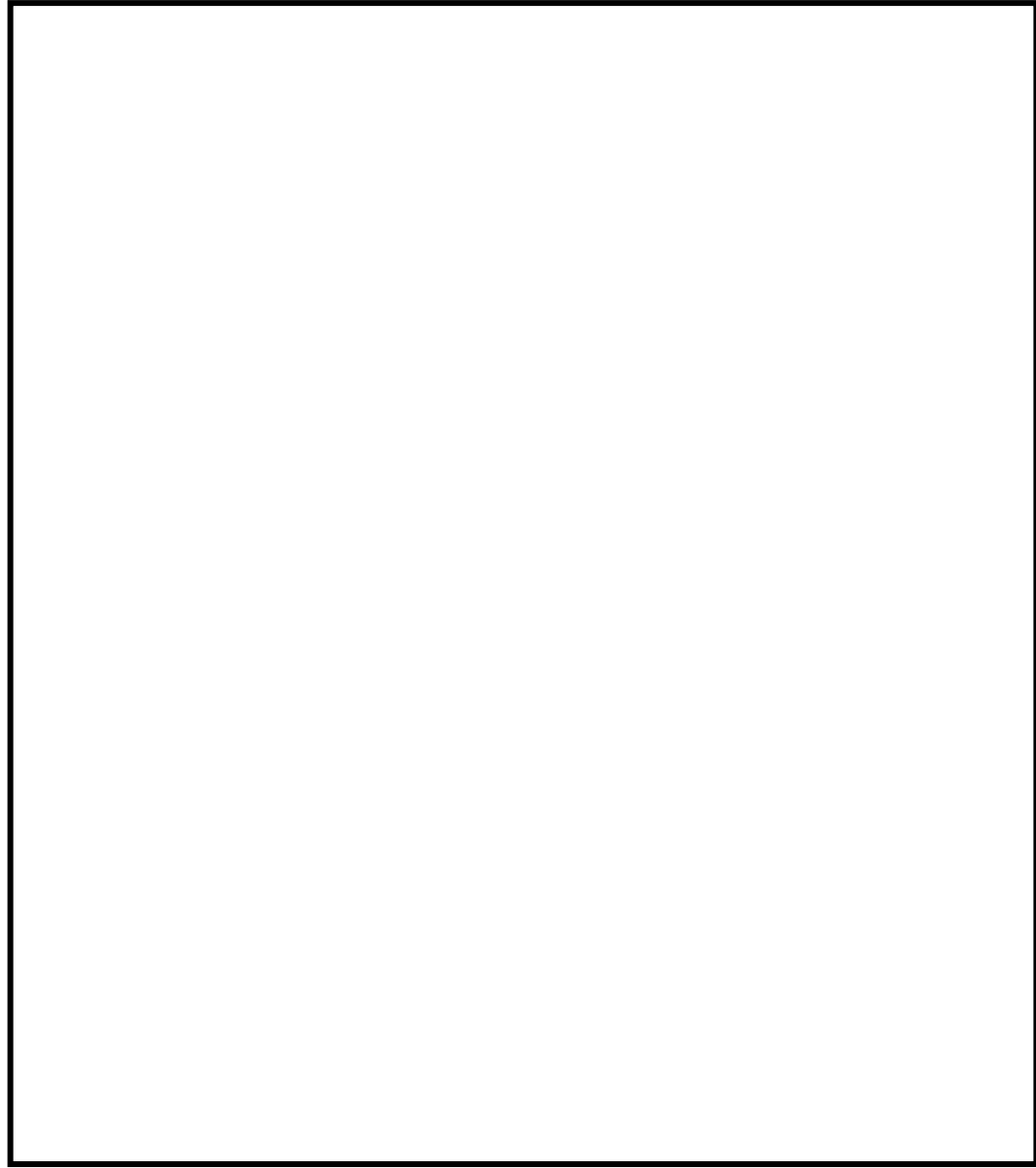
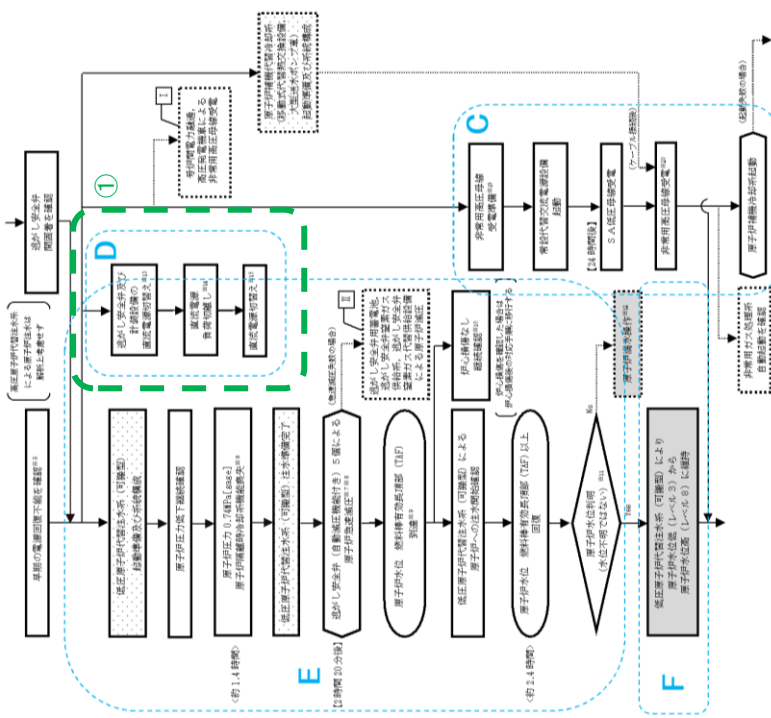
※ 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段（以下，本表において同じ。）



保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 3	可搬型直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁開放（常設代替直流電源設備による復旧）※	運転員 （中央制御室，現場）	3	40分以内
① 1 4	所内常設蓄電式直流電源設備による給電（B-115V系蓄電池からB1-115V系蓄電池（SA）への受電切替え）※	運転員 （中央制御室，現場）	3	30分以内
① 1 5	設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用する計器設備への給電※	運転員 （現場）	2	10分以内

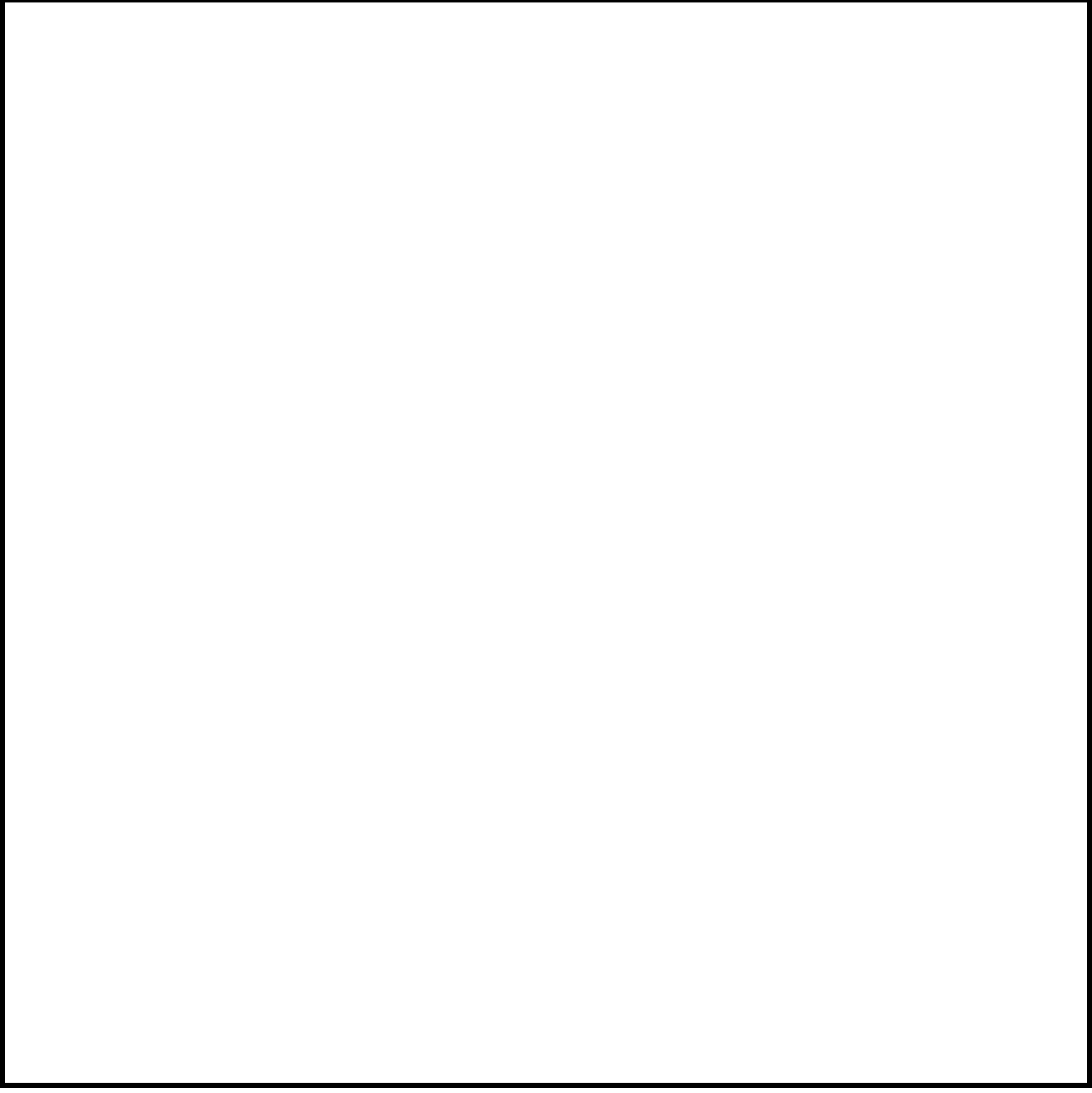
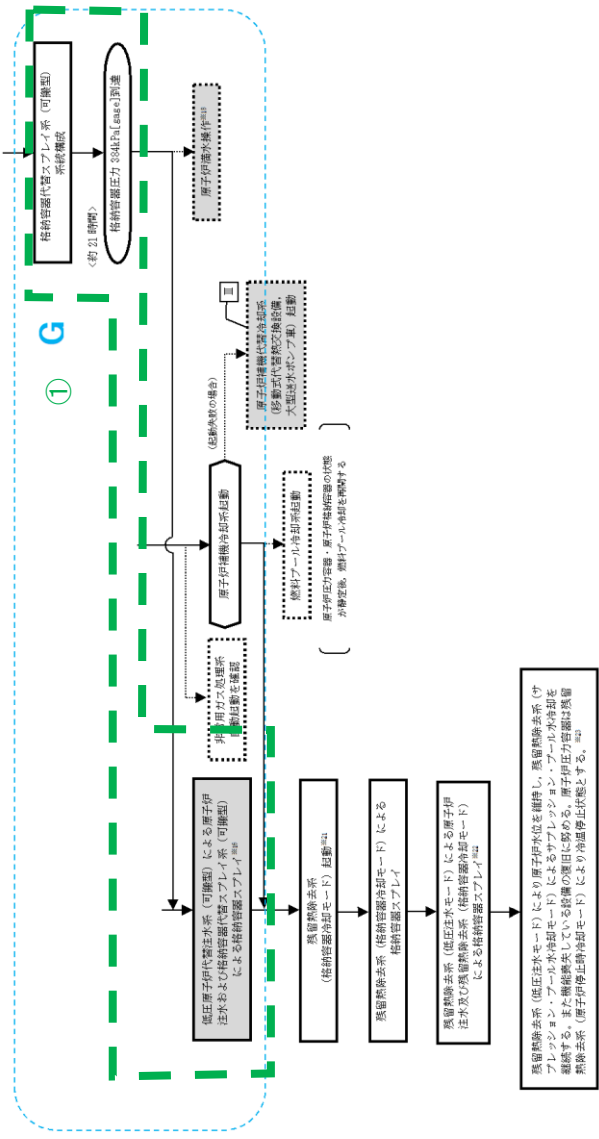
※ 有効性評価の重要事故シナシケンスに係る対応手段（以下，本表において同じ。）



保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

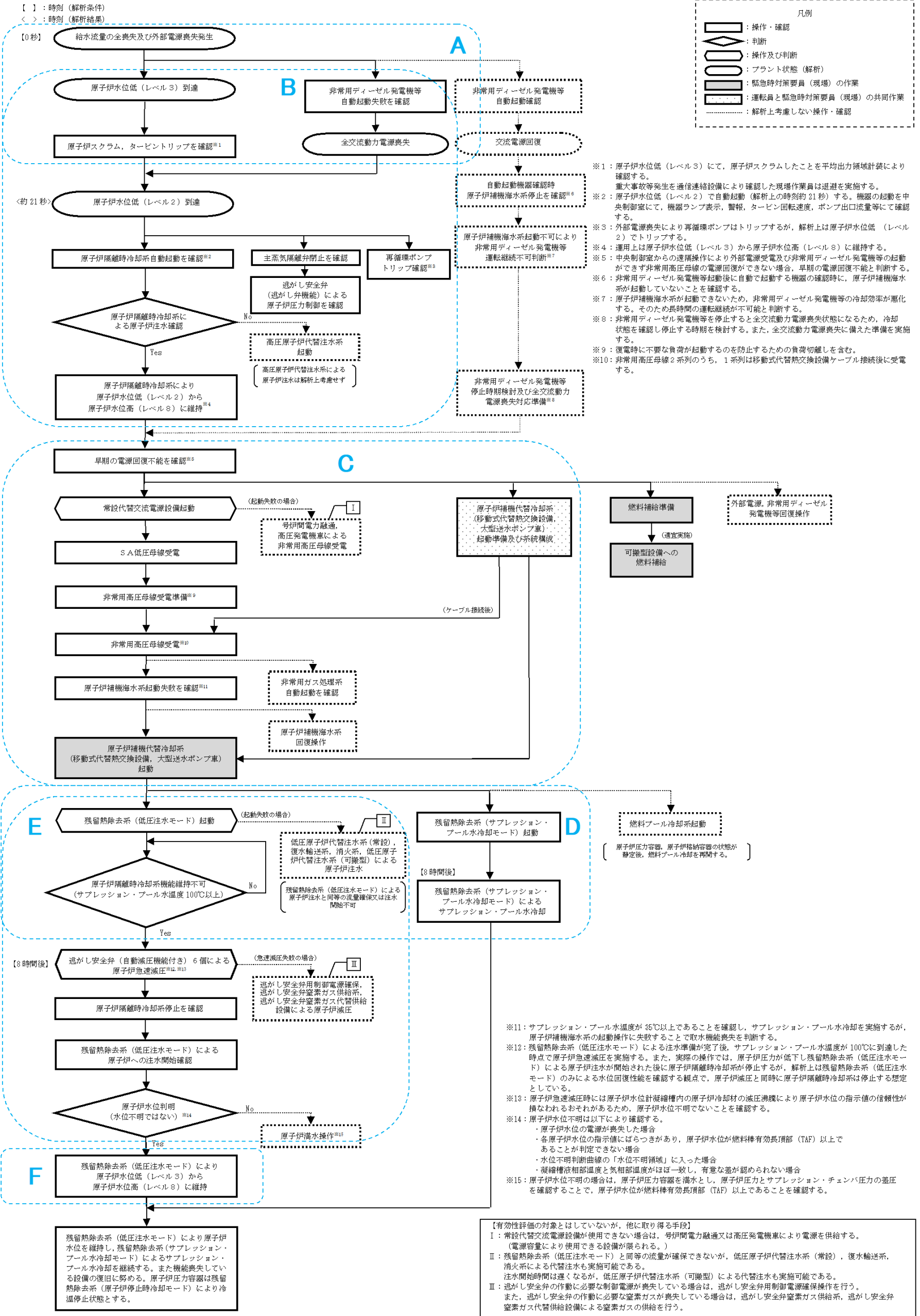
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
6	格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却(全交流動力電源が喪失している場合) [※]	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	3 12	2時間10分以内

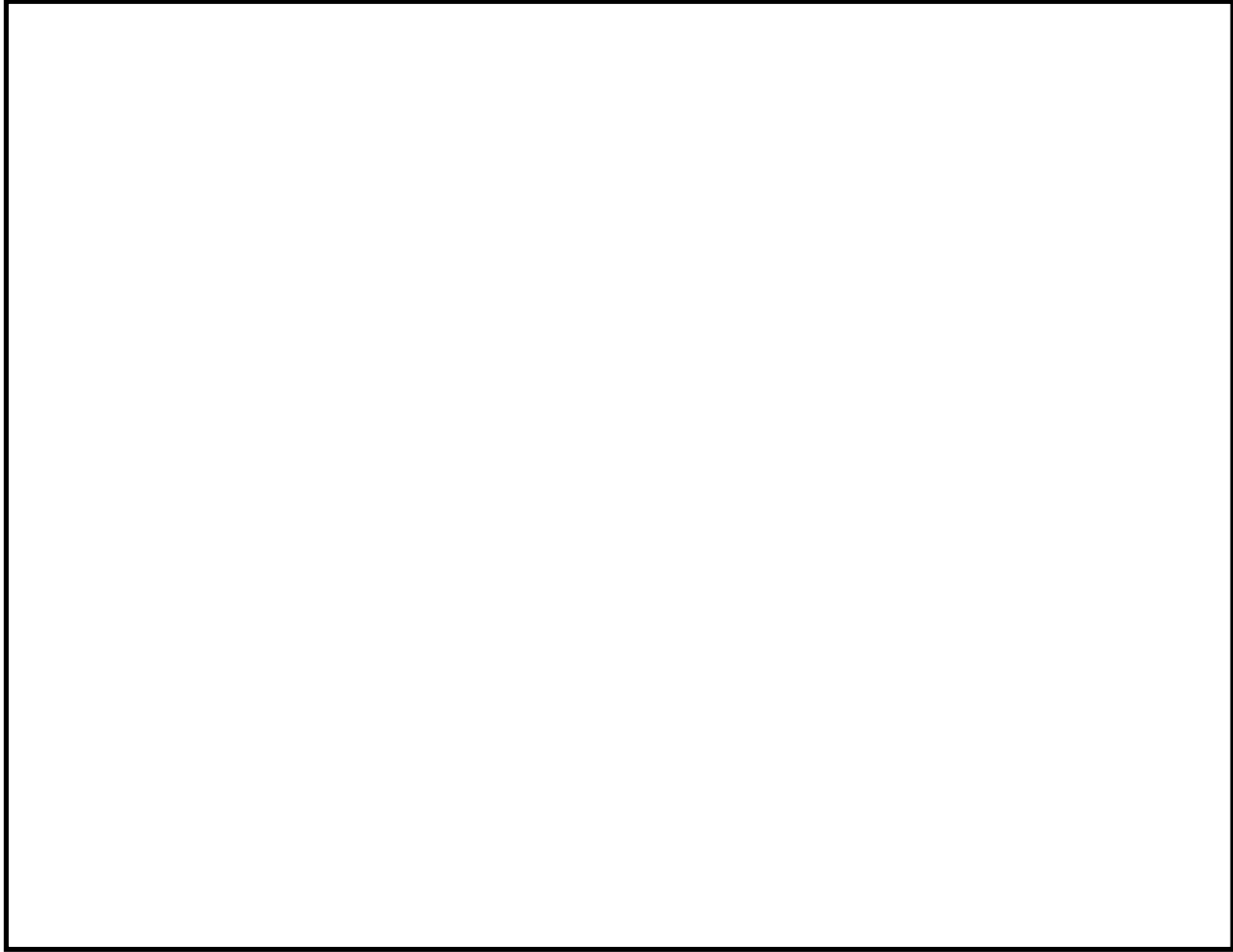
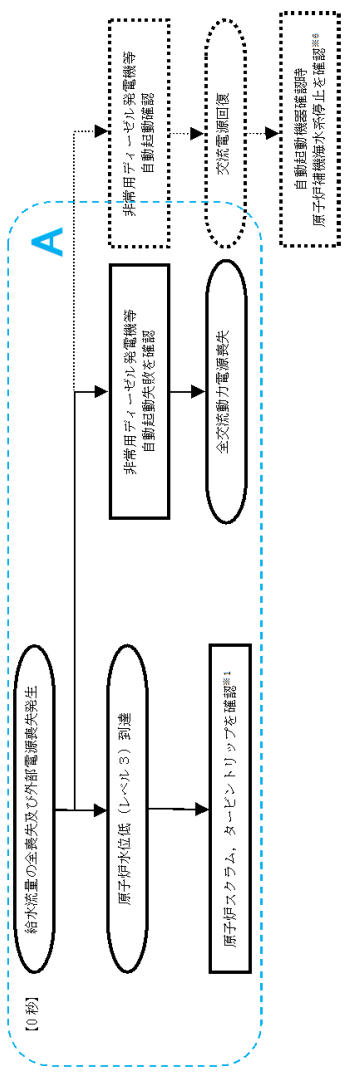
※ 有効性評価の重要事故シナリオに係る対応手段(以下, 本表において同じ。)



III. 重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理
 5. 「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」の対応手順の概要

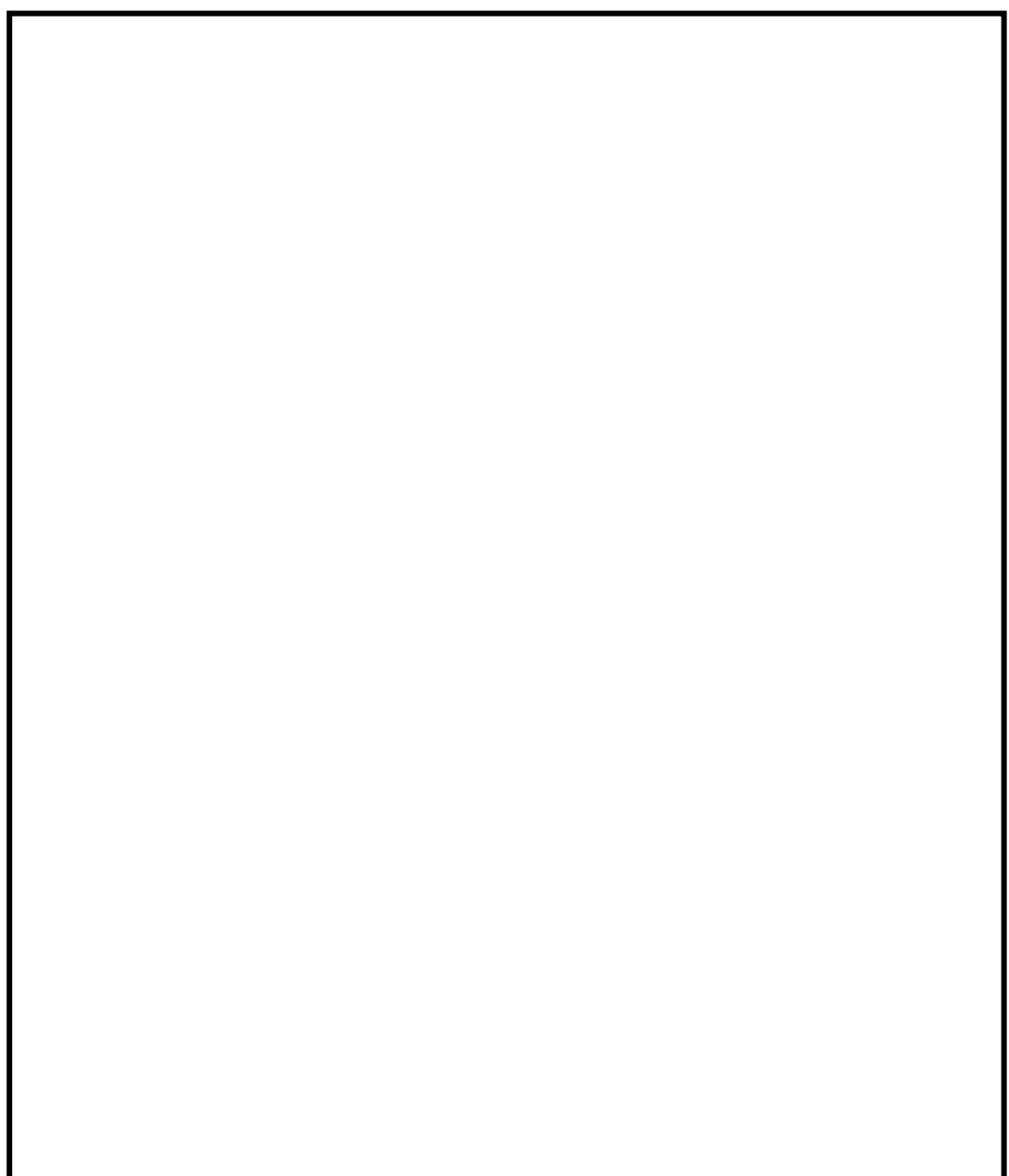
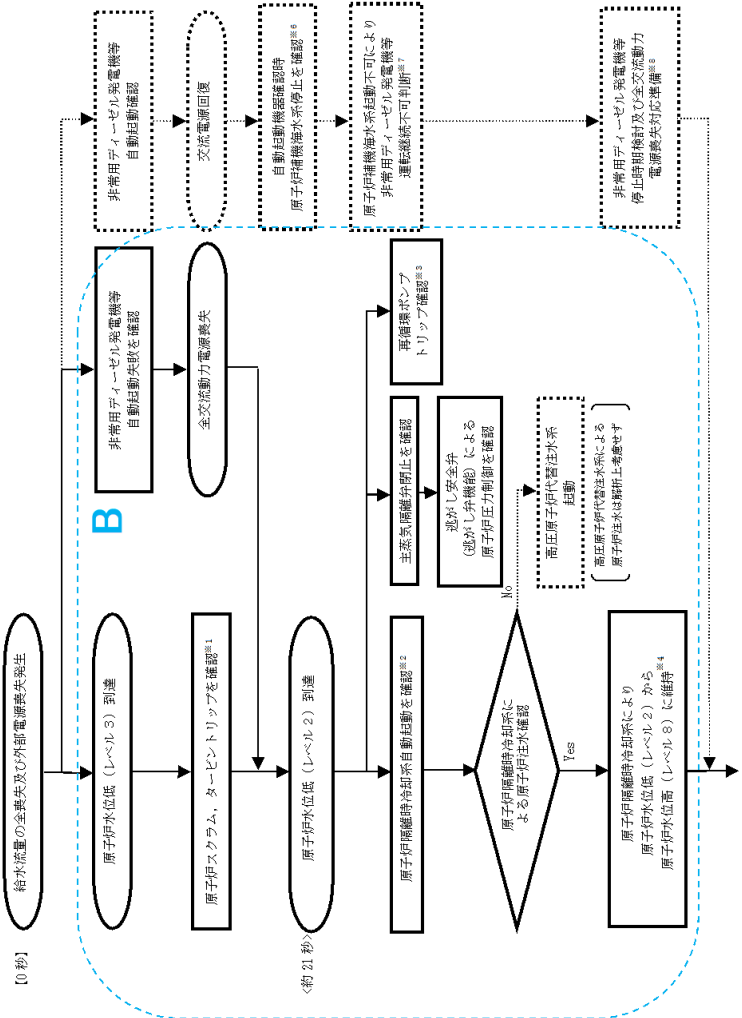
第3.1.4.1-2図 「崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)」の対応手順の概要



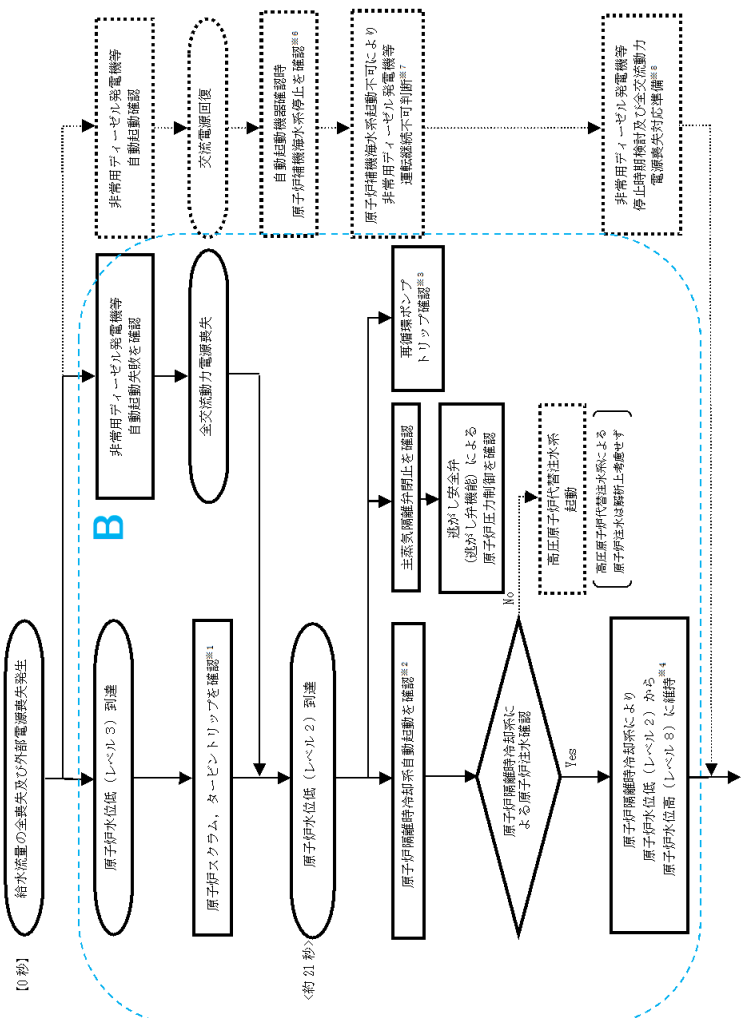


保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御 (1) スクラム</p>	<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉を停止する。 十分な炉心冷却状態を維持する。 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。) <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム信号が発生した場合 手動スクラムした場合 各制御の脱出条件が成立した場合 <p>③脱出条件</p> <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 各計器を並行監視し、微候に応じた制御を行う。 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。 二次格納容器制御「二次格納施設制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。 <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 原子炉出力</p> <ul style="list-style-type: none"> 「自動スクラム」警報の発信を確認する。 全制御棒挿入状態を確認する。 平均出力領域計装の指示を確認する。 スクラム排出水容器ドレン弁、ベント弁の全閉を確認する。 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムおよび代替制御棒挿入機能の動作を行う。 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 全制御棒が全挿入位置であることを確認し、全挿入位置を確認できない場合に1本のみ制御棒が未挿入であることを確認し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」に移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も原子炉制御「反応度制御」で行う。 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態および速度を確認する。 中性子源領域計装検出器および中間領域計装検出器を炉心内に挿入する。 平均出力領域計装、中性子源領域計装および中間領域計装により、原子炉未臨界を確認する。 <p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を確認する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合は、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 タービン駆動給水ポンプを停止し、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(一要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動作動した場合は不要) 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系(常設)、低圧原子炉代替注水系(可搬型)、復水輸送系、消火系または制御棒駆動水圧系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、大量送水車の接続を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。 原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
------------------------------	---



【0 秒】



【約 21 秒】

保安規定 添付1

⑤ 主な監視操作内容

- 原子炉水位が有効燃料頂部に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
- 原子炉水位を連続的に監視する。

① C. 原子炉圧力

- 原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合は、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合または復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を全閉し、原子炉を隔離する。
- 主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合は、一次格納容器制御「サブレシジョンチャンバ温度制御」に移行する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合は、主蒸気逃がし安全弁を開いて、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。なお、復水器が使用可能である場合は、主蒸気ドレン弁により調整してもよい。
- 主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブレシジョンチャンバの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブレシジョンチャンバ冷却を行う。
- 原子炉圧力をタービンバイパス弁または主蒸気逃がし安全弁により原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力まで減圧し、原子炉隔離時冷却系を停止する。
- 原子炉圧力を残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを起動する。
- 主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

② D. タービン・電源

- 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。(タービン自動トリップの場合は不要。)
- タービントリップ状態、発電機トリップ状態を確認する。
- 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部または全部が確保されない場合は、「交流/直流電源供給回復」に移行する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合は、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器およびグラインドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を全閉し原子炉を隔離する。
- タービン、発電機の停止状態を確認する。

③ E. モニタ確認

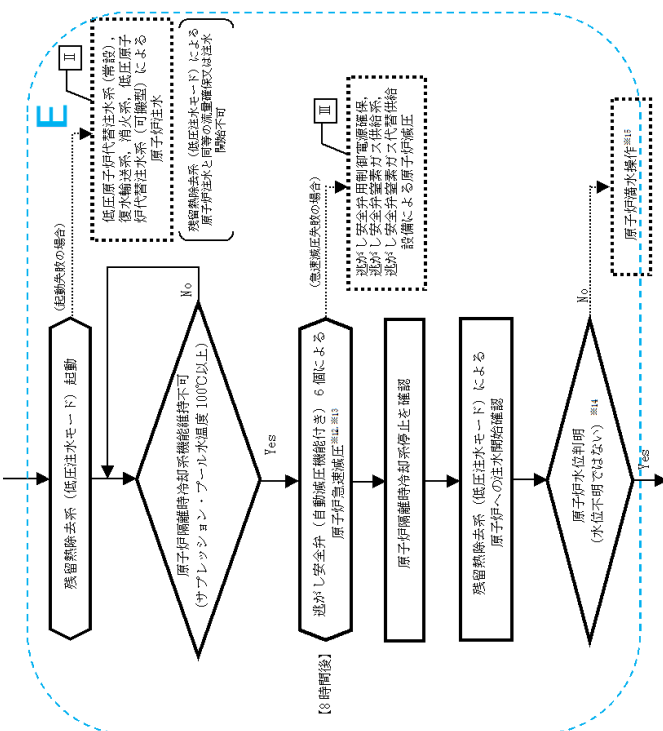
- 各種放射線モニタの指示を確認する。
- 各種放射線モニタの指示の異常が確認された場合は、「復旧」操作に移行せず原因の調査を実施する。

④ F. 復旧

- 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- 格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- 原子炉圧力等の主要パラメータが安定していることを確認する。
- 格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- 原子炉浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉棟空調換気系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- 主蒸気隔離弁が閉している場合は、開可能であれば均圧後、主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉を減圧する。
- 原子炉スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- 原子炉再循環ポンプが停止した場合は、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
- 原子炉を冷温停止する。

保安規定 添付1

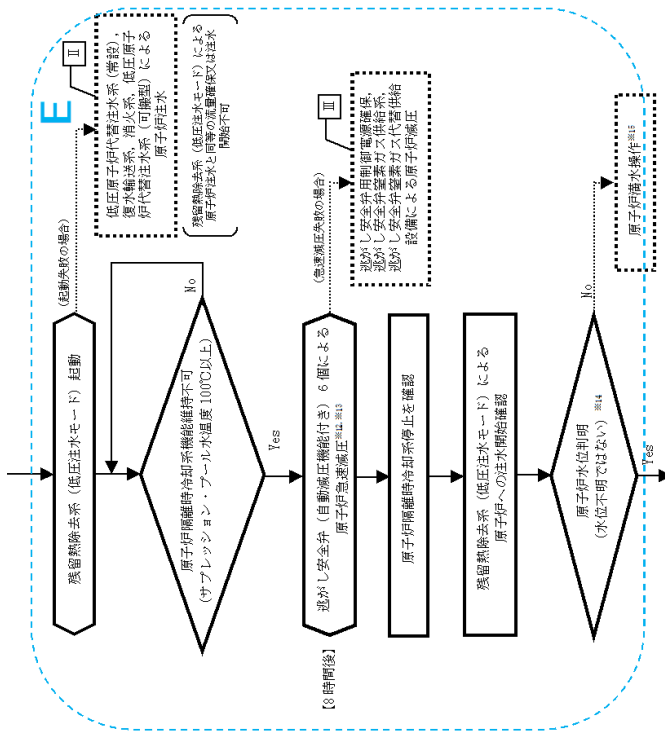
<p>4. 不測事態</p> <p>(2) 急速減圧</p> <p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉を速やかに減圧する。 <p>② 導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「水位確保」において、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続し、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上が起動できた場合 原子炉制御「減圧冷却」において、サブプレッションチェンバ水温がサブプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サブプレッションチェンバ圧力が設計基準事故時最高圧力以上となった場合 一次格納容器制御「ドライウエル温度制御」において、ドライウエル局所温度がドライウエル設計温度に接近した場合、またはドライウエル局所温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度以上に原子炉スクラム後もドライウエル圧力が上昇して非常用炉心冷却系作動圧力以上でドライウエルスプレーできない場合 不測事態「水位回復」において、給復水系、非常用炉心冷却系が起動せず、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、消火系から1系統以上が起動できた場合 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が起動できない場合、または起動しても原子炉水位が上昇しない場合 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が起動できない場合 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が作動しているが、最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合 不測事態「水位不明」において、低圧で原子炉へ注水可能な系統、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上が起動できた場合 一次格納容器制御「サブプレッションチェンバ水位制御」において、サブプレッションチェンバ水位が、真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に誤差を考慮した値以上になった場合 一次格納容器制御「サブプレッションチェンバ水位制御」において、サブプレッションチェンバ水位がベント管凝縮限界値以下になった場合 一次格納容器制御「サブプレッションチェンバ温度制御」において、サブプレッションチェンバ水温がサブプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合 二次格納容器制御「二次格納施設制御」において、漏えい箇所の速やかな隔離に失敗した場合 <p>④ 基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力低下必要時に、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数を開放する。 主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、復水器または原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。 原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」に移行する。 原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要がある。 急速減圧実施中に原子炉へ注水可能な系統が喪失した場合、急速減圧操作を中断し、原子炉へ注水可能な系統を再起動する。 	<p>①</p>
---	----------



保安規定 添付1

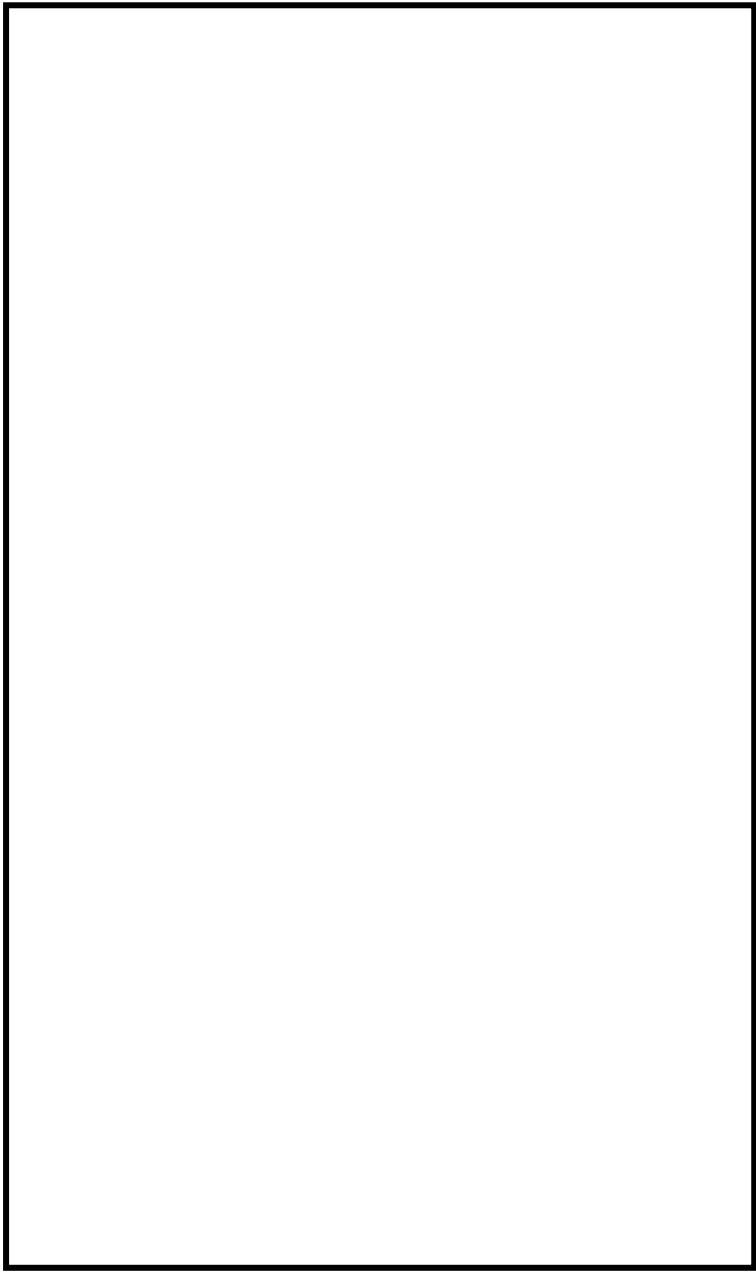
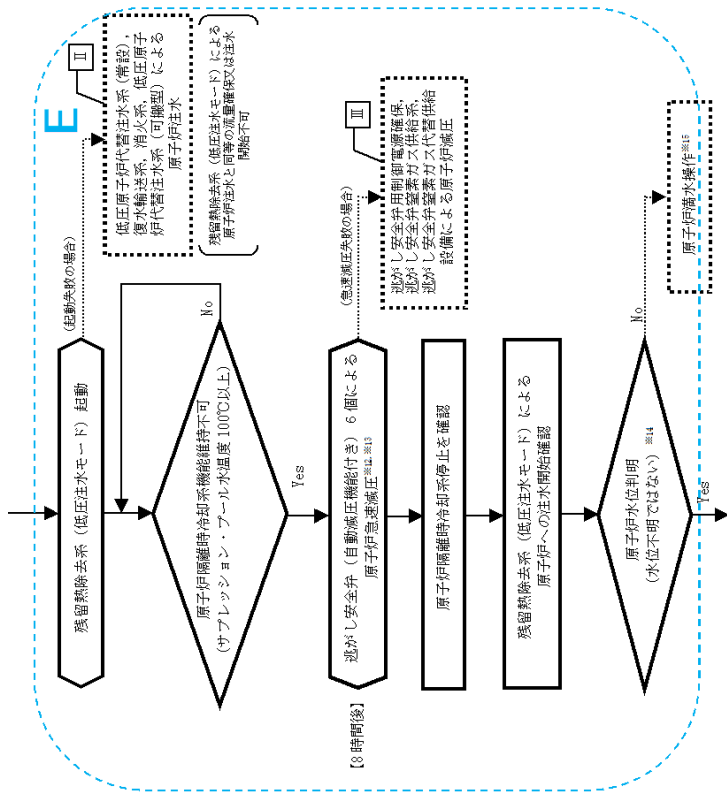
⑤ 主な監視操作内容

- ① 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、消火系から1系統以上が作動していること、またはその状態が維持されていることを確認する。
- ② 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。
自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数を開放する。
自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数を開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最少弁数以上開放する。原子炉減圧が不十分である場合、主蒸気隔離弁を開し、タービンバイパス弁と復水器により減圧する。
- ③ 主蒸気隔離弁が開できなければ、原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。
原子炉水位が判明した場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御に移行する。
原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水注入」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。



保安規定 添付1

<p>2. 一次格納容器制御</p> <p>(3) サプレッションチェンバ温度制御</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバの水温および空間部温度を監視し、制御する。 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバの水温が通常運転時制限温度を超えて手動スクラムした場合、またはサプレッションチェンバ空間部局所温度がサプレッションチェンバスプレイ起動温度以上で手動スクラムした場合 ・サプレッションチェンバ空間部局所温度の上昇が停止した場合
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合 ・サプレッションチェンバのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合 ・サプレッションチェンバ空間部局所温度がサプレッションチェンバスプレイ起動温度以上の場合 ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合 	<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバ水温およびサプレッションチェンバ空間部局所温度が通常運転時制限温度を超え、各制御を実施しても上昇を継続する場合は、直ちに手動スクラムし、原子炉を減圧する。
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. サプレッションチェンバ水温</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバ水温が通常運転制限温度まで上昇したら、サプレッションチェンバの冷却を開始する。 ・サプレッションチェンバ水温の上昇抑制を行っても、サプレッションチェンバ水温の上昇が継続したら、手動スクラムし、サプレッションチェンバ水温を確認する。サプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」に移行し、サプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」に移行する。 <p>B. サプレッションチェンバ空間部温度</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバ空間部局所温度がサプレッションチェンバスプレイ起動温度まで上昇したら、サプレッションチェンバスプレイを実施する。 ・サプレッションチェンバ空間部局所温度の上昇抑制を行っても、サプレッションチェンバ空間部局所温度の上昇が継続した場合は、手動スクラムする。サプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」に移行し、サプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」に移行する。 	

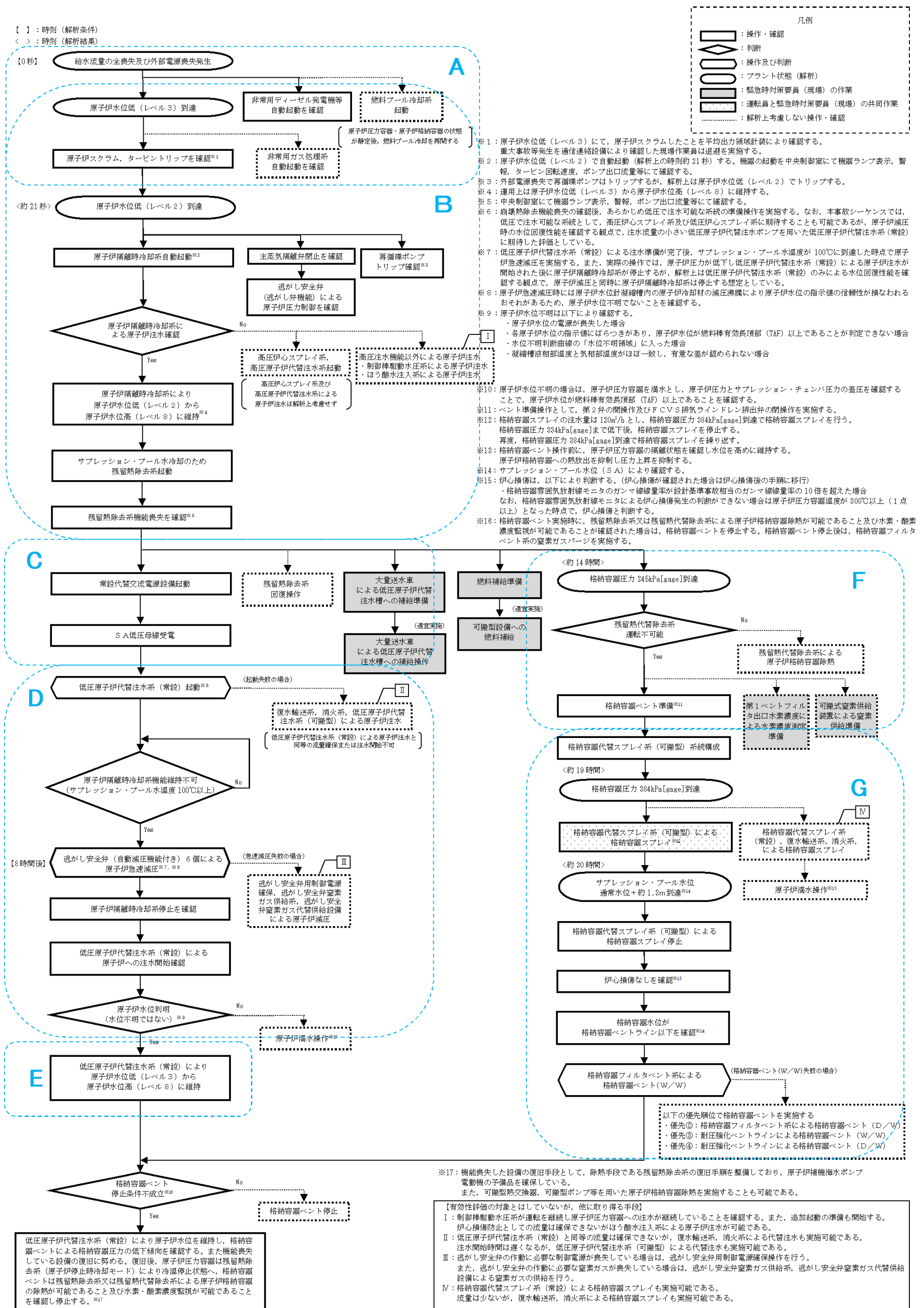


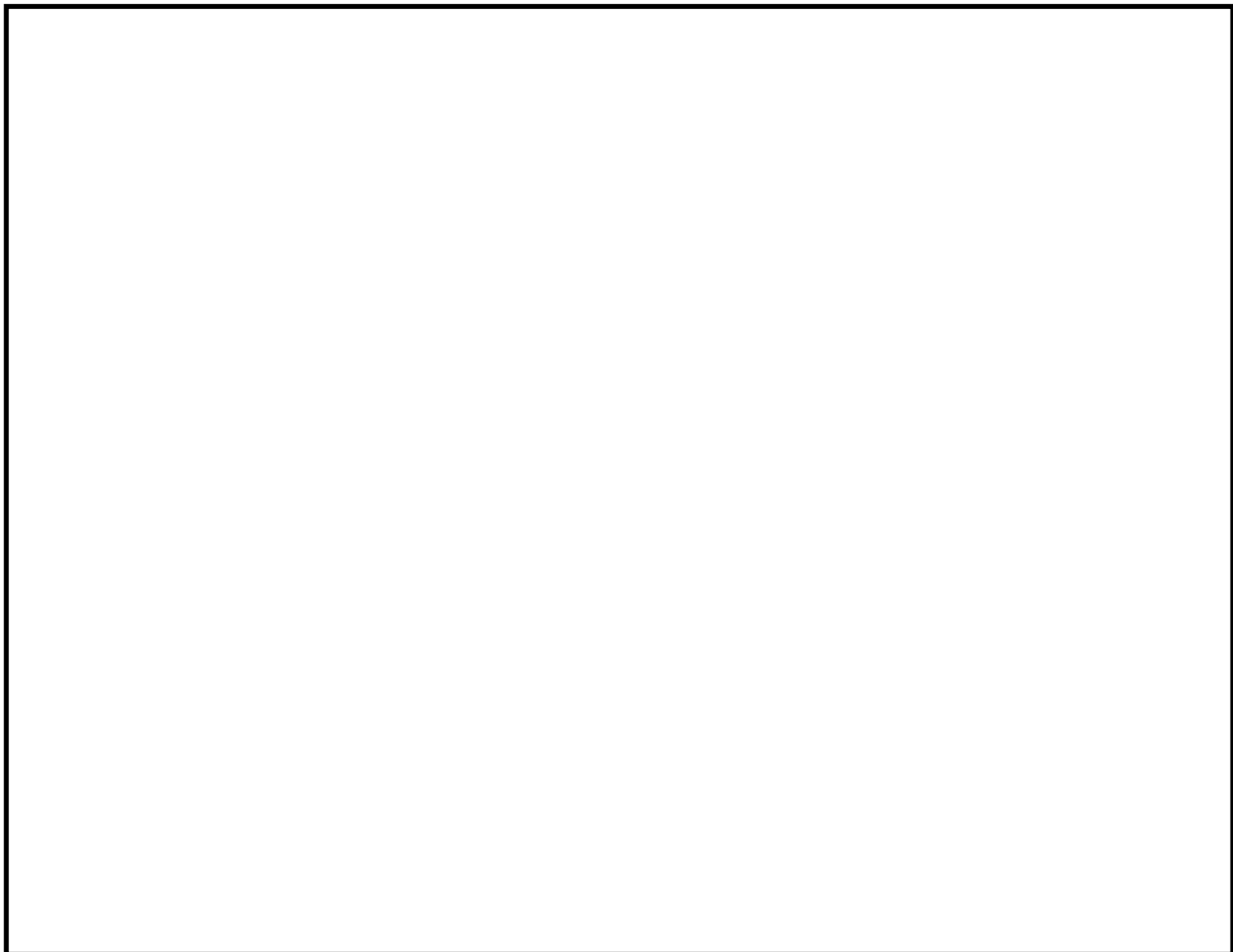
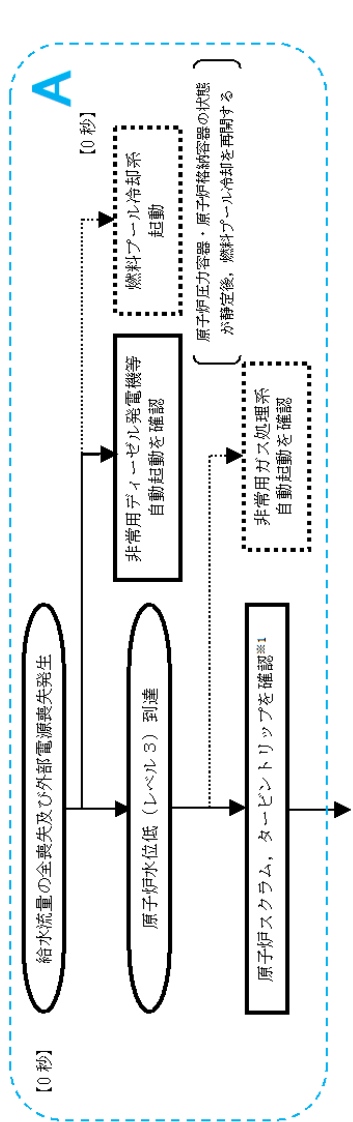
保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御 (1) スクラム</p> <p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉を停止する。 十分な炉心冷却状態を維持する。 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。) <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム信号が発生した場合 手動スクラムした場合 各制御の脱出条件が成立した場合 <p>③脱出条件</p> <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実にを行う。 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 多重故障により他の制御へ移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。 二次格納容器制御「二次格納施設制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。 <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を確認する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合は、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 タービン駆動給水ポンプを停止し、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(一要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動作動した場合は不要) 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系(常設)、低圧原子炉代替注水系(可搬型)、復水輸送系、消火系または制御棒駆動水圧系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、大量送水車の接続を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。 原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉水位が有効燃料頂部に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 <p>① 原子炉水位を連続的に監視する。</p>	
---	--

Ⅲ. 重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理
 6. 「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」の対応手順の概要

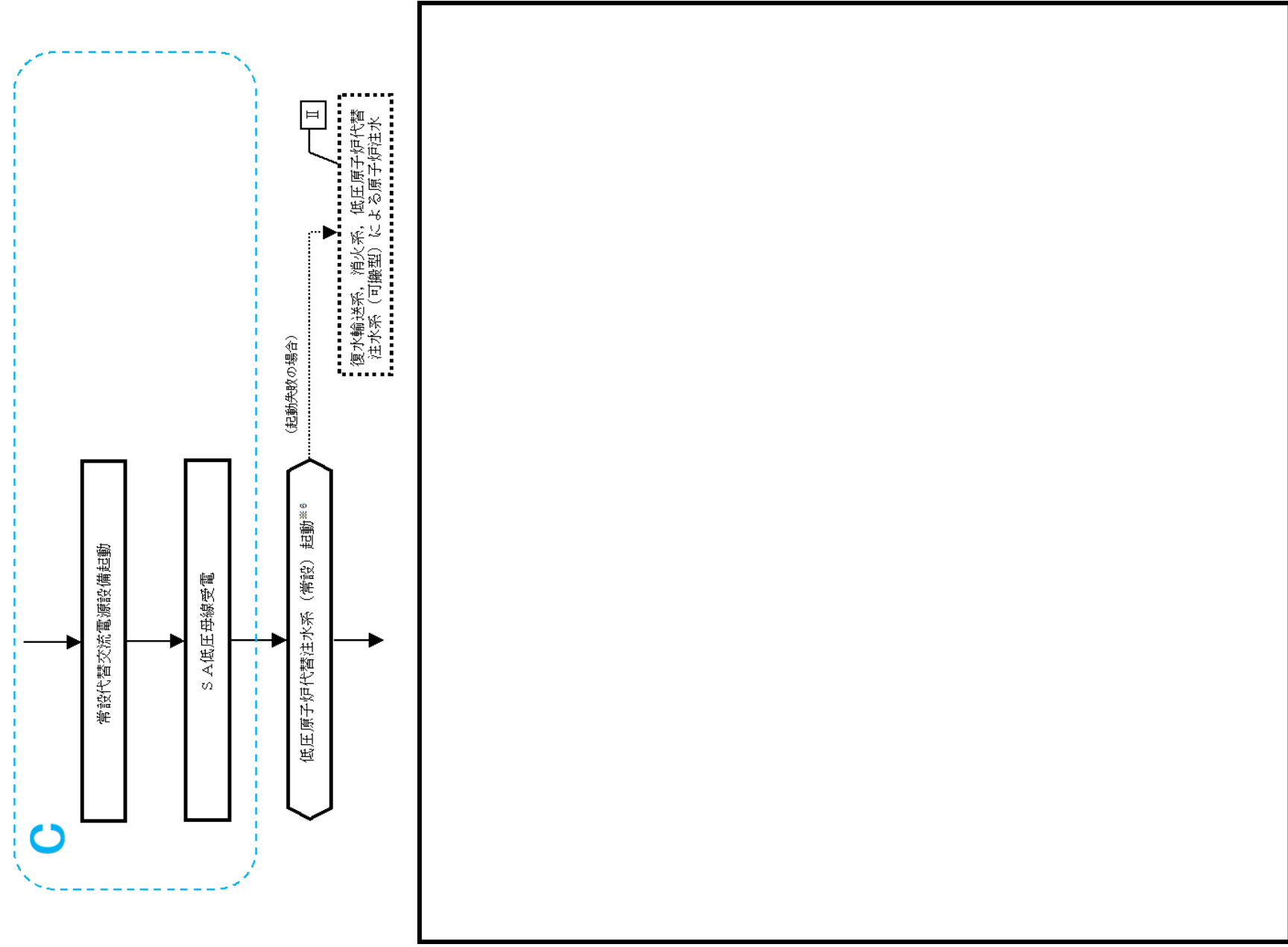
第3.1.4.2-2図 「崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)」の対応手順の概要





保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御</p> <p>(1) スクラム</p> <p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉を停止する。 十分な炉心冷却状態を維持する。 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。) <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム信号が発生した場合 手動スクラムした場合 各制御の脱出条件が成立した場合 <p>③脱出条件</p> <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 各計器を並行監視し、微候に応じた制御を行う。 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。 二次格納容器制御「二次格納施設制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。 <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 原子炉出力</p> <ul style="list-style-type: none"> 「自動スクラム」警報の発信を確認する。 全制御棒挿入状態を確認する。 平均出力領域計装の指示を確認する。 スクラム排出水容器ドレン弁、ベント弁の全閉を確認する。 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムおよび代替制御棒挿入機能の動作を行う。 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 全制御棒が全挿入位置であることを確認し、全挿入位置を確認できない場合に1本のみ制御棒が未挿入であることを確認し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」に移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も原子炉制御「反応度制御」で行う。 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態および速度を確認する。 中性子源領域計装検出器および中間領域計装検出器を炉心内に挿入する。 平均出力領域計装、中性子源領域計装および中間領域計装により、原子炉未臨界を確認する。 <p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を確認する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合は、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 タービン駆動給水ポンプを停止し、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(一要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動作動した場合は不要) 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系(常設)、低圧原子炉代替注水系(可搬型)、復水輸送系、消火系または制御棒駆動水圧系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、大量送水車の接続を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。 原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 	<p>①</p> <p>②</p> <p>③</p> <p>④</p> <p>⑤</p> <p>⑥</p>
---	---



保安規定 添付1

5. 電源制御 (1) 交流/直流電源供給回復
①目的 ・交流電源および直流電源の供給を回復し、維持する。
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合
④基本的な考え方 ・非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。
⑤主な監視操作内容 <p>A. 非常用ディーゼル発電機</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機の状態を随時把握する。 ・原子炉補機海水系および高圧炉心スプレイ補機海水系の運転状態を随時把握し、非常用ディーゼル発電機の冷却が継続可能であることを確認する。 ・全交流電源喪失となった場合は、可搬型設備による冷却水供給要請、および原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を確認する。全交流電源喪失が継続し格納容器ベント基準に到達した場合は、格納容器フィルタベント系または耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。 <p>B. FLSR, RHAR 電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却および高圧原子炉代替注水系の起動に失敗し高圧・低圧注水機能喪失となった場合には、常設代替交流電源設備により代替所内電気設備を受電し、低圧原子炉代替注水系（常設）および残留熱代替除去系による原子炉注水に必要な設備の電源を確保する。 <p>C. 受電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 <p>D. 給電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備による電源供給を回復させる。 <p>E. 直流電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。 <p>F. 直流電源回復</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 <p>G. 復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設電源設備または非常用電源設備の復旧状況に応じ、継続して電源供給可能な設備に切り替える。

保安規定 添付1

⑤ 主な監視操作内容

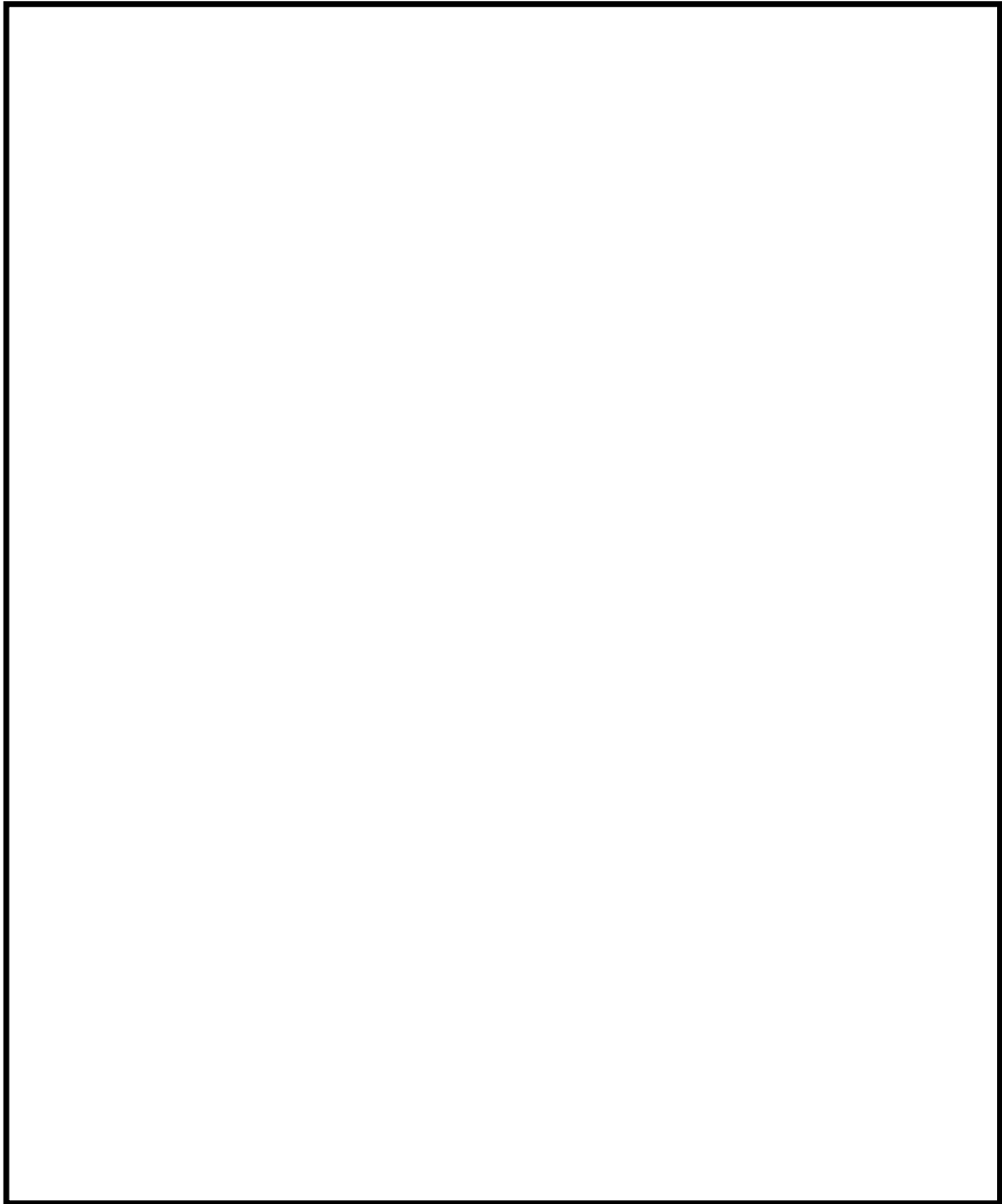
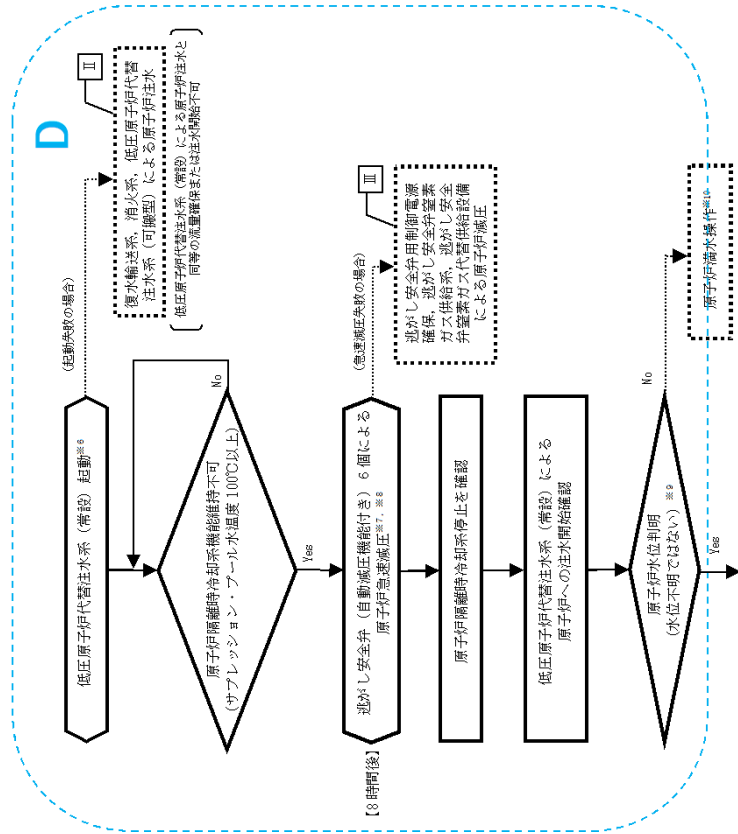
G. 一次格納容器制御への導入

- ・一次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)

H. 二次格納容器制御への導入

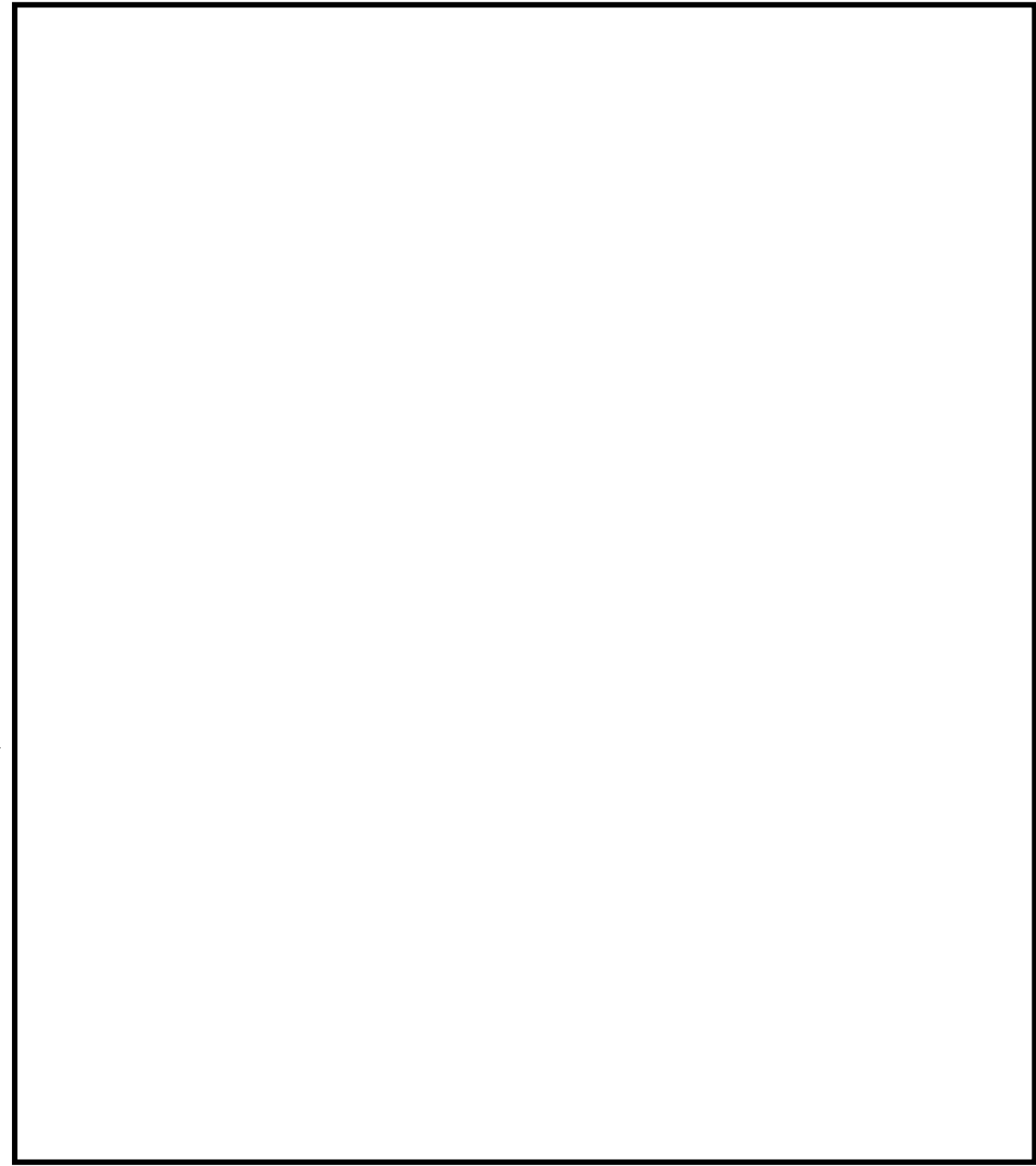
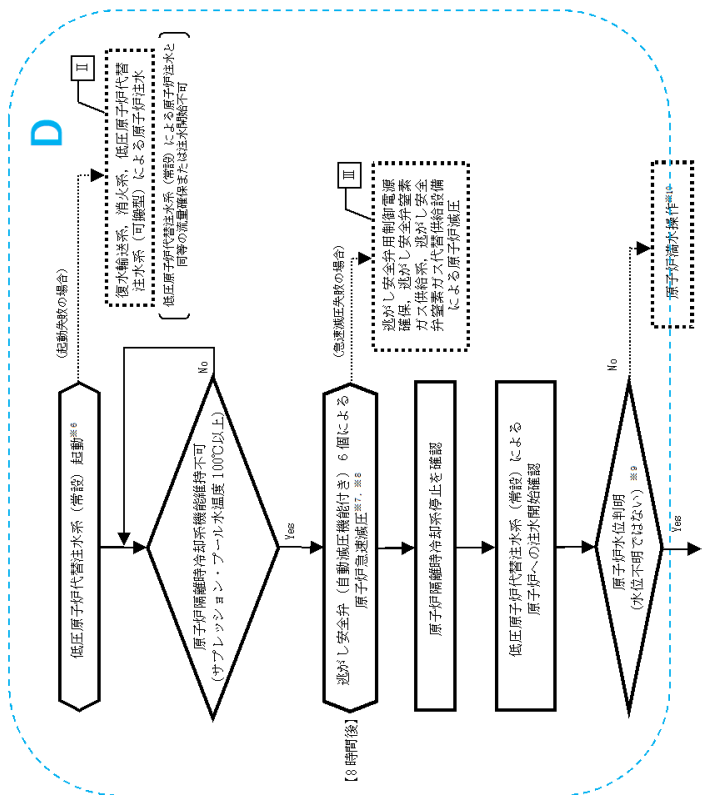
- ・二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)

①



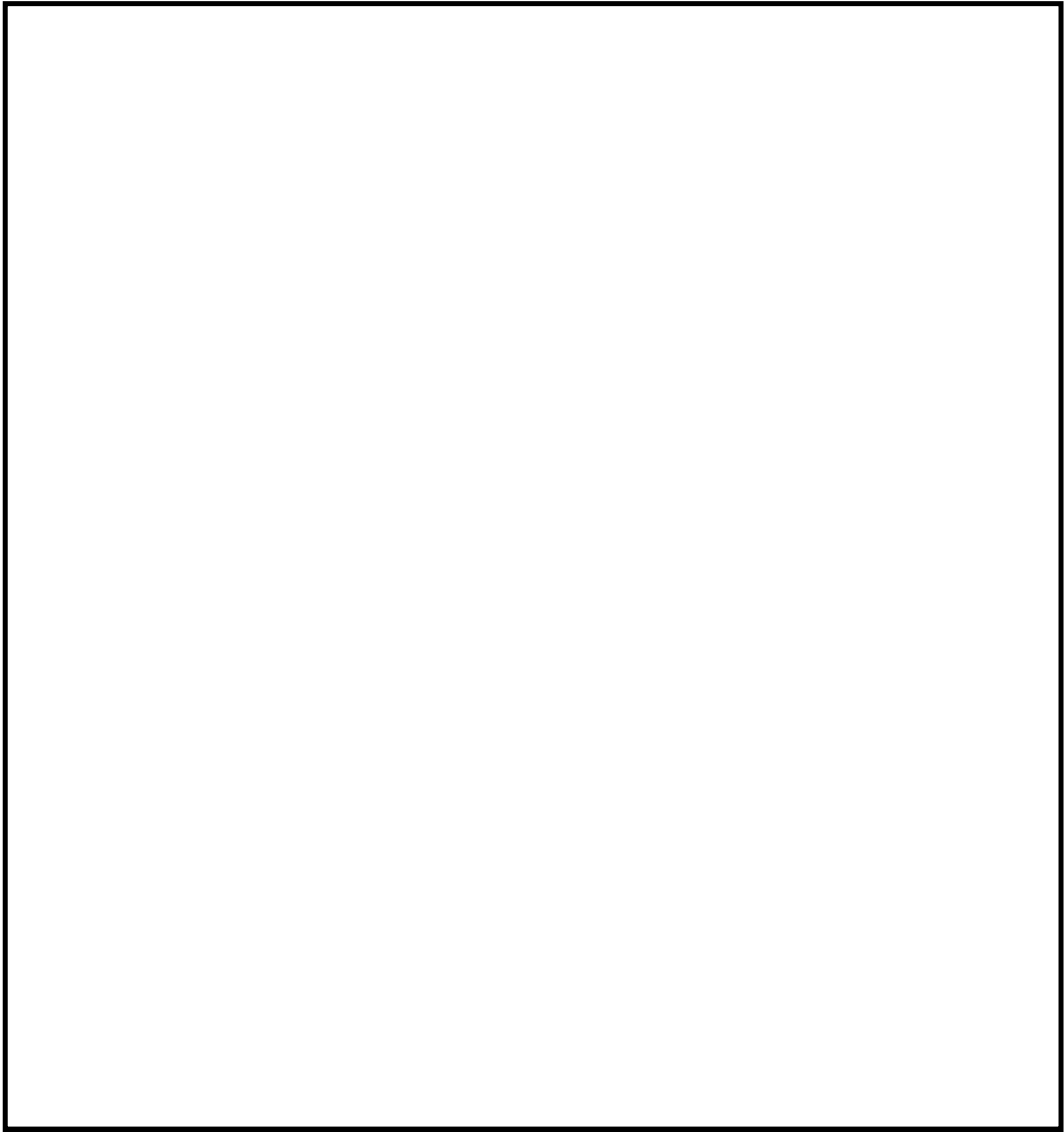
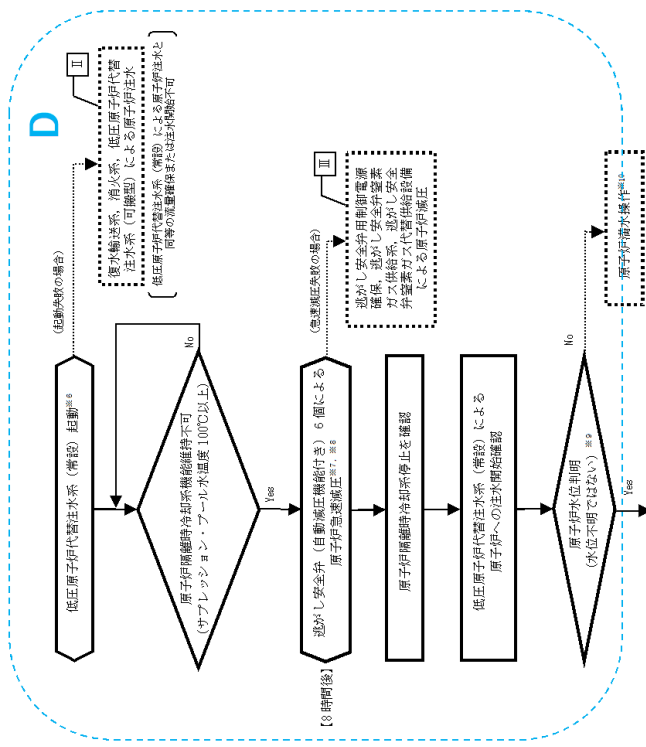
保安規定 添付1

<p>2. 一次格納容器制御 (3) サプレッションチェンバ水温制御</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバの水温および空間部温度を監視し、制御する。 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバのバルク水温の上昇が停止した場合 ・サプレッションチェンバのバルク水温が通常運転時制限温度を超えて手動スクラムした場合、またはサプレッションチェンバ空間部局所温度がサプレッションチェンバスプレイ起動温度以上で手動スクラムした場合 ・サプレッションチェンバ空間部局所温度の上昇が停止した場合
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合 ・サプレッションチェンバのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合 ・サプレッションチェンバ空間部局所温度がサプレッションチェンバスプレイ起動温度以上の場合 ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断線の水位不明領域外である場合 	<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバ水温およびサプレッションチェンバ空間部局所温度が通常運転時制限温度を超え、各制御を実施しても上昇を継続する場合は、直ちに手動スクラムし、原子炉を減圧する。
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. サプレッションチェンバ水温</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバ水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サプレッションチェンバの冷却を開始する。 ・サプレッションチェンバ水温の上昇抑制を行っても、サプレッションチェンバ水温の上昇が継続したら、手動スクラムし、サプレッションチェンバ水温を確認する。サプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」に移行し、サプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」に移行する。 <p>B. サプレッションチェンバ空間部温度</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバ空間部局所温度がサプレッションチェンバスプレイ起動温度まで上昇したら、サプレッションチェンバスプレイを実施する。 ・サプレッションチェンバ空間部局所温度の上昇抑制を行っても、サプレッションチェンバ空間部局所温度の上昇が継続した場合は、手動スクラムする。サプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」に移行し、サプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」に移行する。 	



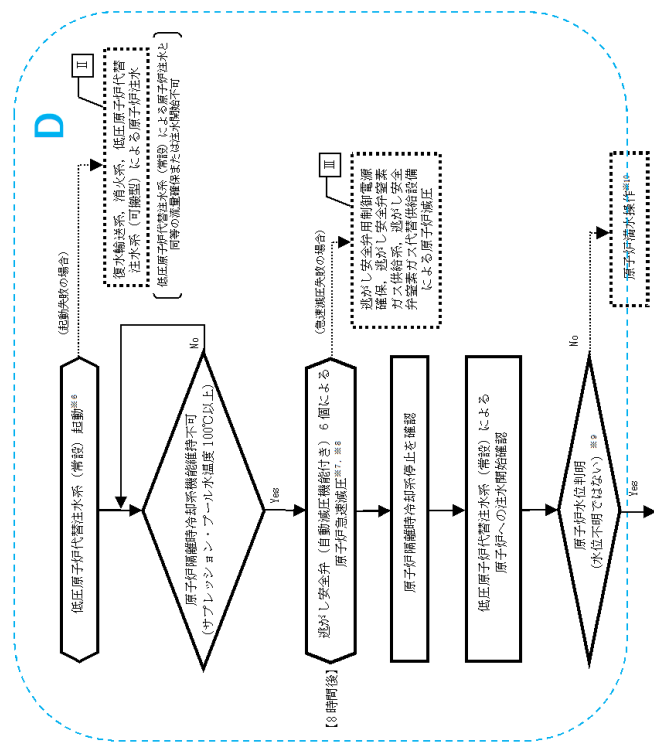
保安規定 添付1

<p>4. 不測事態 (2) 急速減圧</p>	<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉を速やかに減圧する。 <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「水位確保」において、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続し、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上が起動できた場合 原子炉制御「減圧冷却」において、サブプレッションチェンバ水温がサブプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サブプレッションチェンバ圧力が設計基準事故時最高圧力以上となった場合 一次格納容器制御「ドライウエル温度制御」において、ドライウエル局所温度がドライウエル設計温度に接近した場合、またはドライウエル局所温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度以上に原子炉スクラム後もドライウエル圧力が上昇して非常用炉心冷却系作動圧力以上でドライウエルスプレーできない場合 不測事態「水位回復」において、給復水系、非常用炉心冷却系が起動せず、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、消火系から1系統以上が起動できた場合 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が起動できない場合、または起動しても原子炉水位が上昇しない場合 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が起動できない場合 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が作動しているが、最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合 不測事態「水位不明」において、低圧で原子炉へ注水可能な系統、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上が起動できた場合 一次格納容器制御「サブプレッションチェンバ水位制御」において、サブプレッションチェンバ水位が、真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に誤差を考慮した値以上になった場合 一次格納容器制御「サブプレッションチェンバ水位制御」において、サブプレッションチェンバ水位がベント管凝縮限界値以下になった場合 一次格納容器制御「サブプレッションチェンバ温度制御」において、サブプレッションチェンバ水温がサブプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合 二次格納容器制御「二次格納施設制御」において、漏えい箇所の速やかな隔離に失敗した場合 <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力低下必要時に、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁弁を順次開放して急速減圧する。自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数を開放する。 主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、復水器または原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。 原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」に移行する。 原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要がある。 急速減圧実施中に原子炉へ注水可能な系統が喪失した場合、急速減圧操作を中断し、原子炉へ注水可能な系統を再起動する。
-----------------------------	---



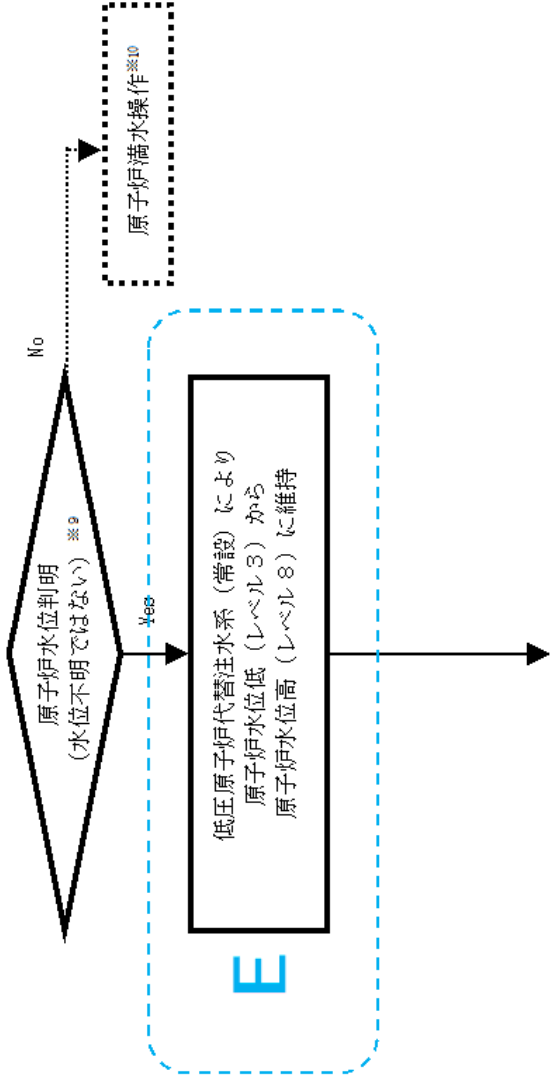
保安規定 添付1

- ⑤ ① ② ③
- ⑤ 主な監視操作内容
- ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、消火系から1系統以上が作動していること、またはその状態が維持されていることを確認する。
 - ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。
 - ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数を開放する。
 - ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数を開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最少弁数以上開放する。原子炉減圧が不十分である場合、主蒸気隔離弁を開し、タービンバイパス弁と復水器により減圧する。
 - ・ 主蒸気隔離弁が開できなければ、原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。
 - ・ 原子炉水位が判明した場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御に移行する。
 - ・ 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水注入」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。



保安規定 添付1

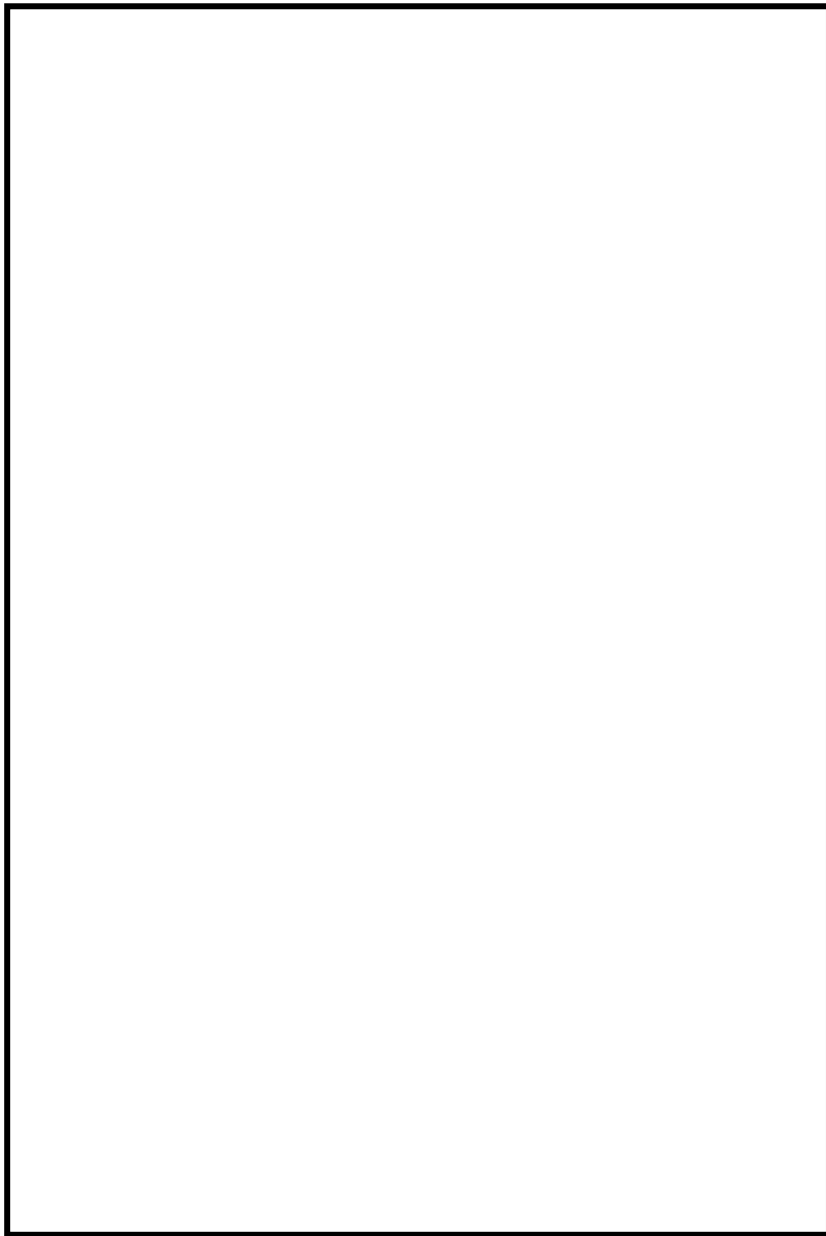
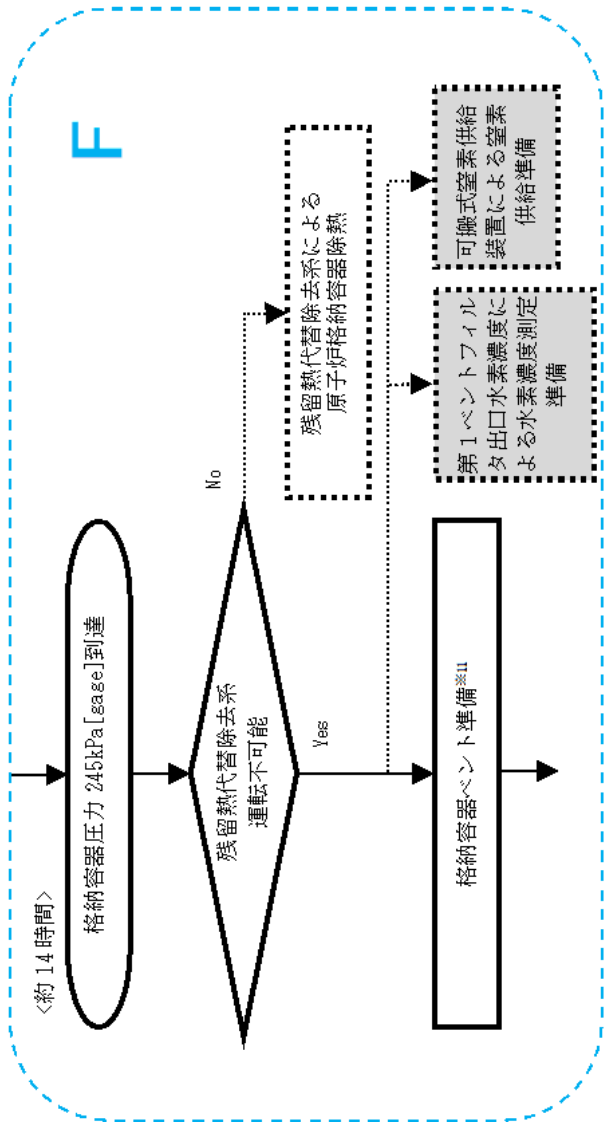
<p>1. 原子炉制御 (1) スクラム</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉を停止する。 十分な炉心冷却状態を維持する。 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。) 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム信号が発生した場合 手動スクラムした場合 各制御の脱出条件が成立した場合
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実にを行う。 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 多重故障により他の制御へ移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。 二次格納容器制御「二次格納施設制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。 	<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実にを行う。 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 多重故障により他の制御へ移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。 二次格納容器制御「二次格納施設制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を確認する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合は、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 タービン駆動給水ポンプを停止し、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(一要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動作動した場合は不要) 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系(常設)、低圧原子炉代替注水系(可搬型)、復水輸送系、消火系または制御棒駆動水圧系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上には維持できない場合は、大量送水車の接続を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。 原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 <p>① 原子炉水位を連続的に監視する。</p>	

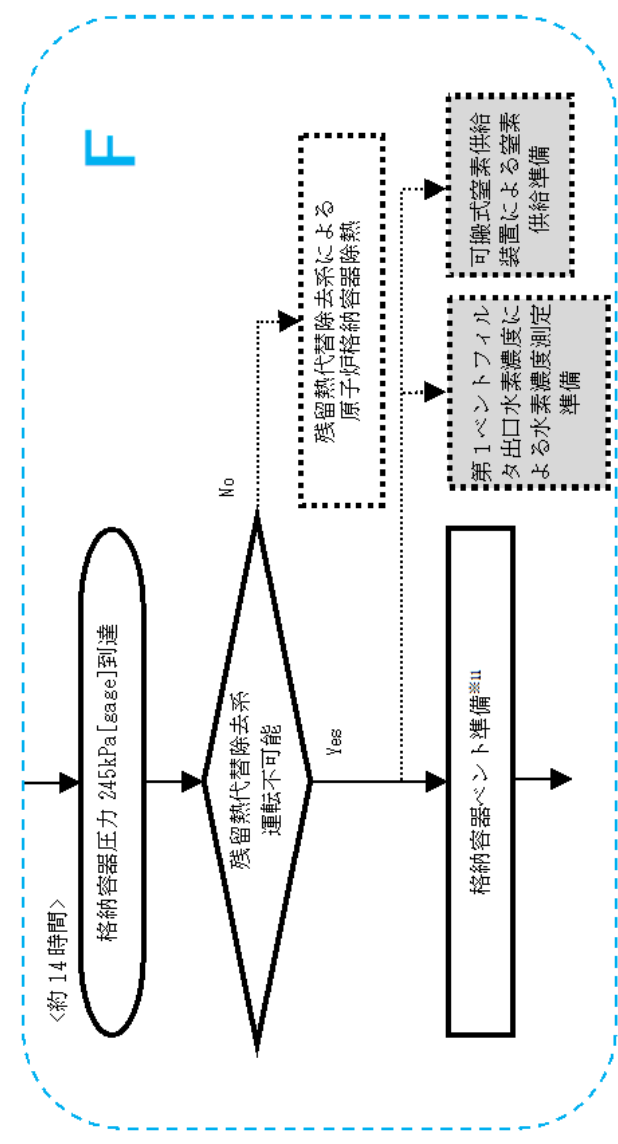


保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御 (1) スクラム</p> <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>G. 二次格納容器制御への導入</p> <ul style="list-style-type: none"> ・一次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。) <p>H. 二次格納容器制御への導入</p> <ul style="list-style-type: none"> ・二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)

①





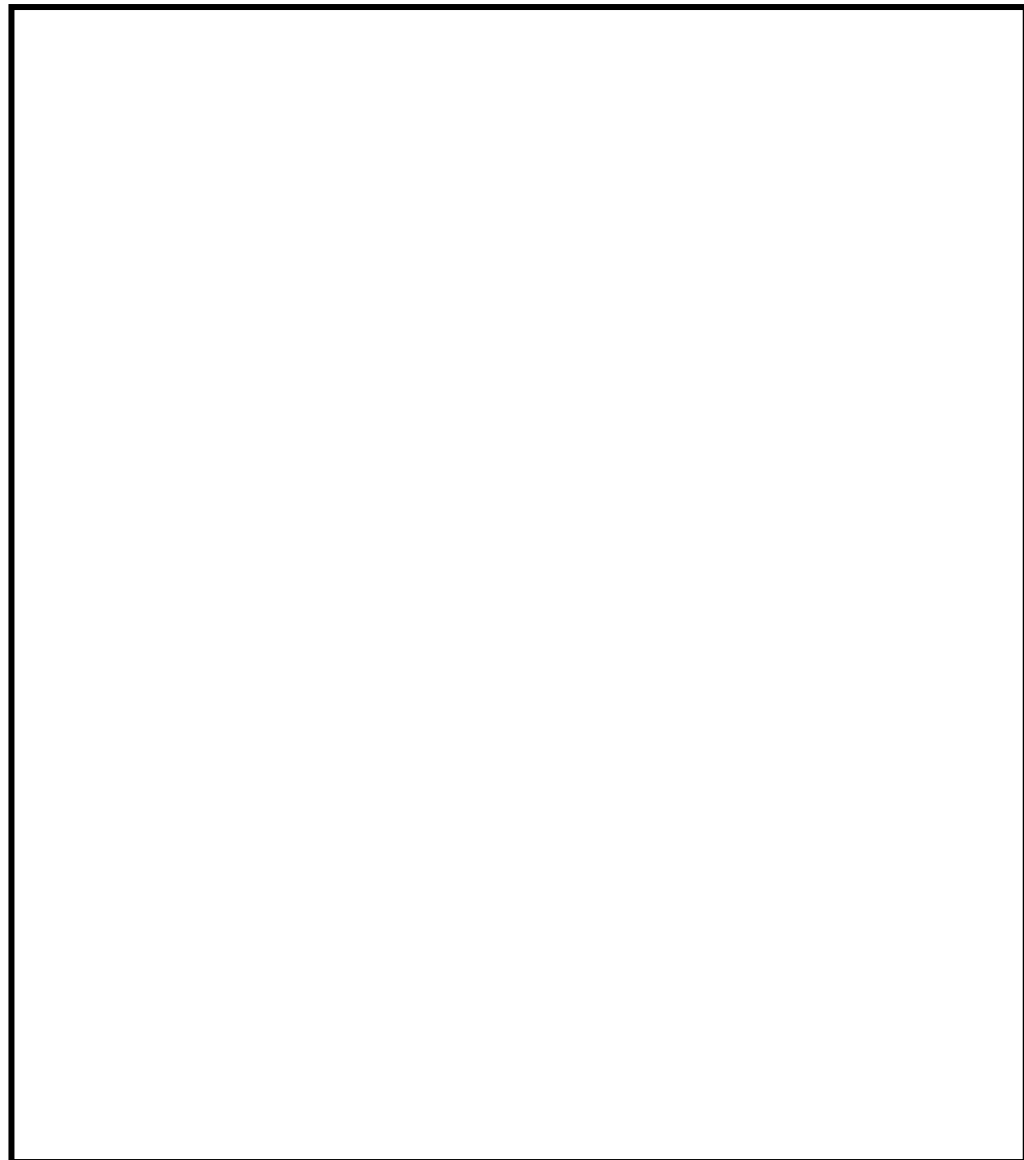
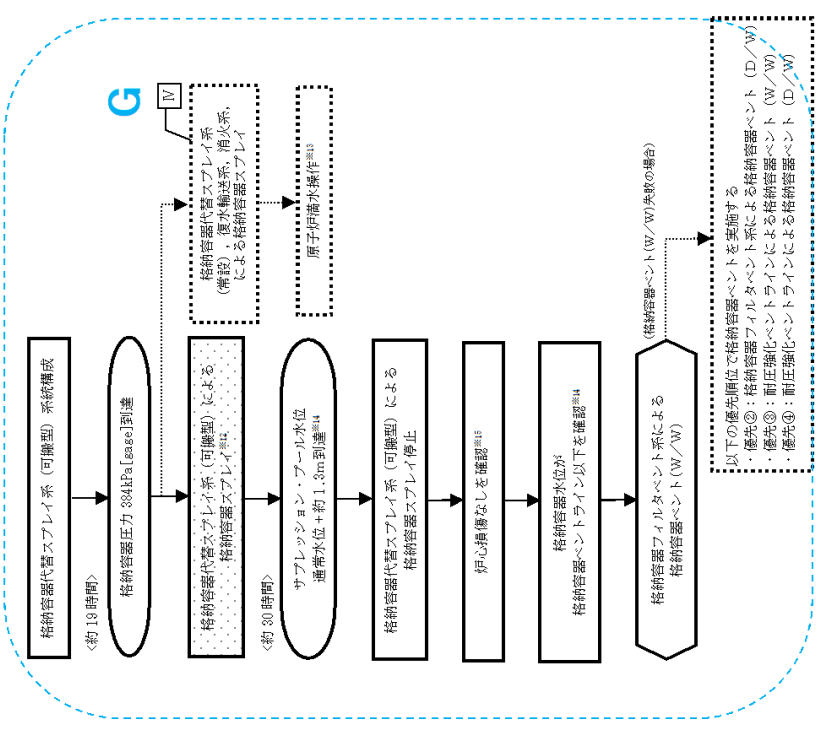
保安規定 添付1

2. 一次格納容器制御 (1) 格納容器圧力制御	
①目的 ・格納容器圧力を監視し、制御する。	③脱出条件 ・ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガスまたは空気の漏えいであり、ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以下で、かつドライウエルベントを実施した場合 ・24時間以内にドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合
②導入条件 ・ ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合 ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合	④基本的な考え方 ・ドライウエル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、サブレーションチェンバ圧力が格納容器圧力制限値に達する前に原子炉を急速減圧し、格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、原子炉を満水にし、サブレーションチェンバ水位が「格納容器圧力制御」外部注水制限値に到達または格納容器代替スプレイ失敗の場合は、格納容器ベントを行う。 ・格納容器内で原子炉冷却材圧カバウンダリの大破断が発生した場合は、ドライウエルスプレイおよびサブレーションチェンバスプレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要があるが、炉心再冠水後速やかにドライウエルスプレイおよびサブレーションチェンバスプレイを起動する。 ・原子炉制御「反応度制御」を実施中は、原子炉制御「反応度制御」を優先する。
⑤主な監視操作内容 A. 格納容器圧力制御 ・ ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉がスクラムしたことを確認する。 ・ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガスまたは空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。 ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合は、原子炉水位が有効炉心長の3分の2に相当する水位以上で安定し、格納容器冷却系として作動させる低圧注水系以外の非常用炉心冷却系の継続的作動を確認した後に、ドライウエルスプレイおよびサブレーションチェンバスプレイを作動させる。また、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。 ・原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を行う。 ・サブレーションチェンバ圧力が非常用炉心冷却系作動圧力になった場合は、サブレーションチェンバスプレイを作動させる。 ・サブレーションチェンバ圧力がドライウエルスプレイ起動圧力以上かつ設計基準事故時最高圧力未満の状態が24時間継続した場合、またはサブレーションチェンバ圧力が設計基準事故時最高圧力以上の場合、原子炉再循環ポンプおよびドライウエル冷却機を停止し、ドライウエルスプレイおよびサブレーションチェンバスプレイを作動させる。 ・サブレーションチェンバ圧力が設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。また、格納容器ベント準備を行う。 ・サブレーションチェンバ圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、低圧注水系を一時ドライウエルスプレイおよびサブレーションチェンバスプレイとして起動し、格納容器を減圧するとともに「原子炉満水」操作を行う。また、ドライウエルスプレイおよびサブレーションチェンバスプレイが起動できない場合は、格納容器代替スプレイを間欠で行う。	

保安規定 添付1

⑤ ① ②
 ⑤ 主な監視操作内容
 C. 格納容器ベント

- ・サブレーションチェンバ水位が「格納容器圧力制御」外部注水制限値に到達または格納容器代替スプレイ失敗の場合は、炉心損傷がないことを確認して、格納容器ベントを実施する。
- ・格納容器ベントは、サブレーションチェンバ側フィルタベントラインを優先して使用し、サブレーションチェンバ側フィルタベントラインが使用できない場合は、ドライウエル側フィルタベントラインを使用する。フィルタベントラインが使用できない場合は、サブレーションチェンバ側耐圧強化ベントラインを優先して使用し、サブレーションチェンバ側耐圧強化ベントラインが使用できない場合は、ドライウエル側耐圧強化ベントラインを使用する。

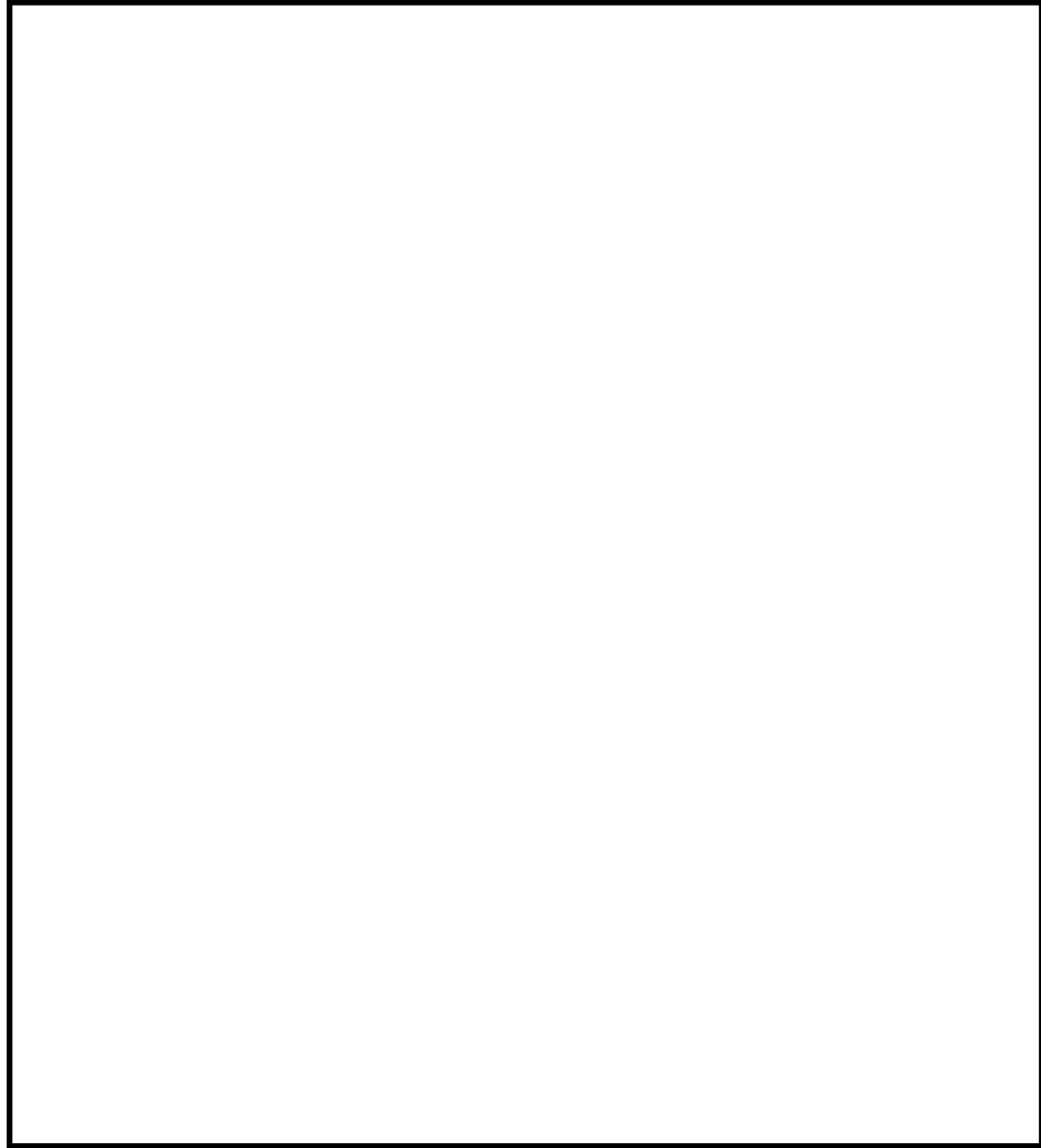
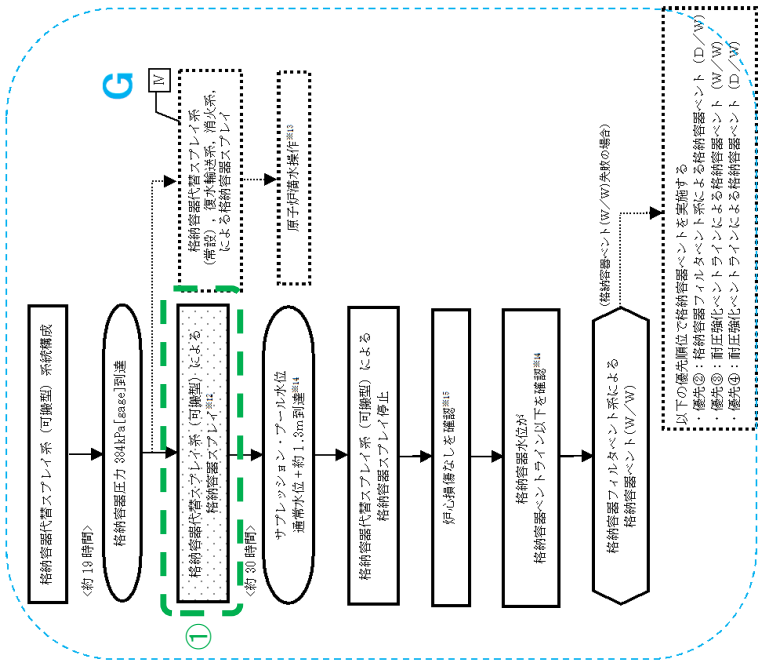


保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
6	格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却(交流電源が確保されている場合)※	運転員 (中央制御室, 現場)	3	2時間10分以内
		緊急時対策要員	12	

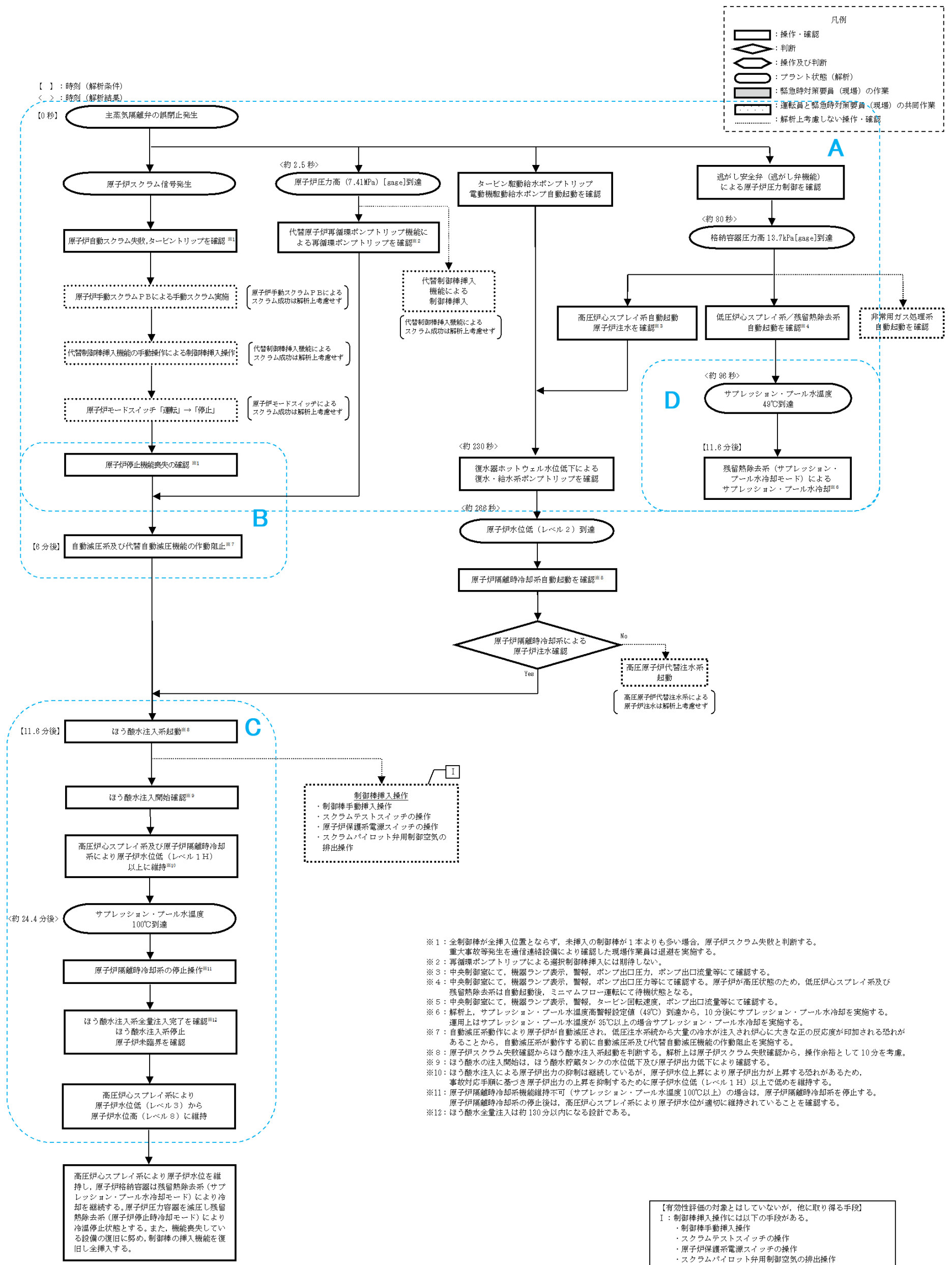
①

※ 有効性評価の重要事故シナリオに係る対応手段(以下, 本表において同じ。)



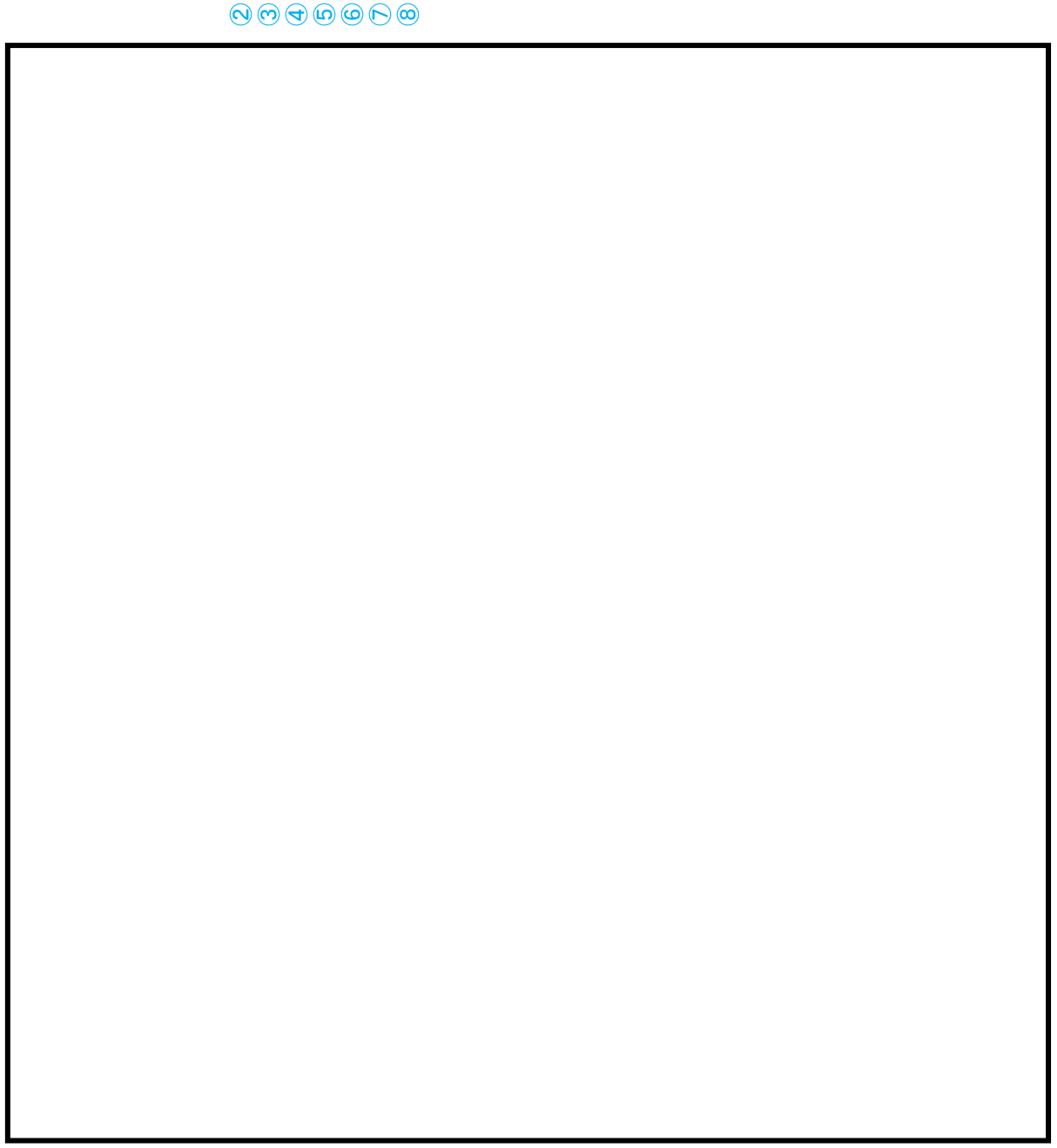
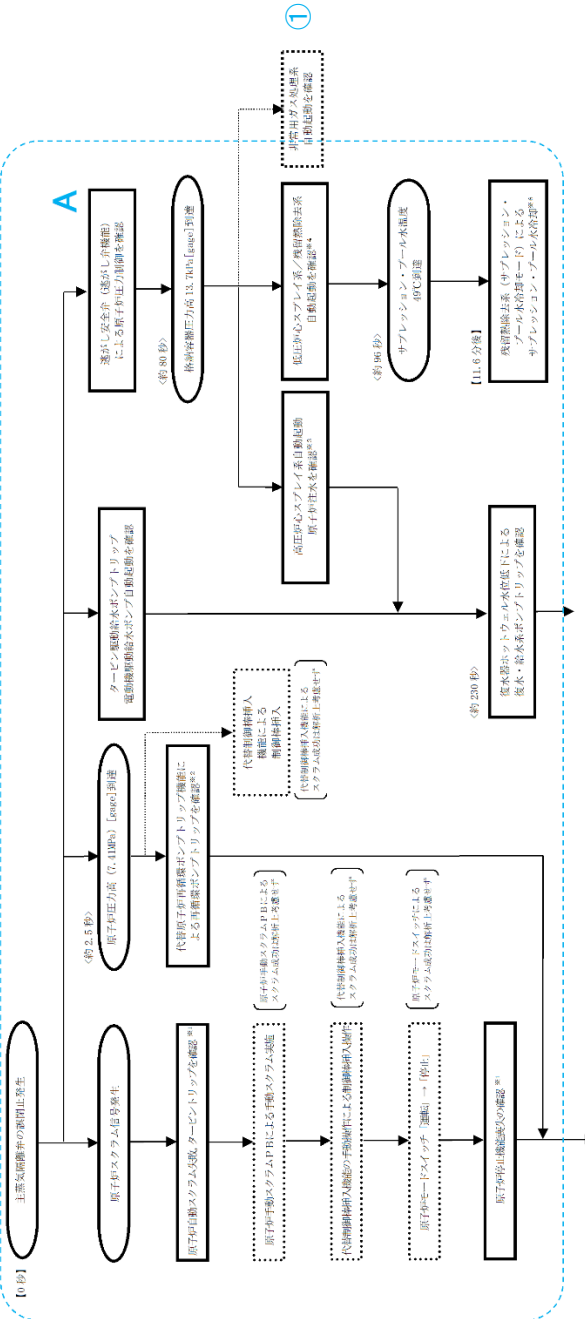
III. 重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理
7. 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要

第3. 1. 5-2図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要



保安規定 添付1

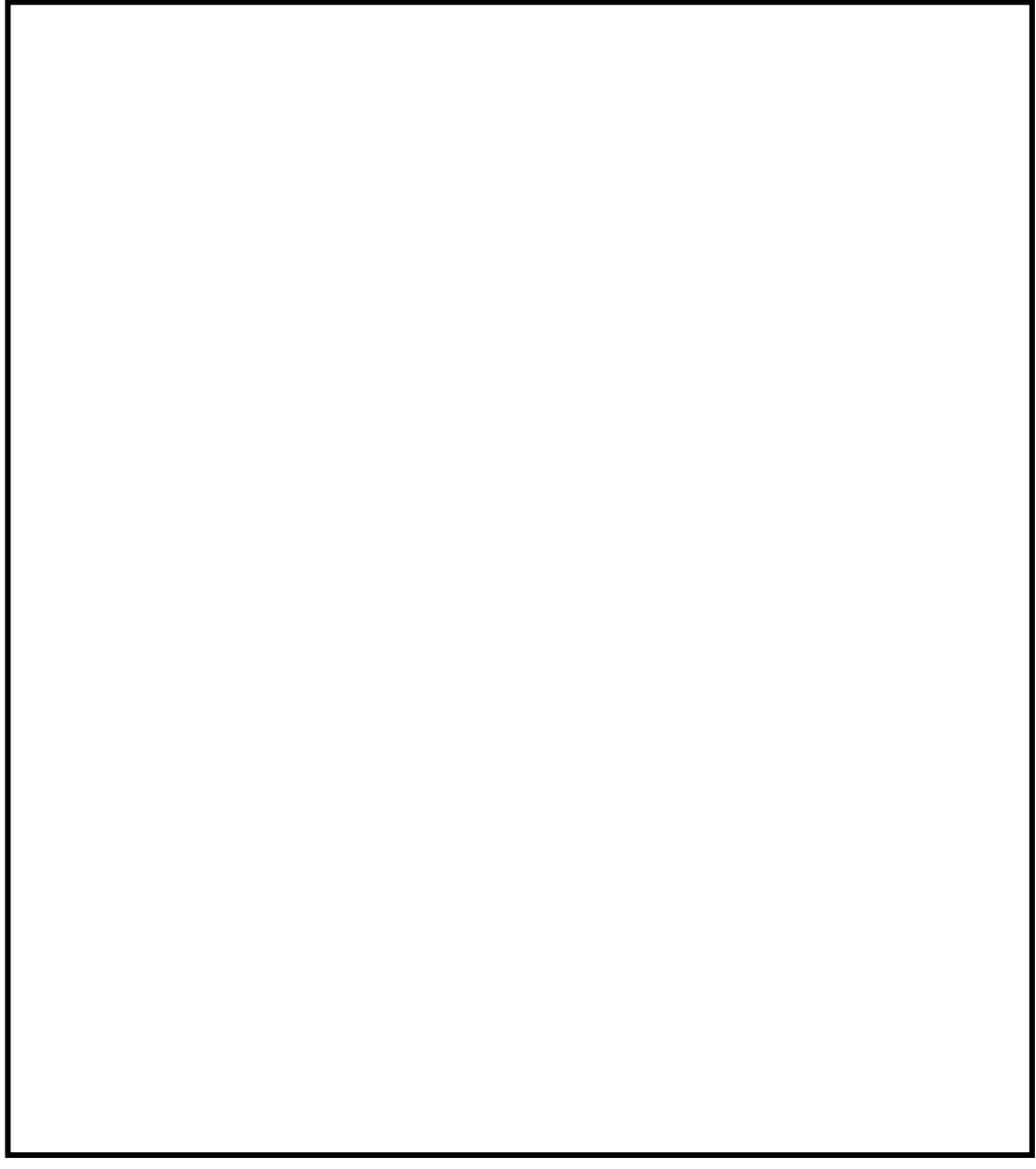
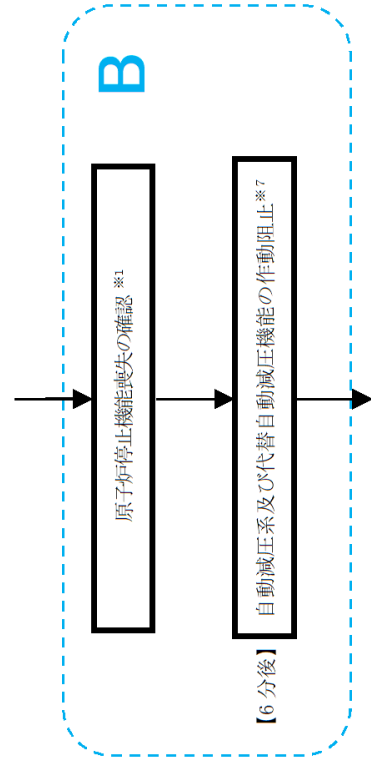
<p>1. 原子炉制御</p> <p>(1) スクラム</p> <p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉を停止する。 十分な炉心冷却状態を維持する。 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。) <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ③脱出条件 原子炉スクラム信号が発生した場合 手動スクラムした時 各制御の脱出条件が成立した場合 <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に実施を行う。 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 各計器を並行監視し、微候に応じた制御を行う。 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。 二次格納容器制御「二次格納施設制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。 <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 原子炉出力</p> <ul style="list-style-type: none"> 「自動スクラム」警報の発信を確認する。 全制御棒挿入状態を確認する。 平均出力領域計装の指示を確認する。 スクラム排出水容器ドレン弁、ペント弁の全閉を確認する。 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムおよび代替制御棒挿入機能の動作を行う。 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 全制御棒が全挿入位置であることを確認し、全挿入位置を確認できない場合に1本のみ制御棒が未挿入であることを確認し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」に移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も原子炉制御「反応度制御」で行う。 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態および速度を確認する。 中性子源領域計装検出器および中間領域計装検出器を炉心内に挿入する。 平均出力領域計装、中性子源領域計装および中間領域計装により、原子炉未臨界を確認する。 	
--	--



- ②
- ③
- ④
- ⑤
- ⑥
- ⑦
- ⑧

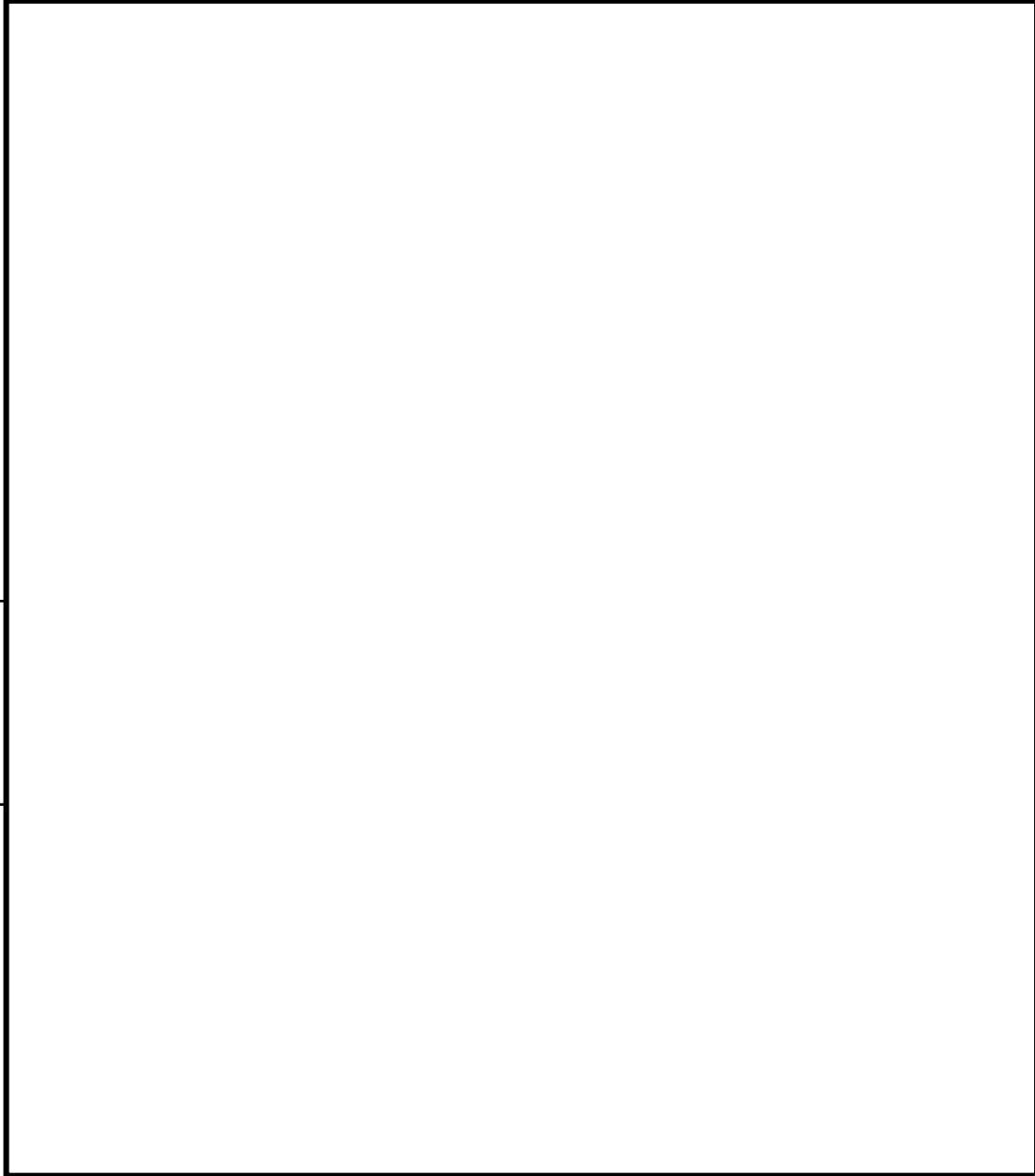
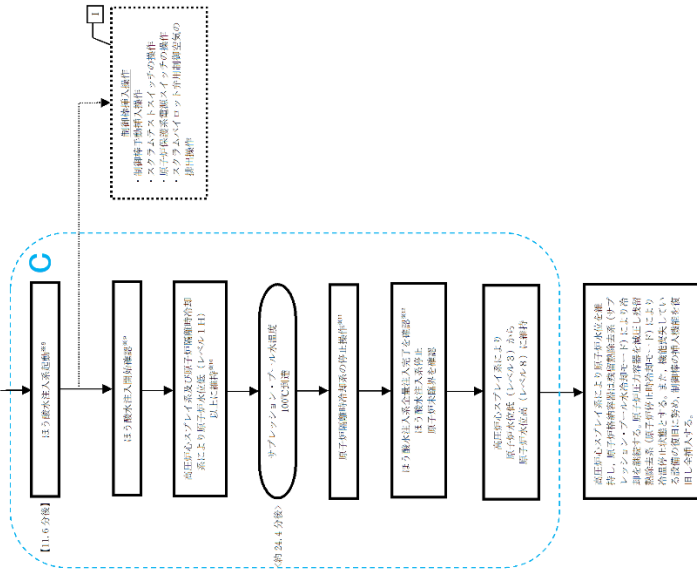
保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御 (2) 反応度制御</p>	<p>①目的 ・スクラム不能異常過渡事象発生時に、原子炉を安全に停止させる。 なお、スクラム不能異常過渡事象とは、A TWSのことをいう。</p> <p>②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において1本を超える制御棒が挿入されていない場合</p> <p>③脱出条件 ・全制御棒が全挿入位置または最大未臨界引抜位置まで挿入され、ほう酸水注入系が停止している場合 ・全挿入でない制御棒が1本以下まで挿入され、ほう酸水注入系が停止している場合</p>
<p>④基本的な考え方 ・短期的には原子炉の健全性を維持し、長期的には非常用炉心冷却系の水源であるサブプレッションチェンバの健全性を維持する。 ・「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」、「圧力」を並行操作する。なお、同時に実行することが不可能な場合は、「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」、「圧力」の順に優先させる。</p>	<p>⑤主な監視操作内容 A. 反応度制御 ・全制御棒が全挿入位置または最大未臨界引抜位置まで挿入されず、1本を超える制御棒が挿入されていない場合は、原子炉制御「反応度制御」の「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」、「圧力」を並行操作する。 ・原子炉が隔離していない場合は、原子炉再循環ポンプをランバック後停止する。また、原子炉が隔離している場合は、原子炉再循環ポンプを停止する。 ・自動減圧系自動起動を阻止し、自動減圧系の動作を阻止する。</p>
<p>② ③ ④</p>	<p>B. ほう酸水注入系 ・ほう酸水注入系を起動する。 ・原子炉浄化系を隔離したことを確認する。 ・ほう酸水注入系を起動した場合は、全量注入完了までほう酸水を注入する。ただし、全制御棒が全挿入位置または最大未臨界引抜位置まで挿入された場合ならびに全挿入でない制御棒が1本のみとなった場合は、ほう酸水注入系を停止する。</p> <p>C. 水位 ・原子炉水位が不明となった場合は、「反応度制御」水位不明および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・スクラム不能異常過渡事象発生時、原子炉が隔離状態の場合、「水位低下」操作として、原子炉給水流量を原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以下になるまで原子炉水位を低下させる。(原子炉水位の下限値は高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位とする。) ・原子炉が隔離状態でない場合は、原子炉出力が中性子束振動発生防止値以下となるよう水位維持操作を行う。(原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値と原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。) ・原子炉を減圧することによりスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持可能な場合は、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を数弁開して原子炉を減圧し、非常用炉心冷却系により原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持する。 ・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を数弁開しても、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持できない場合は、低圧で原子炉に注水可能な系統※または低圧原子炉代替注水系(常設)、低圧原子炉代替注水系(可搬型)、復水輸送系、消火系、制御棒駆動水圧系を起動し、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を優先して主蒸気逃がし安全弁を順次開放し、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持する。 ※：低圧で原子炉へ注水可能な系統とは、給復水系、高圧炉心スプレイス系、低圧炉心スプレイス系、低圧注水系A系、低圧注水系B系、低圧注水系C系をいう。以下、各表において同じ。</p>



保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御 (2) 反応度制御</p>	<p>①目的 ・スクラム不能異常過渡事象発生時に、原子炉を安全に停止させる。 なお、スクラム不能異常過渡事象とは、A TWSのことをいう。 ②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において1本を超える制御棒が挿入されていない場合 ③脱出条件 ・全制御棒が全挿入位置または最大未臨界引抜位置まで挿入され、ほう酸水注入系が停止している場合 ・全挿入でない制御棒が1本以下まで挿入され、ほう酸水注入系が停止している場合</p>
<p>④基本的な考え方 ・短期的には原子炉の健全性を維持し、長期的には非常用炉心冷却系の水源であるサブプレッションチェーンの健全性を維持する。 ・「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」、「圧力」を並行操作する。なお、同時に実行することが不可能な場合は、「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」、「圧力」の順に優先させる。</p>	<p>⑤主な監視操作内容 A. 反応度制御 ・全制御棒が全挿入位置または最大未臨界引抜位置まで挿入されず、1本を超える制御棒が挿入されていない場合は、原子炉制御「反応度制御」の「ほう酸水注入系」、「水位」、「制御棒」、「圧力」を並行操作する。 ・原子炉が隔離していない場合は、原子炉再循環ポンプをランバック後停止する。また、原子炉が隔離している場合は、原子炉再循環ポンプを停止する。 ・自動減圧系自動起動を阻止し、自動減圧系の動作を阻止する。</p>
<p>B. ほう酸水注入系 ・ほう酸水注入系を起動する。 ・原子炉浄化系が隔離したことを確認する。 ・ほう酸水注入系を起動した場合は、全量注入完了までほう酸水を注入する。ただし、全制御棒が全挿入位置または最大未臨界引抜位置まで挿入された場合ならびに全挿入でない制御棒が1本のみとなった場合は、ほう酸水注入系を停止する。</p>	<p>C. 水位 ・原子炉水位が不明となった場合は、「反応度制御」水位不明および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・スクラム不能異常過渡事象発生時、原子炉が隔離状態の場合、「水位低下」操作として、原子炉給水流量を原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以下になるまで原子炉水位を低下させる。(原子炉水位の下限値は高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位とする。) ・原子炉が隔離状態でない場合は、原子炉出力が中性子束振動発生防止値以下となるよう水位維持操作を行う。(原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値と原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。)</p>
<p>⑥ ・原子炉を減圧することによりスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持可能な場合は、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を数弁開して原子炉を減圧し、非常用炉心冷却系により原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持する。 ・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を数弁開しても、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持できない場合は、低圧で原子炉に注水可能な系統[※]または低圧原子炉代替注水系(常設)、低圧原子炉代替注水系(可搬型)、復水輸送系、消火系、制御棒駆動水圧系を起動し、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を優先して主蒸気逃がし安全弁を順次開放し、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限値以上に維持する。 ※：低圧で原子炉へ注水可能な系統とは、給復水系、高圧炉心スプレイス系、低圧炉心スプレイス系、低圧注水系A系、低圧注水系B系、低圧注水系C系をいう。以下、各表において同じ。</p>	<p>① ② ③ ④ ⑤</p>



保安規定 添付1

⑤主な監視操作内容

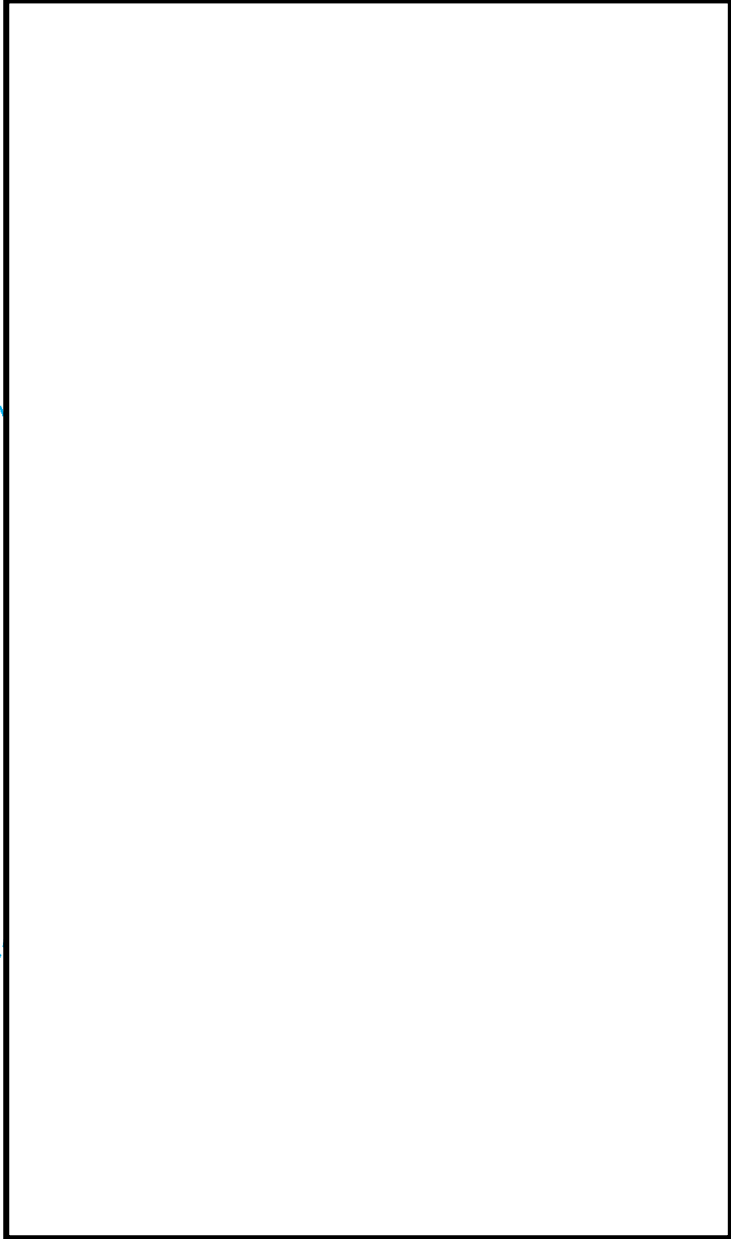
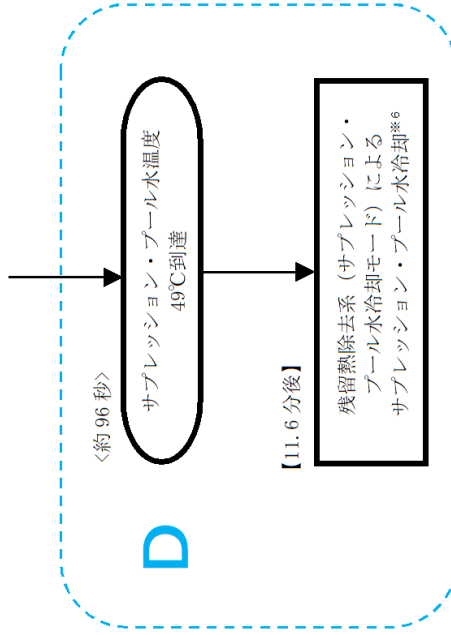
G. 一次格納容器制御への導入

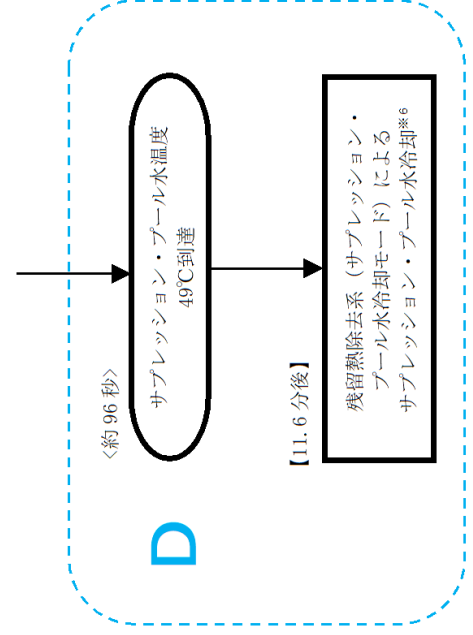
- ・一次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)

H. 二次格納容器制御への導入

- ・二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)

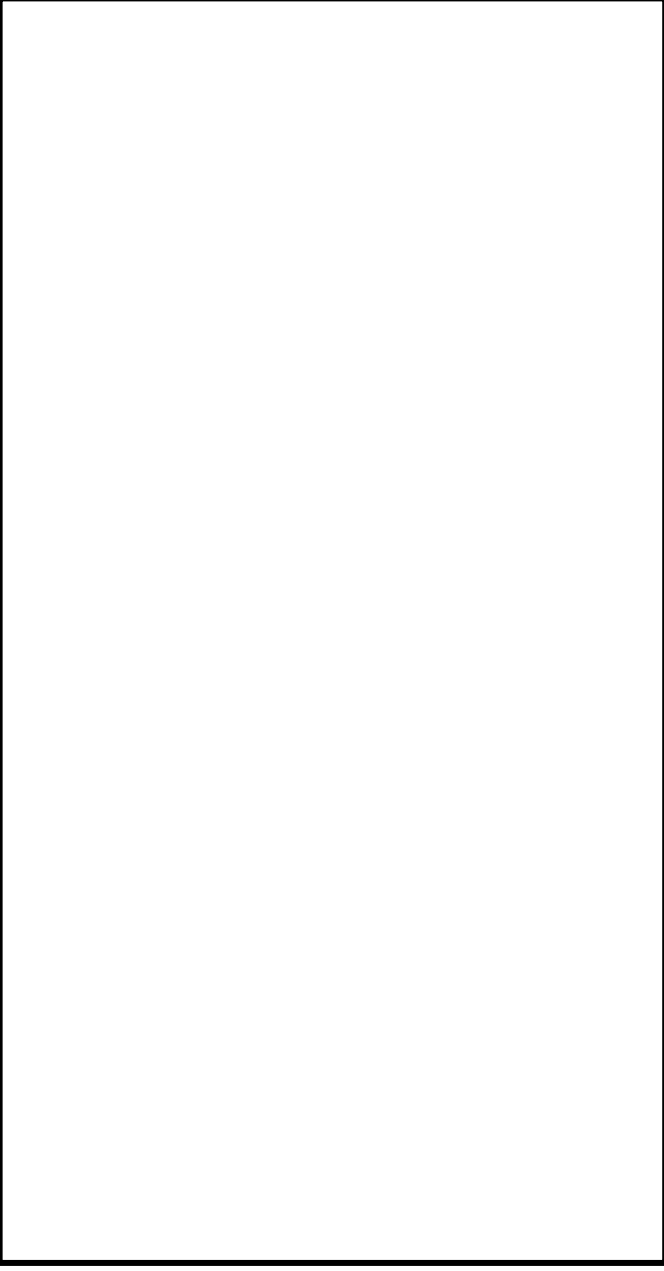
①





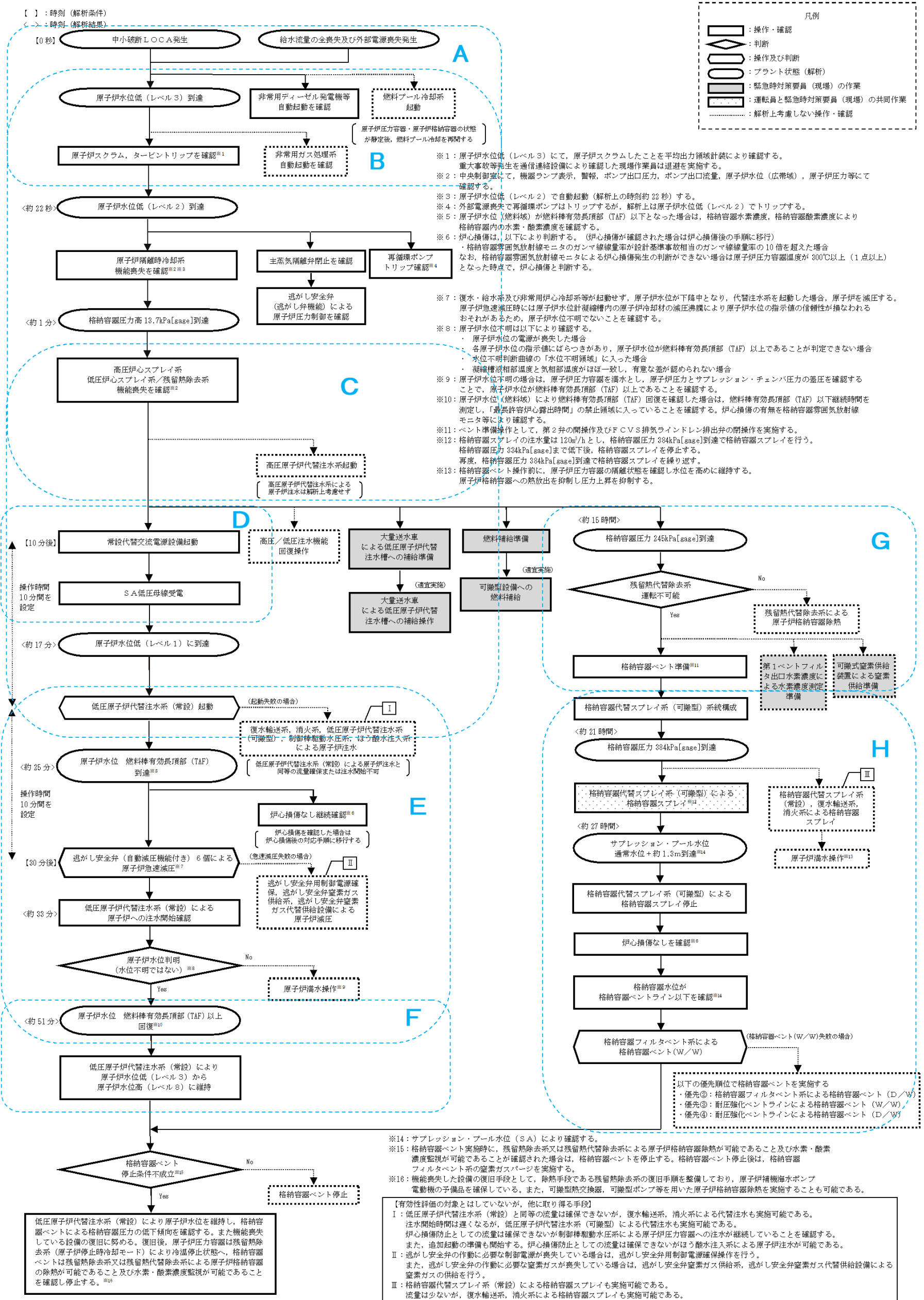
保安規定 添付1

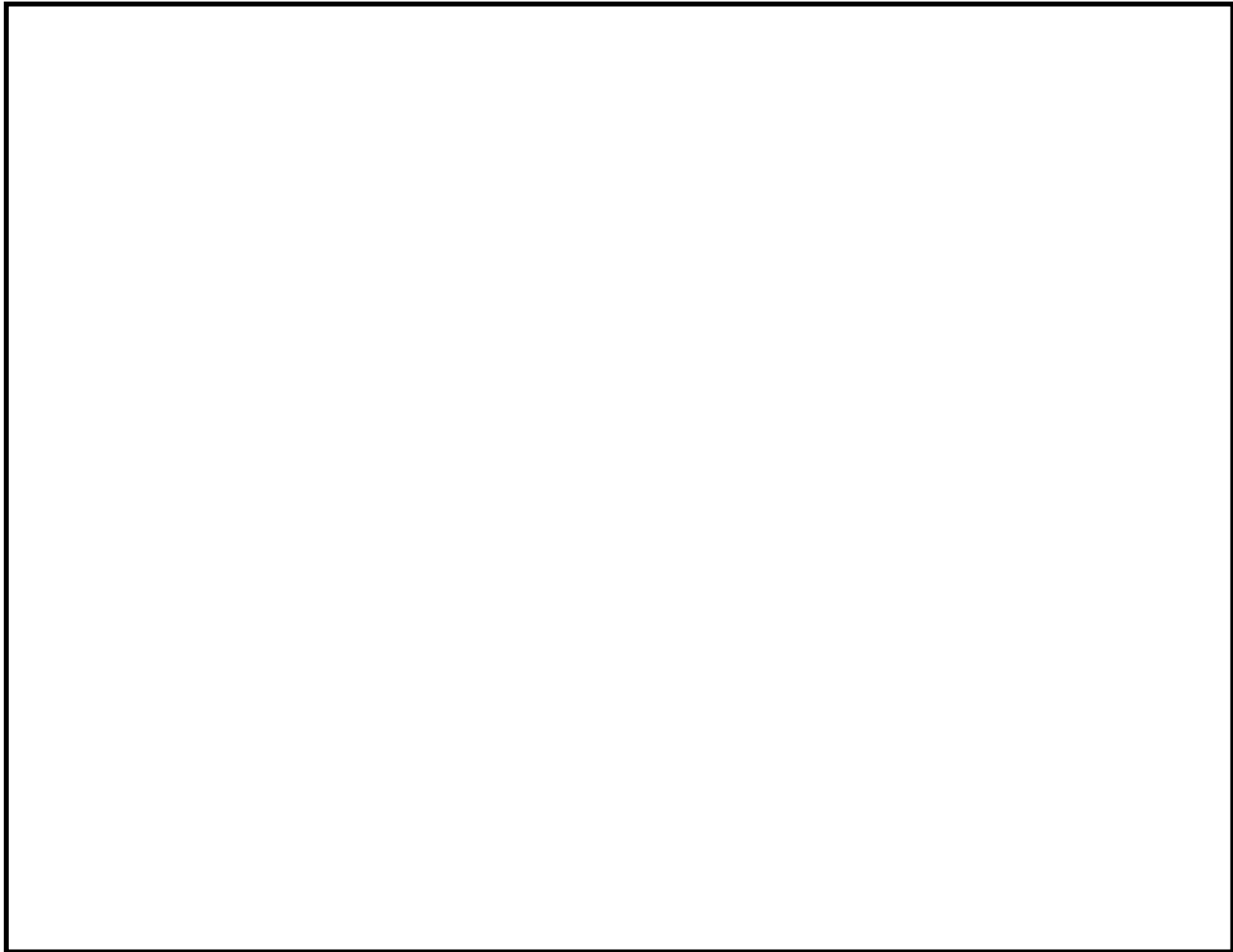
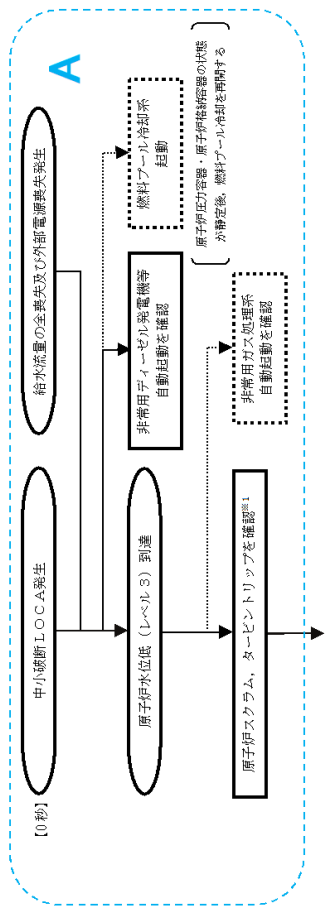
<p>2. 一次格納容器制御 (3) サブレーションチェンバ温度制御</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サブレーションチェンバの水温および空間部温度を監視し、制御する。 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サブレーションチェンバのバルク水温の上昇が停止した場合 ・サブレーションチェンバのバルク水温が通常運転時制限温度を超えて手動スクラムした場合、またはサブレーションチェンバ空間部局所温度がサブレーションチェンバスプレイ起動温度以上で手動スクラムした場合 ・サブレーションチェンバ空間部局所温度の上昇が停止した場合
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合 ・サブレーションチェンバのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合 ・サブレーションチェンバ空間部局所温度がサブレーションチェンバスプレイ起動温度以上の場合 ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合 	<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サブレーションチェンバ水温およびサブレーションチェンバ空間部局所温度が通常運転時制限温度を超え、各制御を実施しても上昇を継続する場合は、直ちに手動スクラムし、原子炉を減圧する。
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. サブレーションチェンバ水温</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サブレーションチェンバ水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サブレーションチェンバの冷却を開始する。 ・サブレーションチェンバ水温の上昇抑制を行っても、サブレーションチェンバ水温の上昇が継続したら、手動スクラムし、サブレーションチェンバ水温を確認する。サブレーションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」に移行し、サブレーションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」に移行する。 <p>B. サブレーションチェンバ空間部温度</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サブレーションチェンバ空間部局所温度がサブレーションチェンバスプレイ起動温度まで上昇したら、サブレーションチェンバスプレイを実施する。 ・サブレーションチェンバ空間部局所温度の上昇抑制を行っても、サブレーションチェンバ空間部局所温度の上昇が継続した場合は、手動スクラムする。サブレーションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」に移行し、サブレーションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」に移行する。 	<p>②</p>



III. 重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理
 8. 「LOCA時注水機能喪失」の対応手順の概要

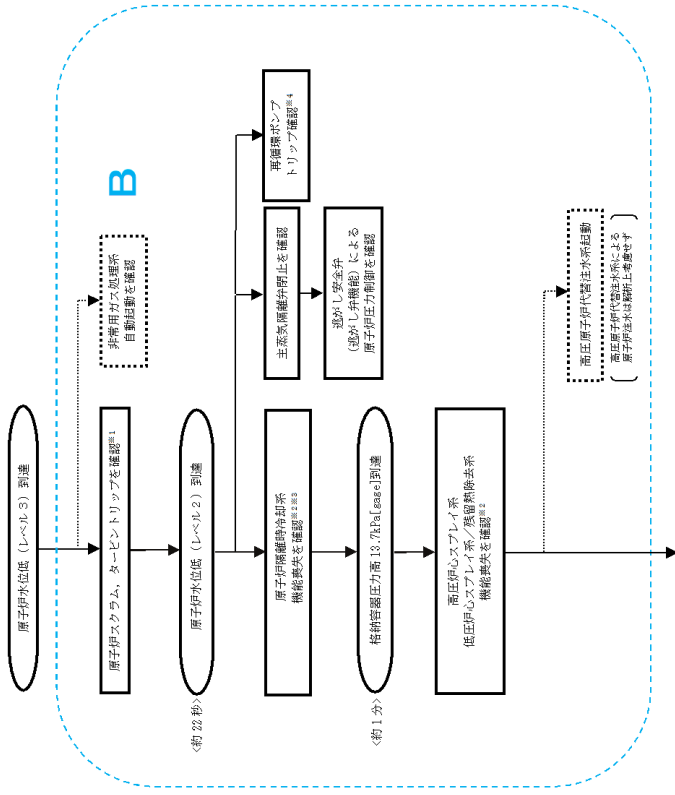
第3.1.6-2図 「LOCA時注水機能喪失」の対応手順の概要





保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御 (1) スクラム</p> <p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉を停止する。 十分な炉心冷却状態を維持する。 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。) <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム信号が発生した場合 手動スクラムした場合 各制御の脱出条件が成立した場合 <p>③脱出条件</p> <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。 二次格納容器制御「二次格納施設制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。 <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 原子炉出力</p> <ul style="list-style-type: none"> 「自動スクラム」警報の発信を確認する。 全制御棒挿入状態を確認する。 平均出力領域計装の指示を確認する。 スクラム排出水容器ドレン弁、ベント弁の全閉を確認する。 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムおよび代替制御棒挿入機能の動作を行う。 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 全制御棒が全挿入位置であることを確認し、全挿入位置を確認できない場合に1本のみ制御棒が未挿入であることを確認し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」に移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も原子炉制御「反応度制御」で行う。 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態および速度を確認する。 中性子源領域計装検出器および中間領域計装検出器を炉心内に挿入する。 平均出力領域計装、中性子源領域計装および中間領域計装により、原子炉未臨界を確認する。 	<p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を確認する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合は、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 タービン駆動給水ポンプを停止し、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(一要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動作動した場合は不要) 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代送注水系、低圧原子炉代送注水系(常設)、低圧原子炉代送注水系(可搬型)、復水輸送系、消火系または制御棒駆動水圧系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、大量送水車の接続を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。 原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
---	--

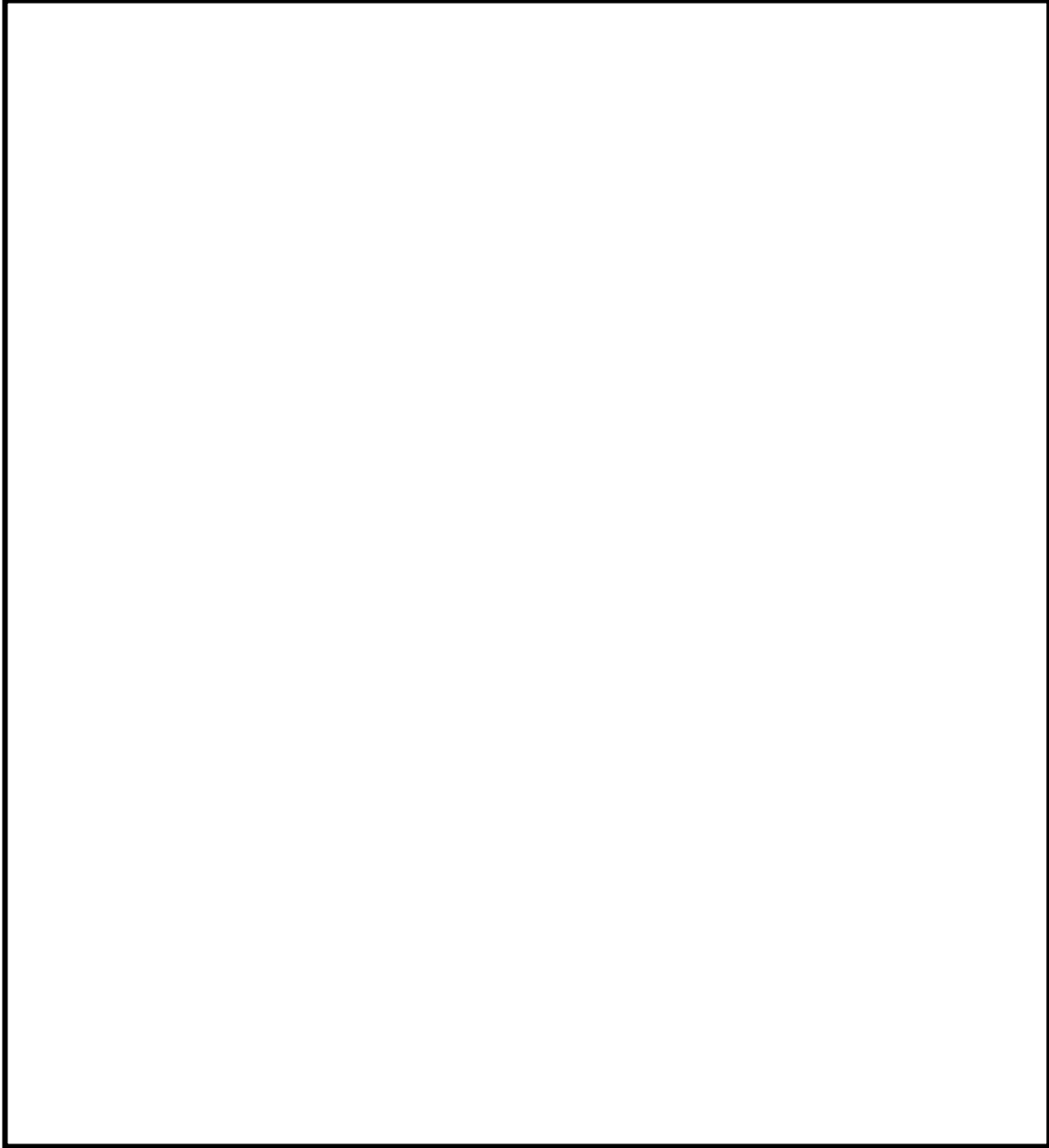
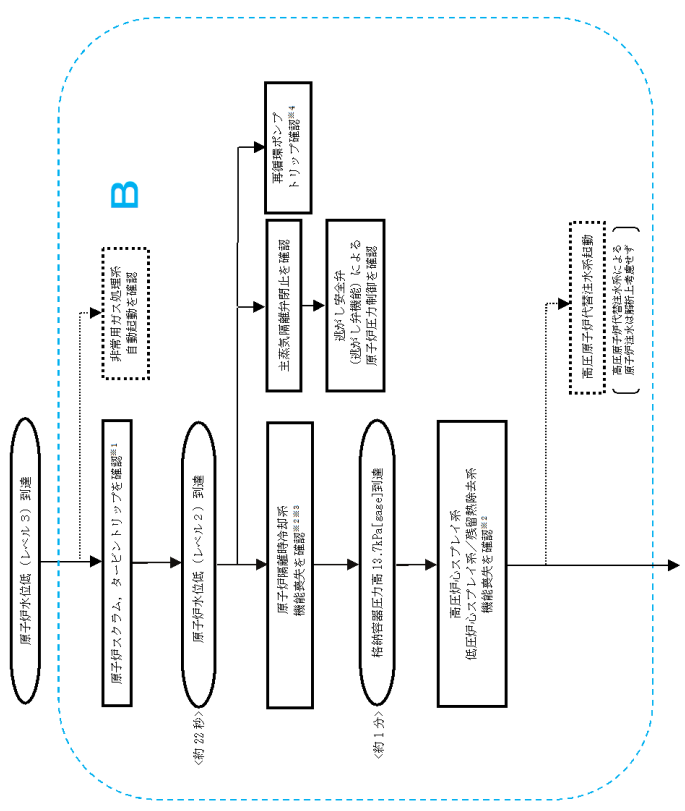


保安規定 添付1

5. 電源制御	
(1) 交流／直流電源供給回復	
①目的	<ul style="list-style-type: none"> ・ 交流電源および直流電源の供給を回復し、維持する。
②導入条件	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合
④基本的な考え方	<ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。
⑤主な監視操作内容	<p>A. 非常用ディーゼル発電機</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用ディーゼル発電機の状態を随時把握する。 ・ 原子炉補機海水系および高圧炉心スプレイ補機海水系の運転状態を随時把握し、非常用ディーゼル発電機の冷却が継続可能であることを確認する。 ・ 全交流電源喪失となった場合は、可搬型設備による冷却水供給要請、および原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を確認する。全交流電源喪失が継続し格納容器ベント基準に到達した場合は、格納容器フィルタベント系または耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。 <p>B. FLSR, RHAR 電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系および高圧原子炉代替注水系の起動に失敗し高圧・低圧注水機能喪失となった場合には、常設代替交流電源設備により代替所内電気設備を受電し、低圧原子炉代替注水系（常設）および残留熱代替除去系による原子炉注水に必要な設備の電源を確保する。 <p>C. 受電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 <p>D. 給電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備による電源供給を回復させる。 <p>E. 直流電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。 <p>F. 直流電源回復</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 <p>G. 復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設電源設備または非常用電源設備の復旧状況に応じ、継続して電源供給可能な設備に切り替える。

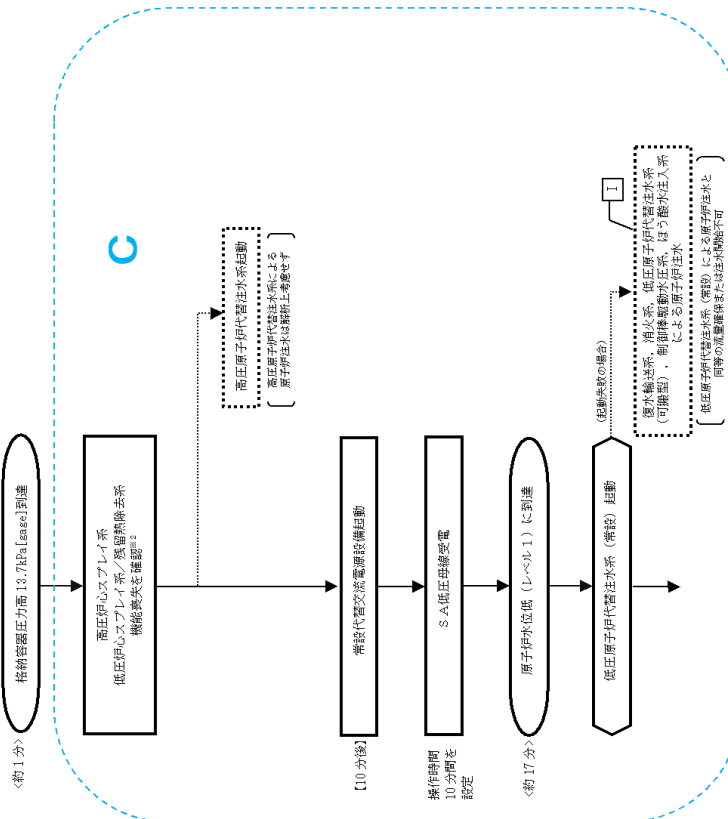
①

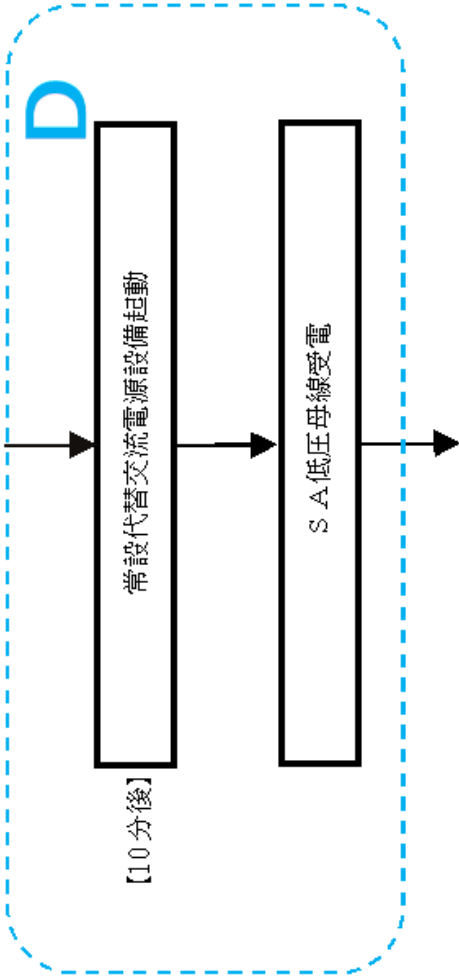
②



保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御 (3) 水位確保</p>	<p>①目的 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。</p> <p>②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合 ・一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サプレッションチェンバ圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合 ・不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合 ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエ空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合 ・不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合</p> <p>④基本的な考え方 ・原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。</p> <p>⑤主な監視操作内容 A. 水位確保 ・原子炉水位、原子炉圧力、格納容器隔離ならびに非常用炉心冷却系および非常用ディーゼル発電機の作動を確認する。 ・作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。</p> <p>B. 水位 ・給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系または低圧原子炉代替注水系（可搬型）、制御棒駆動水圧系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。 ・原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に回復、維持できない場合は、大量送水車の接続を要請する。 ・給復水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続した場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上による原子炉注水の準備を行い不測事態「急速減圧」および一次格納容器制御「格納容器水位濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水位濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位が不明の場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水位濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。</p>
------------------------------	--





保安規定 添付1

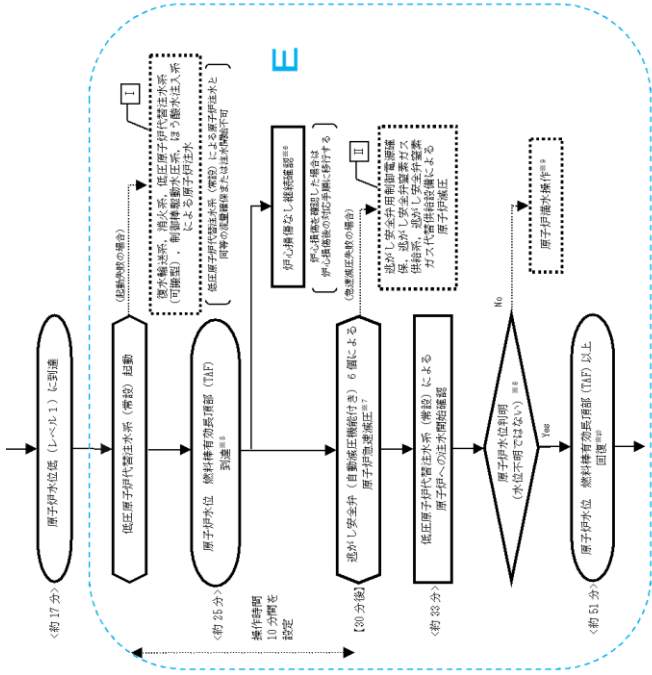
5. 電源制御
(1) 交流／直流電源供給回復
①目的
・ 交流電源および直流電源の供給を回復し、維持する。
②導入条件
・ 原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合
④基本的な考え方
・ 非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。
⑤主な監視操作内容
<p>A. 非常用ディーゼル発電機</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用ディーゼル発電機の状態を随時把握する。 ・ 原子炉補機海水系および高圧炉心スプレイ補機海水系の運転状態を随時把握し、非常用ディーゼル発電機の冷却が継続可能であることを確認する。 ・ 全交流電源喪失となった場合は、可搬型設備による冷却水供給要請、および原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を確認する。全交流電源喪失が継続し格納容器ベント基準に到達した場合は、格納容器フィルタベント系または耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。 <p>B. FLSR, RHAR 電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系および高圧原子炉代替注水系の起動に失敗し高圧・低圧注水機能喪失となった場合には、常設代替交流電源設備により代替所内電気設備を受電し、低圧原子炉代替注水系（常設）および残留熱代替除去系による原子炉注水に必要な設備の電源を確保する。 <p>C. 受電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 <p>D. 給電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備による電源供給を回復させる。 <p>E. 直流電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。 <p>F. 直流電源回復</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 <p>G. 復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 常設電源設備または非常用電源設備の復旧状況に応じ、継続して電源供給可能な設備に切り替える。

①

保安規定 添付1

<p>4. 不測事態 (2) 急速減圧</p>	<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉を速やかに減圧する。 <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御「水位確保」において、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続し、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上が起動してきた場合 ・原子炉制御「減圧冷却」において、サブプレッションチェンバ水温がサブプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合 ・一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サブプレッションチェンバ圧力が設計基準事故時最高圧力以上となった場合 ・一次格納容器制御「ドライウエル温度制御」において、ドライウエル局所温度がドライウエル設計温度に接近した場合、またはドライウエル局所温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度以上に原子炉スクラム後もドライウエル圧力が上昇して非常用炉心冷却系作動圧力以上でドライウエルスプレイできない場合 ・不測事態「水位回復」において、給復水系、非常用炉心冷却系が起動せず、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、消火系から1系統以上が起動してきた場合 ・不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合 ・不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が起動できない場合、または起動しても原子炉水位が上昇しない場合 ・不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が起動できない場合 ・不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が作動しているが、最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合 ・不測事態「水位不明」において、低圧で原子炉へ注水可能な系統、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上が起動してきた場合 ・一次格納容器制御「サブプレッションチェンバ水位制御」において、サブプレッションチェンバ水位が、真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に誤差を考慮した値以上になった場合 ・一次格納容器制御「サブプレッションチェンバ水位制御」において、サブプレッションチェンバ水位がベント管凝縮限界値以下になった場合 ・一次格納容器制御「サブプレッションチェンバ温度制御」において、サブプレッションチェンバ水温がサブプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合 ・二次格納容器制御「二次格納施設制御」において、漏えい箇所の速やかな隔離に失敗した場合 <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力低下必要時に、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁弁を順次開放して急速減圧する。自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数を開放する。 ・主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、復水器または原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。 ・原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」に移行する。 ・原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要がある。 ・急速減圧実施中に原子炉へ注水可能な系統が喪失した場合は、急速減圧操作を中断し、原子炉へ注水可能な系統を再起動する。
-----------------------------	---

①



保安規定 添付1

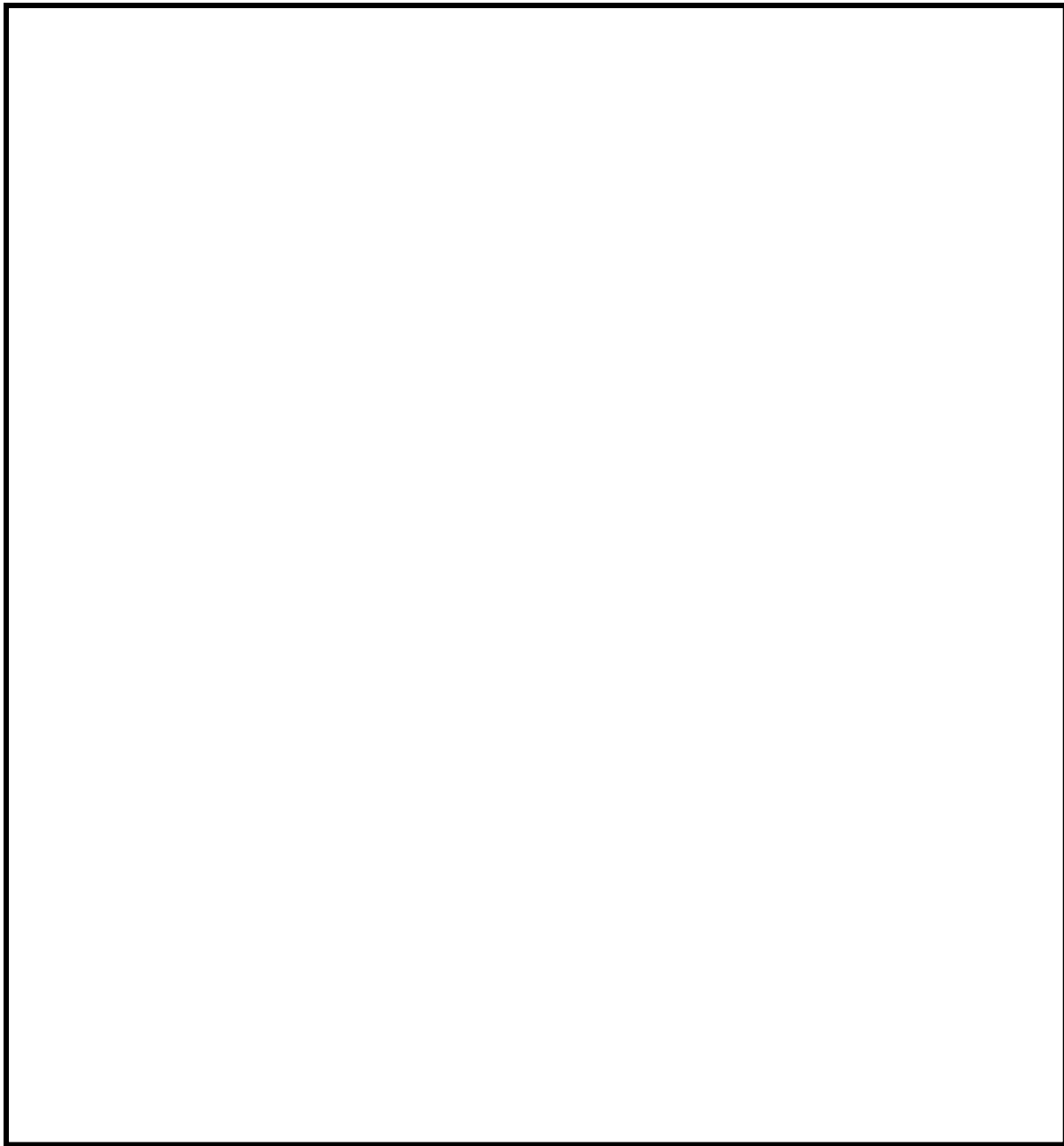
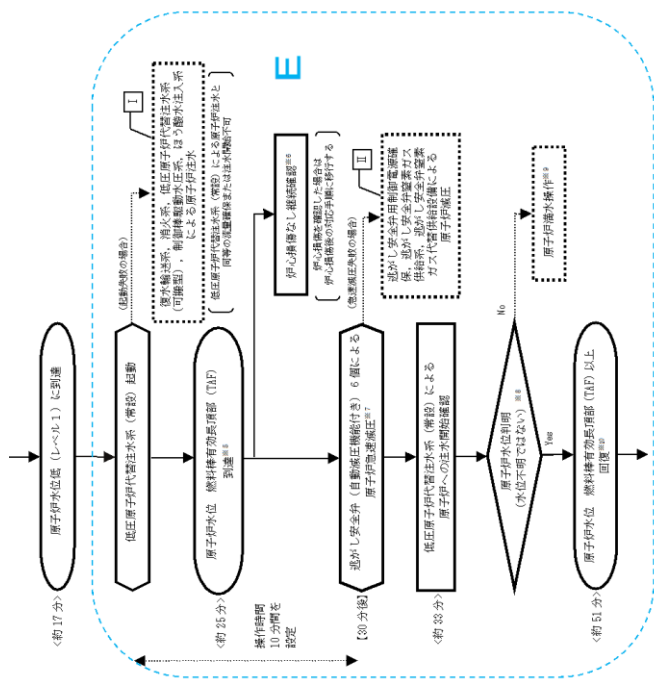
⑤ 主な監視操作内容

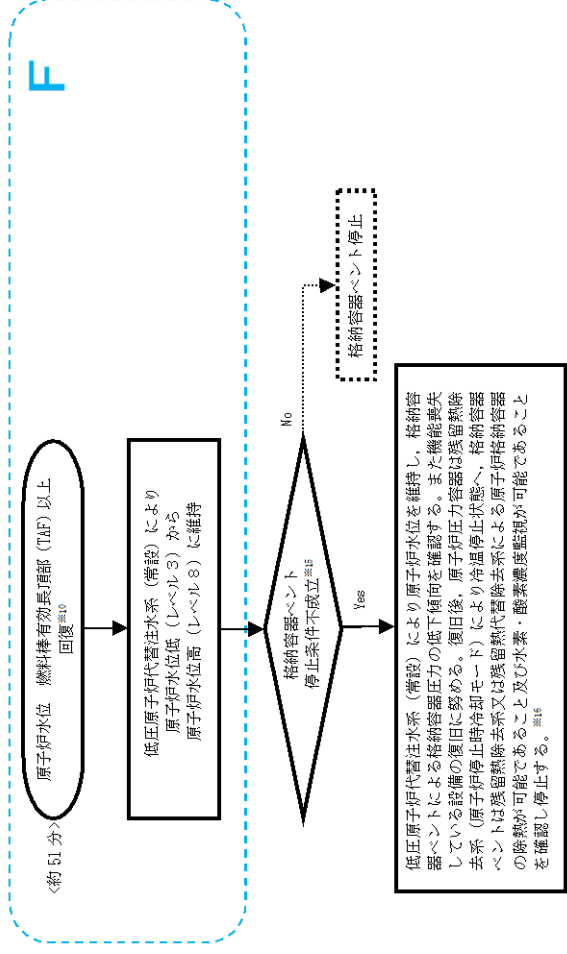
- ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、消火系から1系統以上が作動していること、またはその状態が維持されていることを確認する。
- ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。
- ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数を開放する。
- ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数を開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最少弁数以上開放する。原子炉減圧が不十分である場合、主蒸気隔離弁を開し、タービンバイパス弁と復水器により減圧する。
- ・ 主蒸気隔離弁が開できなければ、原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。
- ・ 原子炉水位が判明した場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御に移行する。
- ・ 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水注入」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。

①

②

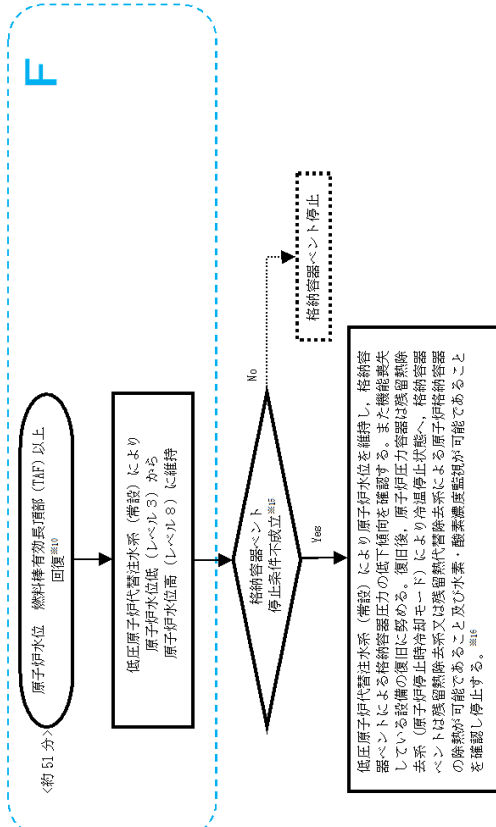
③





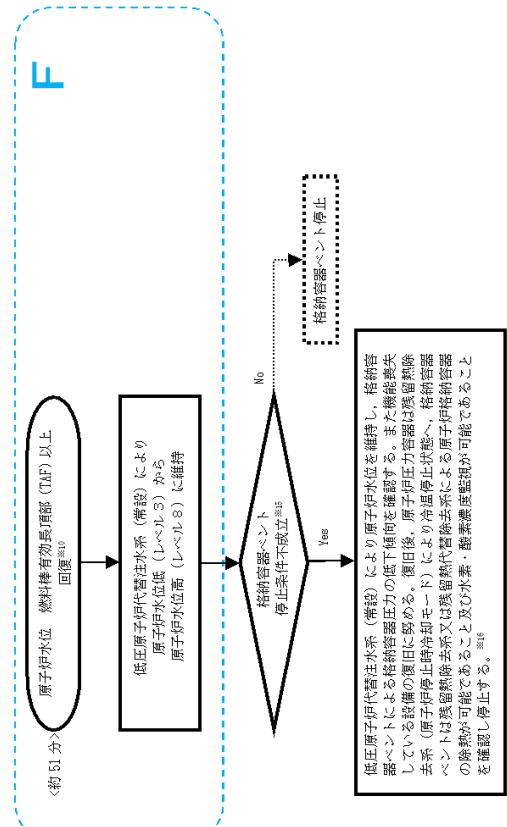
保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御 (3) 水位確保</p> <p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。 <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サブレーションチャエンバ圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合 不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合 不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合 不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合 <p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合 	<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。 <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位確保</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位、原子炉圧力、格納容器隔離ならびに非常用炉心冷却系および非常用ディーゼル発電機の作動を確認する。 作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。 <p>B. 水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系 (常設)、復水輸送系、消火系または低圧原子炉代替注水系 (可搬型)、制御棒駆動水圧系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。 原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に回復、維持できない場合は、大量送水車の接続を要請する。 給復水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続した場合は、低圧原子炉代替注水系 (常設) 1系統以上または復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系 (可搬型) から 1系統以上による原子炉注水の準備を行い不測事態「急速減圧」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉水位が不明の場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。
--	---



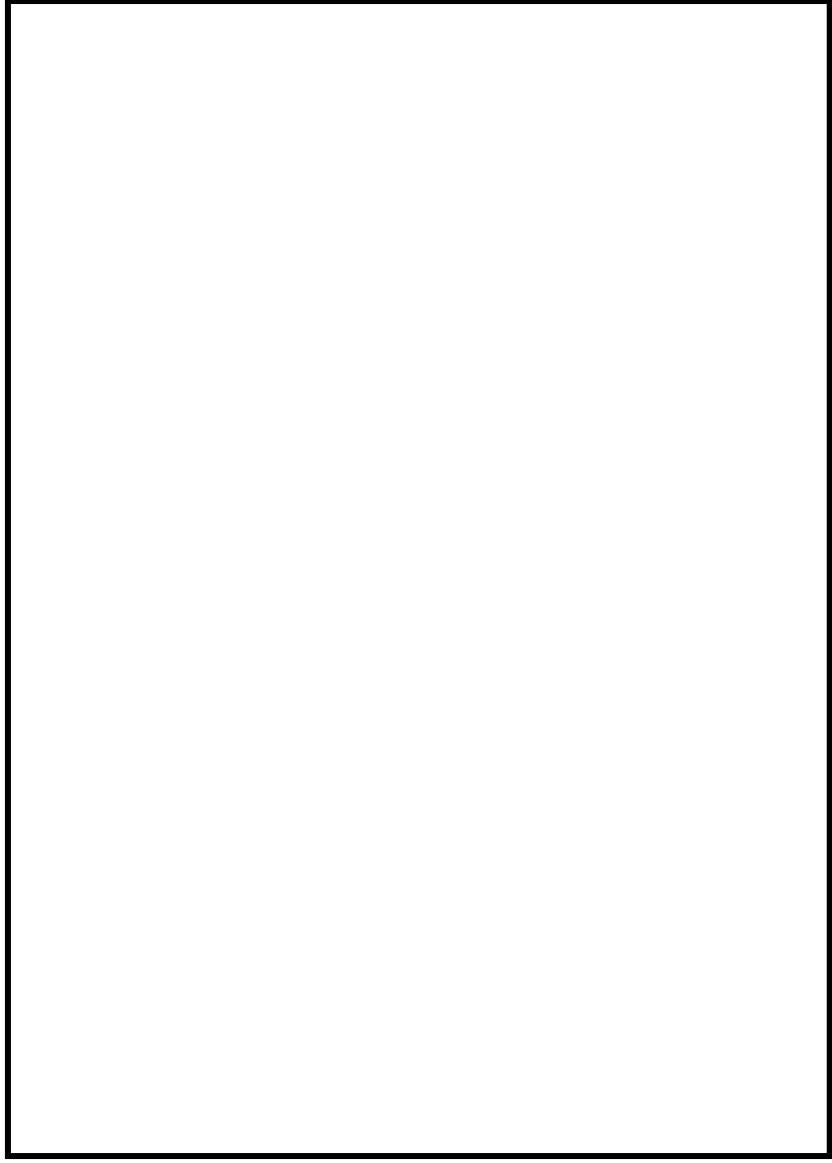
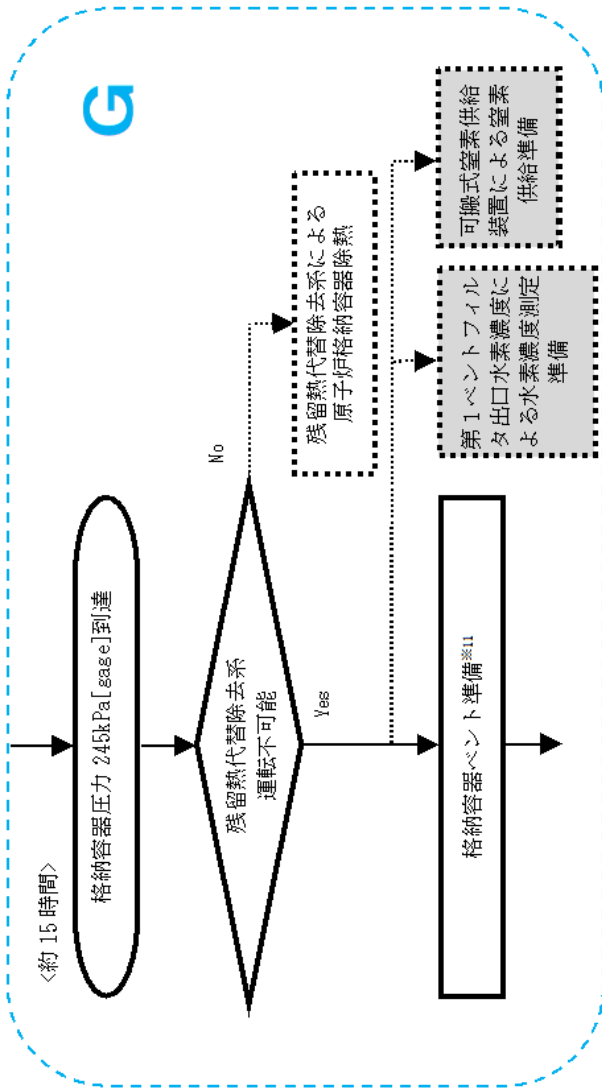
保安規定 添付1

1. 原子炉制御 (1) スクラム	
①目的	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉を停止する。 十分な炉心冷却状態を維持する。 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)
②導入条件	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム信号が発生した場合 手動スクラムした場合 各制御の脱出条件が成立した場合
③脱出条件	<ul style="list-style-type: none"> 基本的な考え方 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 原子炉スクラムによる原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 各計器を並行監視し、微候に応じた制御を行う。 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。 二次格納容器制御「二次格納施設制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。
④主な監視操作内容	<p>A. 原子炉出力</p> <ul style="list-style-type: none"> 「自動スクラム」警報の発信を確認する。 全制御棒挿入状態を確認する。 平均出力領域計装の指示を確認する。 スクラム排出水容器ドレン弁、ベント弁の全閉を確認する。 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムおよび代替制御棒挿入機能の動作を行う。 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 全制御棒が全挿入位置であることを確認し、全挿入位置を確認できない場合に1本のみ制御棒が未挿入であることを確認し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」に移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も原子炉制御「反応度制御」で行う。 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態および速度を確認する。 中性子源領域計装検出器および中間領域計装検出器を炉内に挿入する。 平均出力領域計装、中性子源領域計装および中間領域計装により、原子炉未臨界を確認する。 <p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を確認する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合は、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 タービン駆動給水ポンプを停止し、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系 (一要素) で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 給復水系 (復水器を含む) が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動作動した場合は不要) 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系統、低圧原子炉代替注水系統 (常設)、低圧原子炉代替注水系統 (可搬型)、復水輸送系、消火系または制御棒駆動水圧系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、大量送水車の接続を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。 原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。



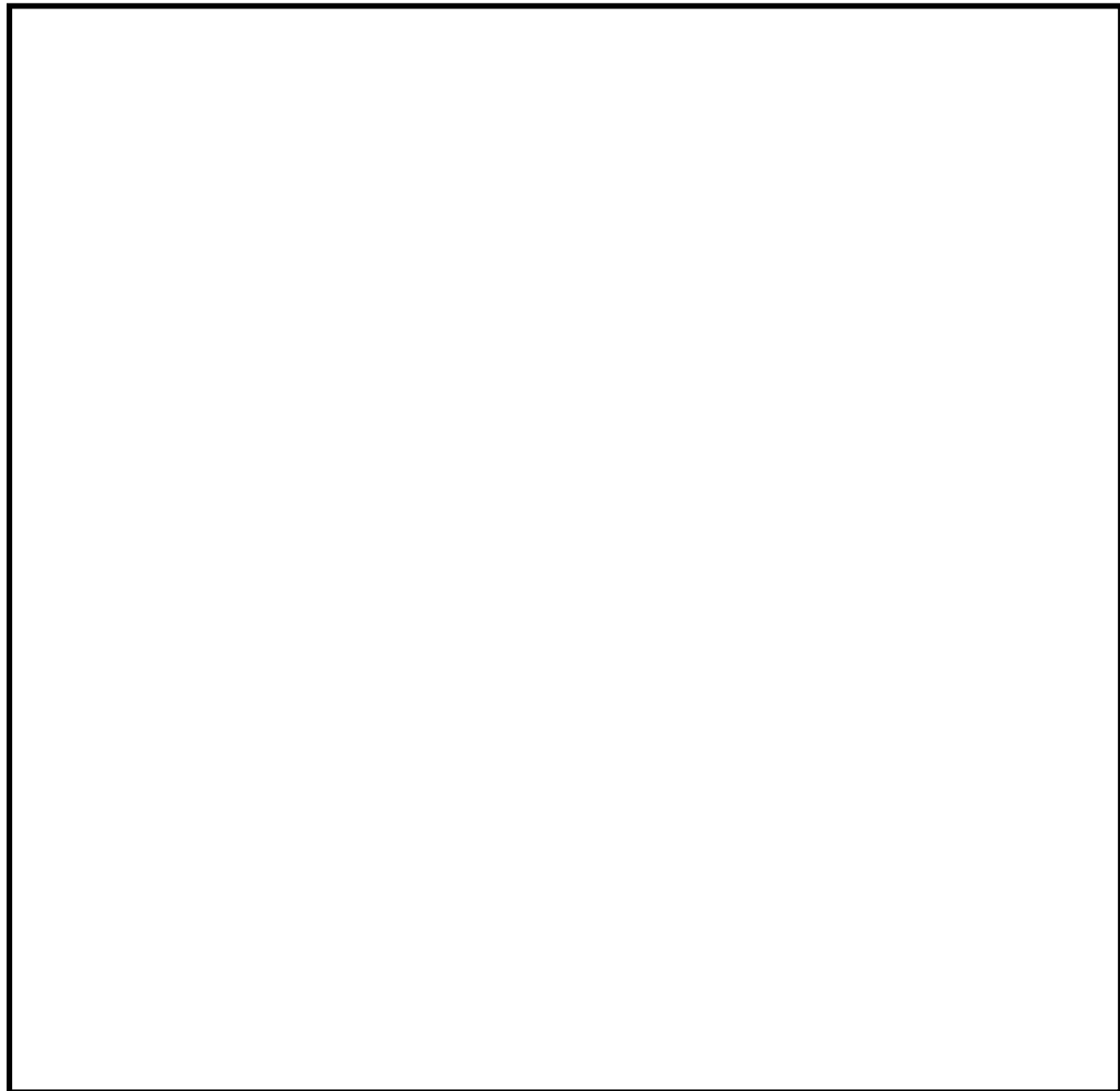
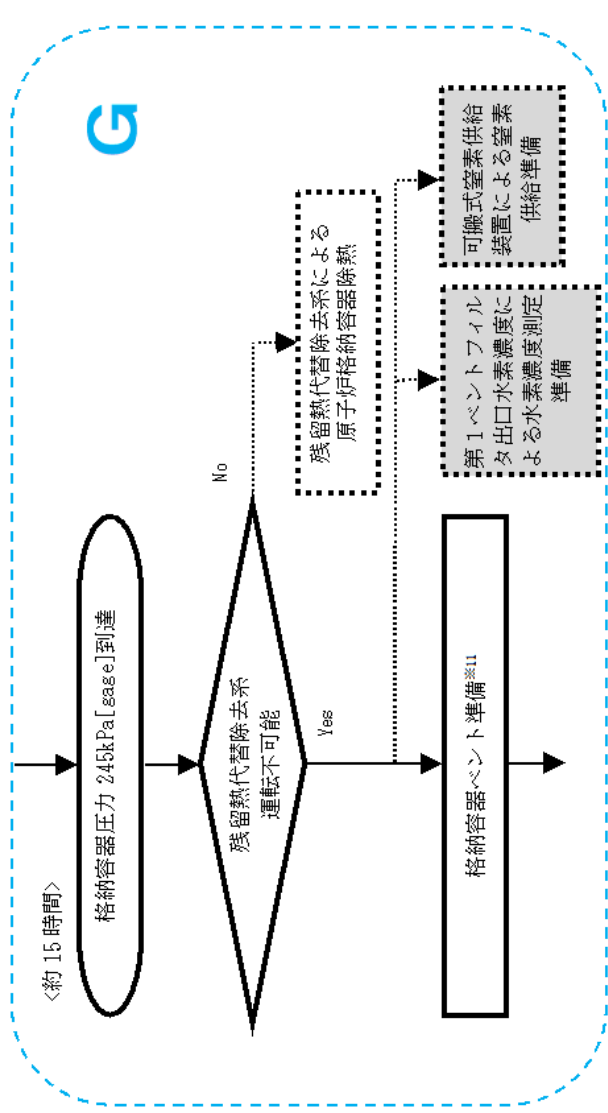
保安規定 添付1

- ⑤ ① ①
- ⑤ 主な監視操作内容
- G. 一次格納容器制御への導入
 - ・一次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)
 - H. 二次格納容器制御への導入
 - ・二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)



保安規定 添付1

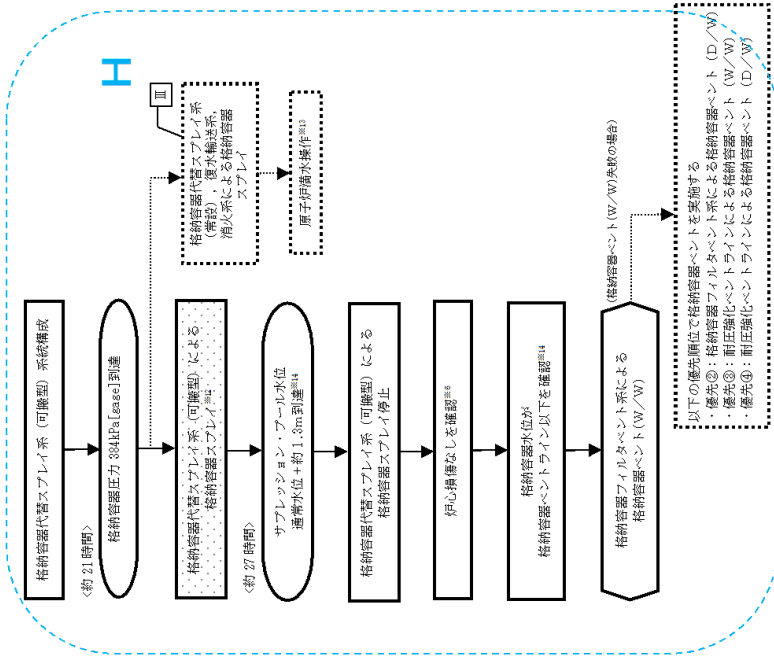
<p>2. 一次格納容器制御 (1) 格納容器圧力制御</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力を監視し、制御する。 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガスまたは空気の漏えいであり、ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以下で、かつドライウエルベントを実施した場合 24時間以内にドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合 不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合 	<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ドライウエル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、サブレーションチェンバ圧力が格納容器圧力制限値に達する前に原子炉を急速減圧し、格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、原子炉を満水にし、サブレーションチェンバ圧力が「格納容器圧力制御」外部注水制限値に到達または格納容器代替スプレイ失敗の場合は、格納容器ベントを行う。 格納容器内で原子炉冷却材圧カバウンダリの大破断が発生した場合は、ドライウエルスプレイおよびサブレーションチェンバスプレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要があるが、炉心再冠水後速やかにドライウエルスプレイおよびサブレーションチェンバスプレイを起動する。 原子炉制御「反応度制御」を実施中は、原子炉制御「反応度制御」を優先する。
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 格納容器圧力制御</p> <ul style="list-style-type: none"> ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉がスクラムしたことを確認する。 ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガスまたは空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。 ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合は、原子炉水位が有効炉心長の3分の2に相当する水位以上で安定し、格納容器冷却系として作動させる低圧注水系以外の非常用炉心冷却系の継続的作動を確認した後に、ドライウエルスプレイおよびサブレーションチェンバスプレイを作動させる。また、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を行う。 サブレーションチェンバ圧力が非常用炉心冷却系作動圧力になった場合は、サブレーションチェンバスプレイを作動させる。 サブレーションチェンバ圧力がドライウエルスプレイ起動圧力以上かつ設計基準事故時最高圧力未満の状態が24時間継続した場合、またはサブレーションチェンバ圧力が設計基準事故時最高圧力以上の場合は、原子炉再循環ポンプおよびドライウエル冷却機を停止し、ドライウエルスプレイおよびサブレーションチェンバスプレイを作動させる。 サブレーションチェンバ圧力が設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。また、格納容器ベント準備を行う。 サブレーションチェンバ圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、低圧注水系を一時ドライウエルスプレイおよびサブレーションチェンバスプレイとして起動し、格納容器を減圧するとともに「原子炉満水」操作を行う。また、ドライウエルスプレイおよびサブレーションチェンバスプレイが起動できない場合は、格納容器代替スプレイを間欠で行う。 <p>B. 原子炉満水</p> <ul style="list-style-type: none"> サブレーションチェンバ圧力が格納容器圧力制限値に達した場合は、「急速減圧」時必要最少弁数以上の主蒸気逃がし安全弁を開いた後、主蒸気隔離弁、主蒸気ドレン弁ならびに原子炉隔離冷却系および原子炉浄化系の隔離弁を全閉する。 給復水系、非常用炉心冷却系、低圧原子炉代替注水系(常設)、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系(可搬型)または制御棒駆動注水系を使用して原子炉へ注水し、注水量を増やして、原子炉水位をできるだけ高く維持する。 サブレーションチェンバ圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。 	



保安規定 添付1

<p>2. 一次格納容器制御 (1) 格納容器圧力制御</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力を監視し、制御する。 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガスまたは空気の漏えいであり、ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以下で、かつドライウエルベントを実施した場合 24時間以内にドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上 ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合 不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合 	<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ドライウエル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、サブプレッションチェンバ圧力が格納容器圧力制限値に達する前に原子炉を急速減圧し、格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、原子炉を満水にし、サブプレッションチェンバ圧力を「格納容器圧力制御」外部注水制限値に到達または格納容器代替スプレイ失敗の場合は、格納容器ベントを行う。 格納容器内で原子炉冷却材圧力カバウンダリの大破断が発生した場合は、ドライウエルスプレイおよびサブプレッションチェンバスプレイは安全解析上の要求時間以内に完了する必要があるが、炉心再冠水後速やかにドライウエルスプレイおよびサブプレッションチェンバスプレイを起動する。 原子炉制御「反応度制御」を実施中は、原子炉制御「反応度制御」を優先する。 <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 格納容器圧力制御</p> <ul style="list-style-type: none"> ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉がスクラムしたことを確認する。 ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガスまたは空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。 ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合は、原子炉水位が有効炉心長の3分の2に相当する水位以上で安定し、格納容器冷却系として作動させる低圧注水系以外の非常用炉心冷却系の継続的作動を確認した後に、ドライウエルスプレイおよびサブプレッションチェンバスプレイを作動させる。また、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を行う。 サブプレッションチェンバ圧力が非常用炉心冷却系作動圧力になった場合は、サブプレッションチェンバスプレイを作動させる。 サブプレッションチェンバ圧力がドライウエルスプレイ起動圧力以上かつ設計基準事故時最高圧力未満の状態が24時間継続した場合、またはサブプレッションチェンバ圧力が設計基準事故時最高圧力以上の場合は、原子炉再循環ポンプおよびドライウエル冷却機を停止し、ドライウエルスプレイおよびサブプレッションチェンバスプレイを作動させる。 サブプレッションチェンバ圧力が設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。また、格納容器ベント準備を行う。 <p>B. 原子炉満水</p> <ul style="list-style-type: none"> サブプレッションチェンバ圧力が格納容器圧力制限値に達した場合は、「急速減圧」時必要最少弁数以上の主蒸気逃がし安全弁を開いた後、主蒸気隔離弁、主蒸気ドレン弁ならびに原子炉隔離時冷却系および原子炉浄化系の隔離弁を全閉する。 給復水系、非常用炉心冷却系、低圧原子炉代替注水系(常設)、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系(可搬型)または制御棒駆動水圧系を使用して原子炉へ注水し、注水量を増やして、原子炉水位をできるだけ高く維持する。 サブプレッションチェンバ圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。

①

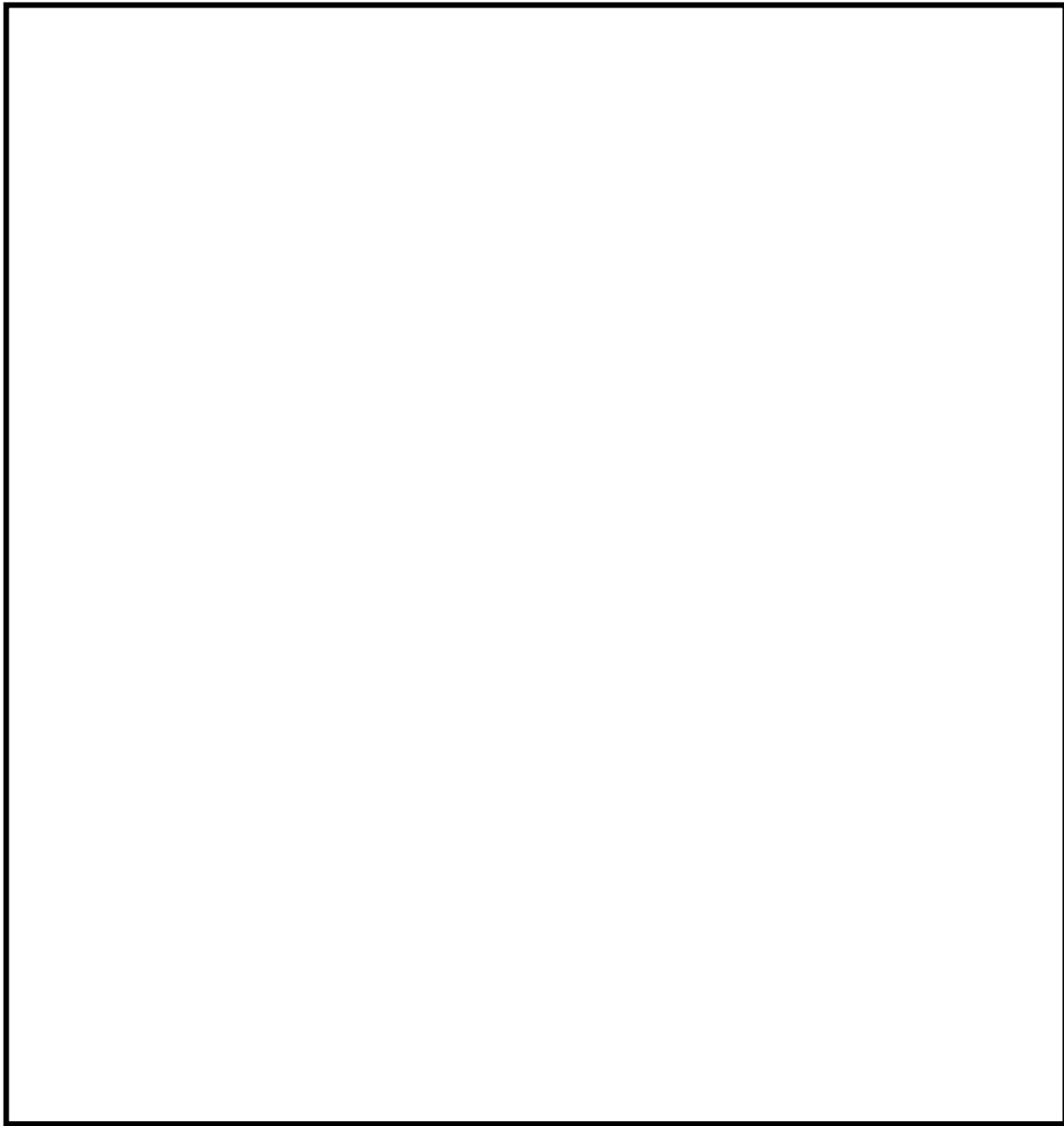
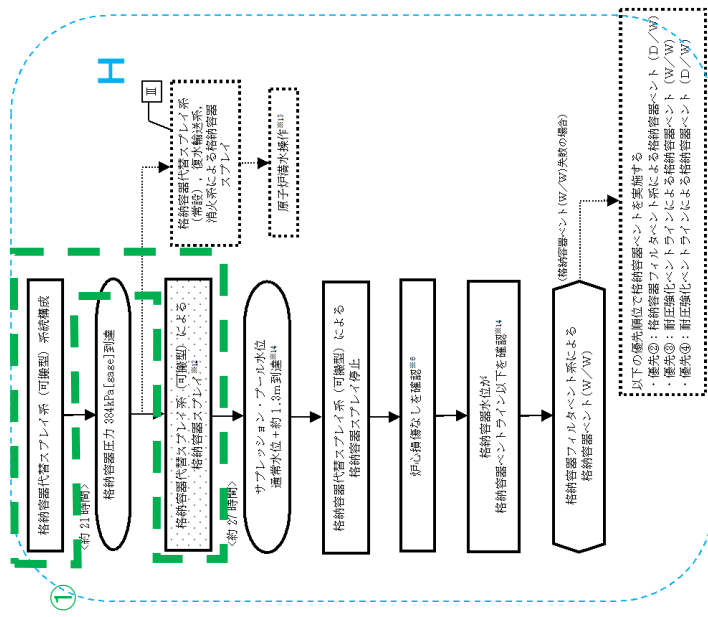


保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
6	格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器内の冷却(交流電源が確保されている場合)※	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	3 12	2時間10分以内

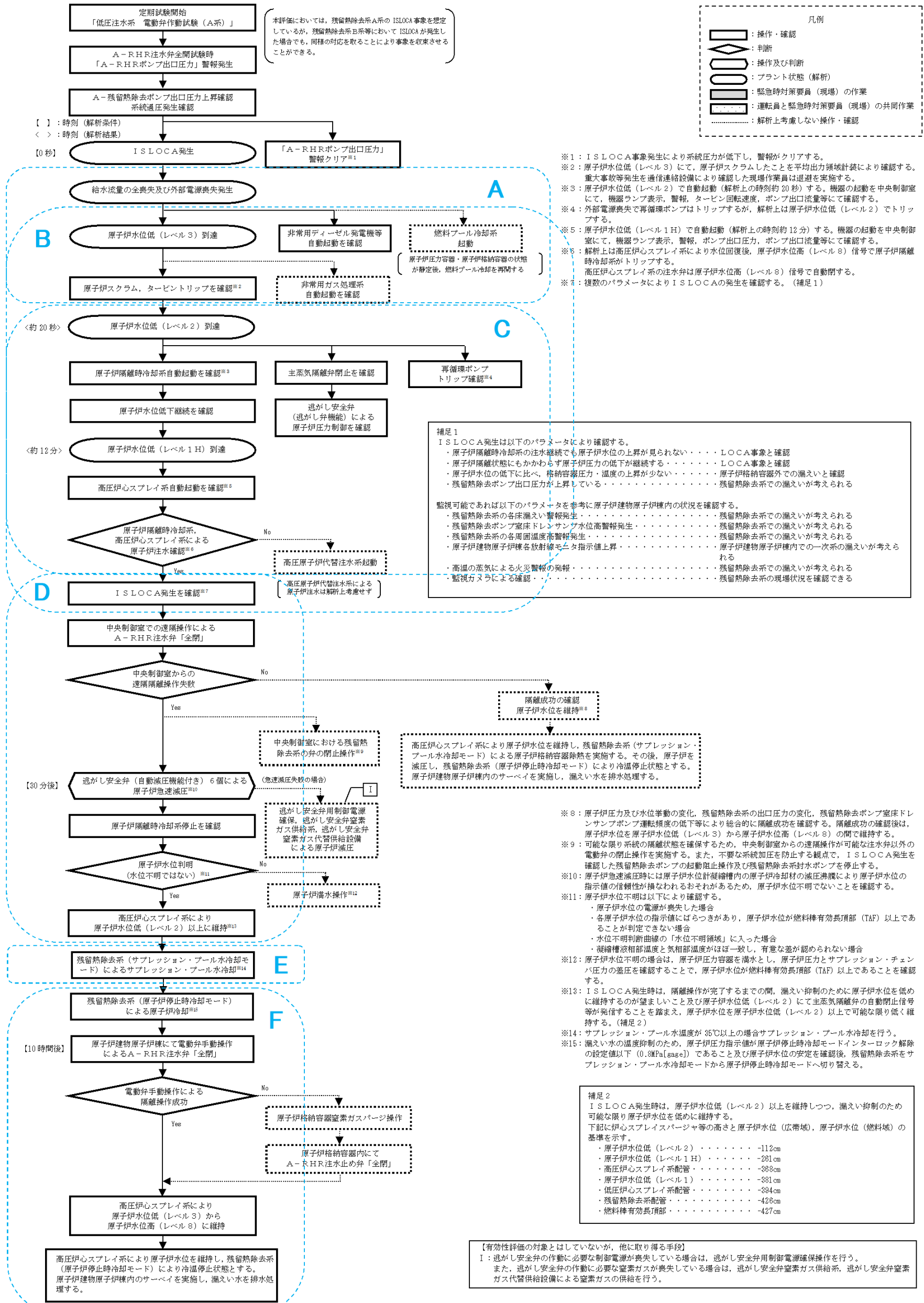
①

※ 有効性評価の重要事故シナエクスに係る対応手段(以下, 本表において同じ。)



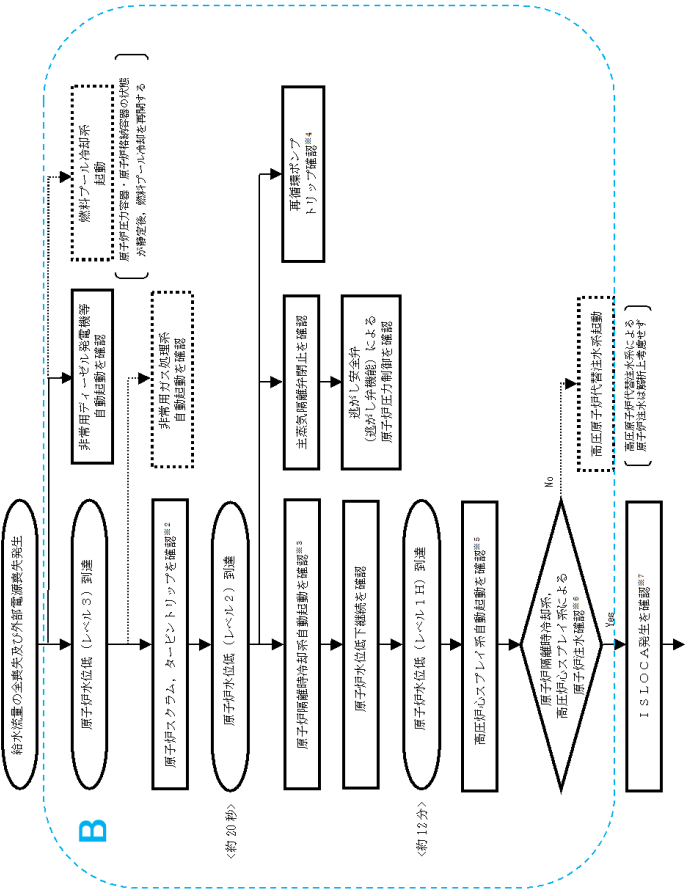
III. 重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理
 9. 「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」の対応手順の概要

第3.1.7-2図 「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」の対応手順の概要



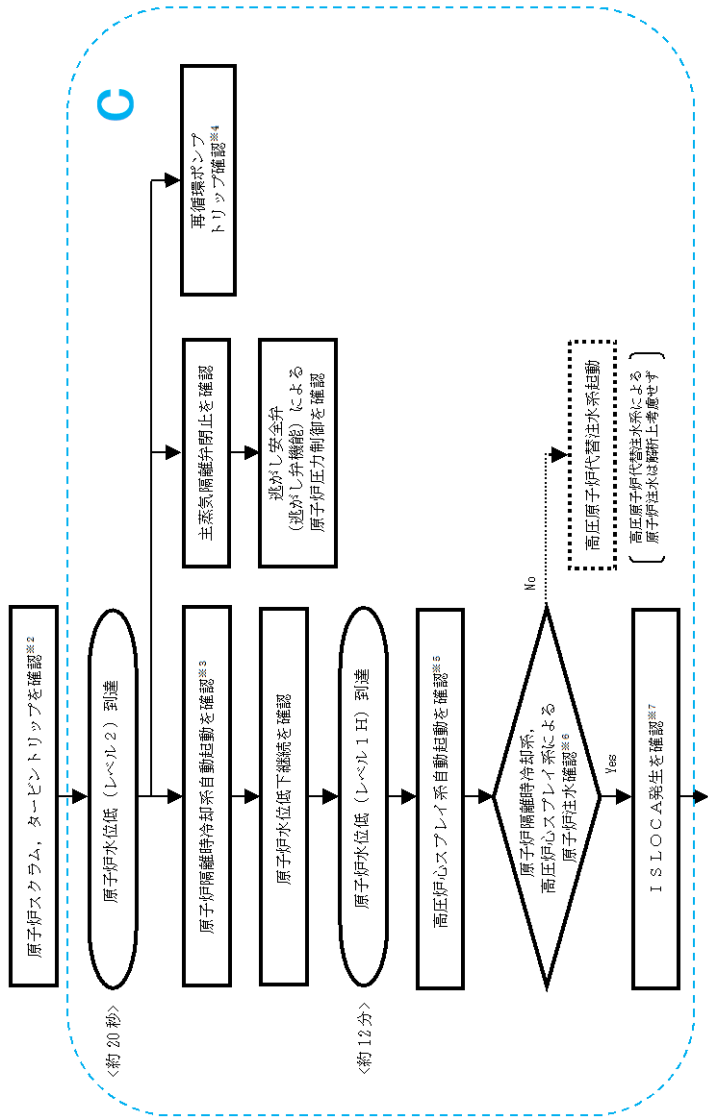
保安規定 添付1

<p>5. 電源制御</p> <p>(1) 交流／直流電源供給回復</p> <p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・交流電源および直流電源の供給を回復し、維持する。 <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合 <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。 <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 非常用ディーゼル発電機</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機の状況を随時把握する。 ・原子炉補機海水系および高圧炉心スプレイ補機海水系の運転状態を随時把握し、非常用ディーゼル発電機の冷却が継続可能であることを確認する。 ・全交流電源喪失となった場合は、可搬型設備による冷却水供給要請、および原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を確認する。全交流電源喪失が継続し格納容器ベント基準に到達した場合は、格納容器フィルタベント系または耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。 <p>B. FLSR, RHAR 電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系および高圧原子炉代替注水系の起動に失敗し高圧・低圧注水機能喪失となった場合には、常設代替交流電源設備により代替所内電気設備を受電し、低圧原子炉代替注水系（常設）および残留熱代替除去系による原子炉注水に必要な設備の電源を確保する。 <p>C. 受電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 <p>D. 給電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備による電源供給を回復させる。 <p>E. 直流電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。 <p>F. 直流電源回復</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 <p>G. 復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設電源設備または非常用電源設備の復旧状況に応じ、継続して電源供給可能な設備に切り替える。 	
--	--



保安規定 添付1

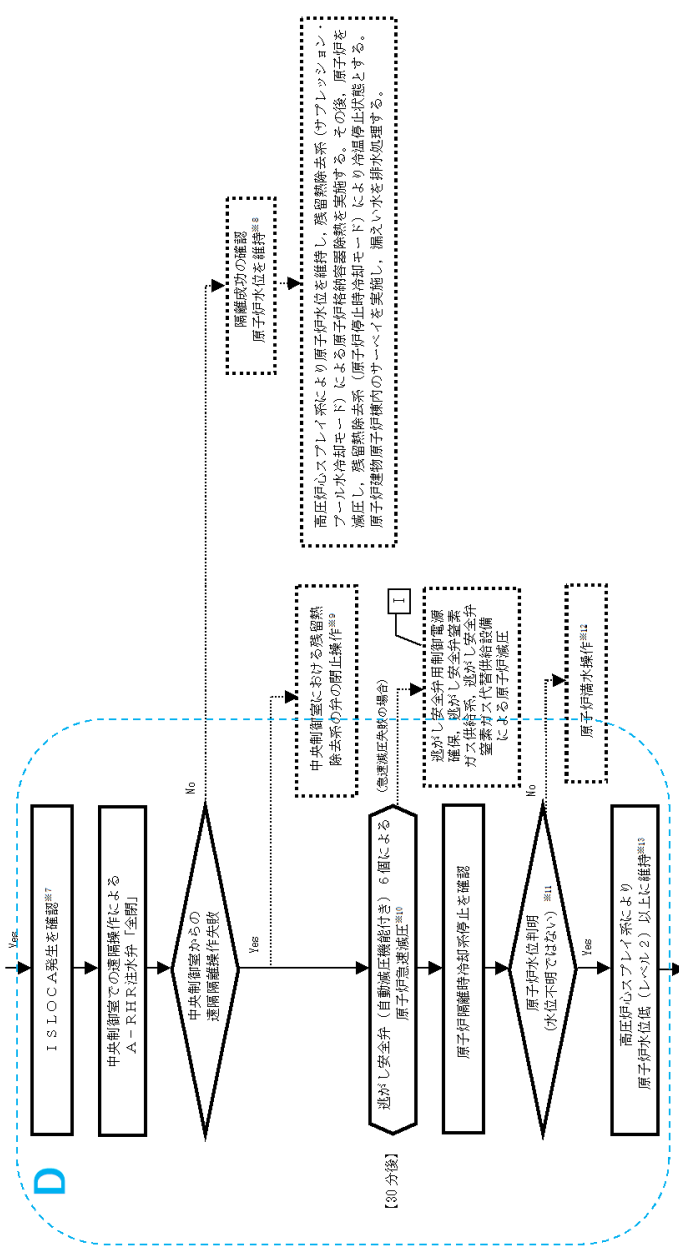
<p>1. 原子炉制御 (3) 水位確保</p>	<p>①目的 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。</p> <p>②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合 ・一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サブレーションチャエンバ圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合 ・不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合 ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合 ・不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合</p> <p>③脱出条件 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合</p>
<p>④基本的な考え方</p>	<p>・原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。</p>
<p>⑤主な監視操作内容</p>	<p>A. 水位確保 ・原子炉水位、原子炉圧力、格納容器隔離ならびに非常用炉心冷却系および非常用ディーゼル発電機の作動を確認する。 ・作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。</p> <p>B. 水位 ・給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系または低圧原子炉代替注水系（可搬型）、制御棒駆動水圧系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。 ・原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に回復、維持できない場合は、大量送水車の接続を要請する。 ・給復水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続した場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上による原子炉注水の準備を行い不測事態「急速減圧」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位が不明の場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。</p>



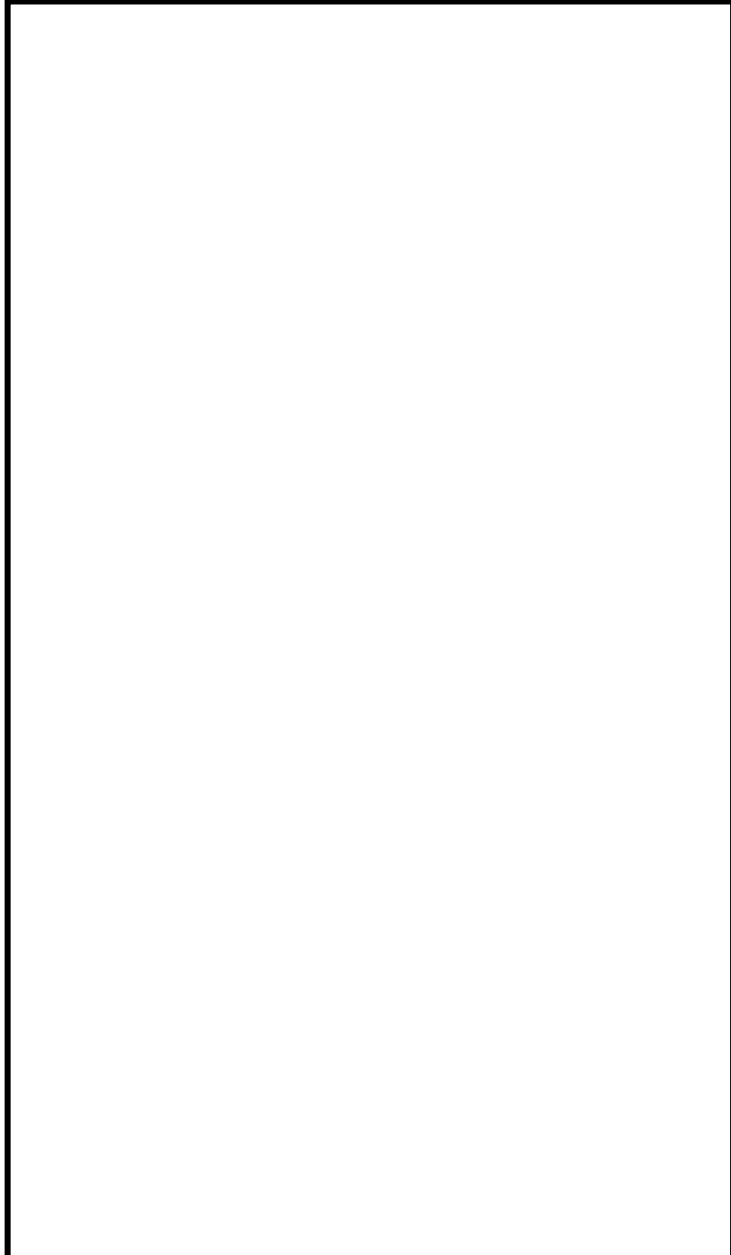
保安規定 添付1

⑤ ① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑪ ⑫ ⑬ ⑭ ⑮ ⑯ ⑰ ⑱ ⑲ ⑳ ㉑ ㉒ ㉓ ㉔ ㉕ ㉖ ㉗ ㉘ ㉙ ㉚ ㉛ ㉜ ㉝ ㉞ ㉟ ㊱ ㊲ ㊳ ㊴ ㊵ ㊶ ㊷ ㊸ ㊹ ㊺ ㊻ ㊼ ㊽ ㊾ ㊿

- ⑤ ① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑪ ⑫ ⑬ ⑭ ⑮ ⑯ ⑰ ⑱ ⑲ ⑳ ㉑ ㉒ ㉓ ㉔ ㉕ ㉖ ㉗ ㉘ ㉙ ㉚ ㉛ ㉜ ㉝ ㉞ ㉟ ㊱ ㊲ ㊳ ㊴ ㊵ ㊶ ㊷ ㊸ ㊹ ㊺ ㊻ ㊼ ㊽ ㊾ ㊿
- G. 一次格納容器制御への導入
・一次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)
 - H. 二次格納容器制御への導入
・二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)

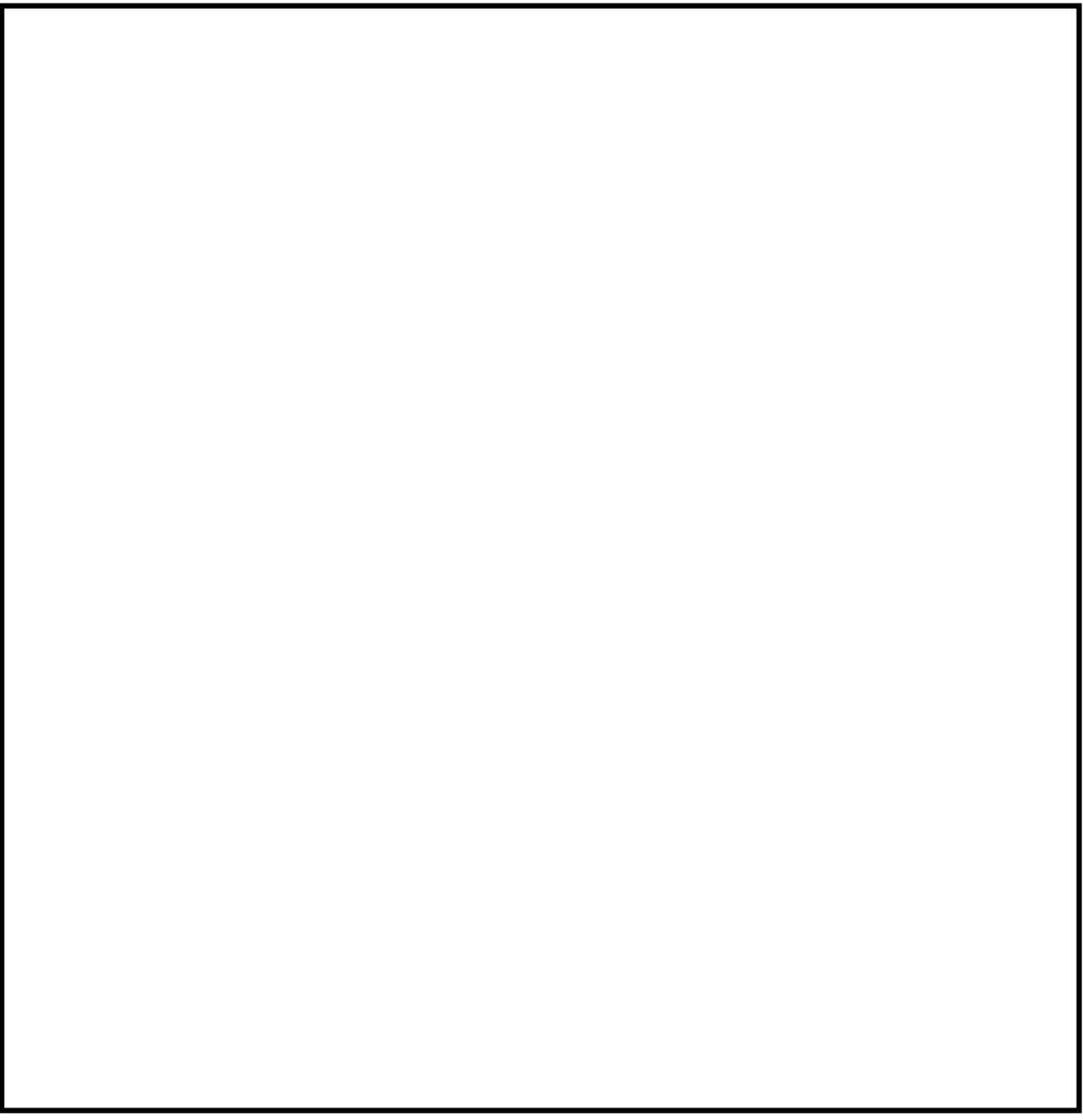
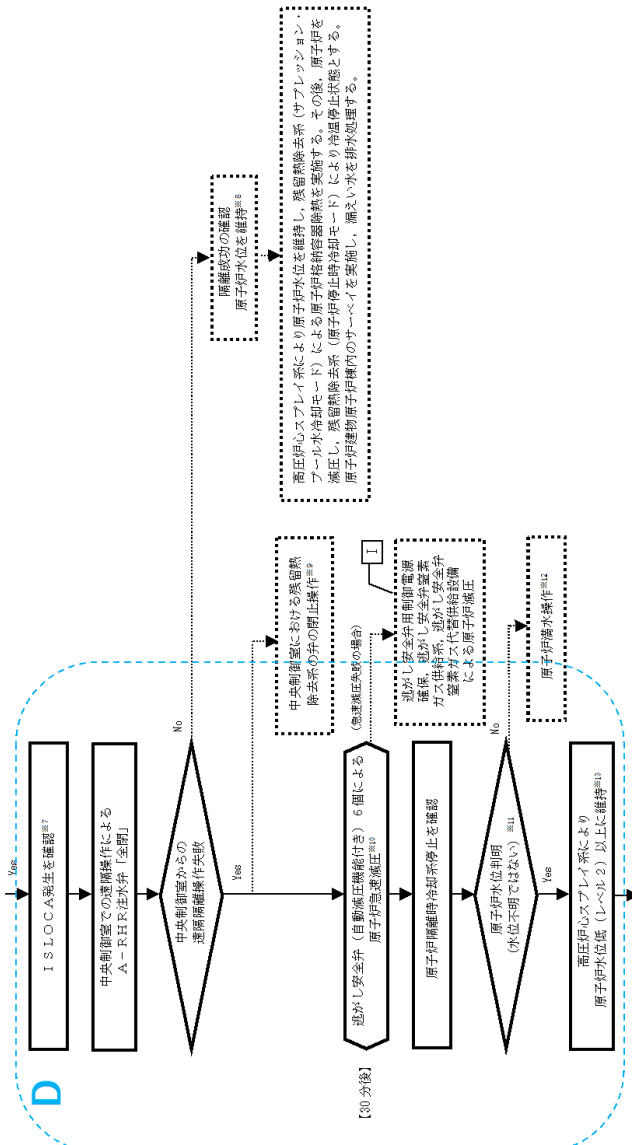


高圧炉心スプレイ系により原子炉水位を維持し、残留熱除去系(クアレーション・プール水冷却モード)による原子炉格納容器熱除去を実施する。その後、原子炉を減圧し、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)により減圧停止状態とする。原子炉建物の原子炉構内のサーベイを実施し、漏えい水を排水処理する。



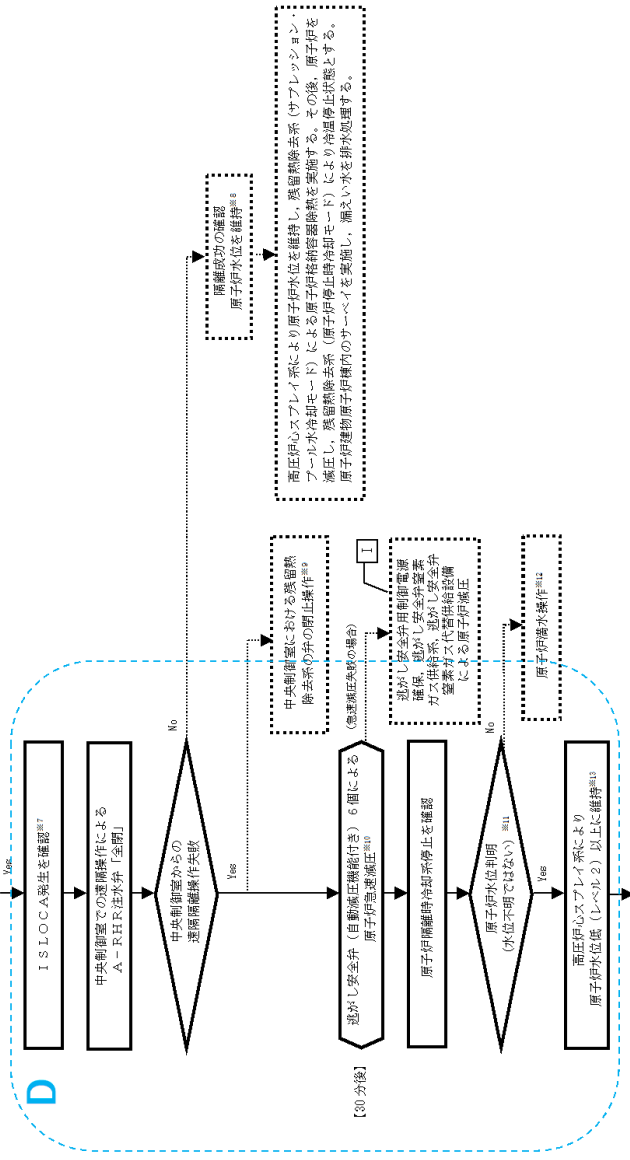
保安規定 添付1

3. 二次格納容器制御 (1) 二次格納施設制御	
① 目的	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器から原子炉棟への漏えいを監視し、制御する。
② 導入条件	<p>③ 脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 漏えい箇所の隔離が成功した場合
③ 脱出条件	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉棟放射線量が警報設定値以上の場合 原子炉棟温度が警報設定値以上の場合 原子炉棟内で漏えいを示す警報が発報した場合
④ 基本的な考え方	<ul style="list-style-type: none"> 一次格納容器外で原子炉冷却材圧力バウンダリの破断が発生した場合、原子炉棟からの退避を指示し中央制御室から速やかに隔離を行う。 隔離されたことが確認できない場合は、非常用ガス処理系を起動した後に原子炉を急速減圧し、原子炉棟への漏えいを抑制する。 原子炉水位は原子炉隔離時冷却系作動水位以上で低めに維持する。 原子炉棟環境を改善し、漏えい箇所の隔離を行う。 「原子炉棟環境」の各制御（「放射線」、「原子炉棟温度」、「原子炉棟水位」）は並行して実施する。 モニタリングポスト指示上昇時または原子炉棟差圧の低下が発生した場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。
⑤ 主な監視操作内容	<p>A. 原子炉圧力</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室から速やかな隔離操作を実施する。 原子炉圧力容器の隔離が確認できず、原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系のみが運転中でない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。 急速減圧後、タービンバイパス弁および主蒸気逃がし安全弁により原子炉棟への漏えいを抑制する。 原子炉圧力容器の隔離が確認できず、原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系のみが運転中の場合は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁もしくはタービンバイパス弁にて原子炉圧力を蒸気駆動設備の運転可能範囲内で低めに維持する。 <p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水に不要な系統を抑制し、原子炉棟への漏えいを抑制する。 破断箇所の水頭圧が低い原子炉水位とするため、原子炉隔離時冷却系作動水位以上で低めに維持する。 <p>C. 原子炉棟環境</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室の環境を維持するため、中央制御室空調換気系を事故時運転モードに切り替え（二次格納容器制御「燃料プール水位・温度制御」から導入の場合を除く。）、非常用ガス処理系を起動する。 原子炉圧力が残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの使用可能圧力以下の場合は、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを起動する。 原子炉棟環境を改善するため、原子炉棟空調換気系および原子炉棟内局所冷却機を起動する。 原子炉棟内の溢水を処理するため、原子炉棟内の排水ポンプを起動する。 各室温度設定値以下かつ原子炉棟放射線レベル設定値以下となり、漏えい箇所の隔離が成功した場合、二次格納施設制御導入前の制御に移行する。



保安規定 添付1

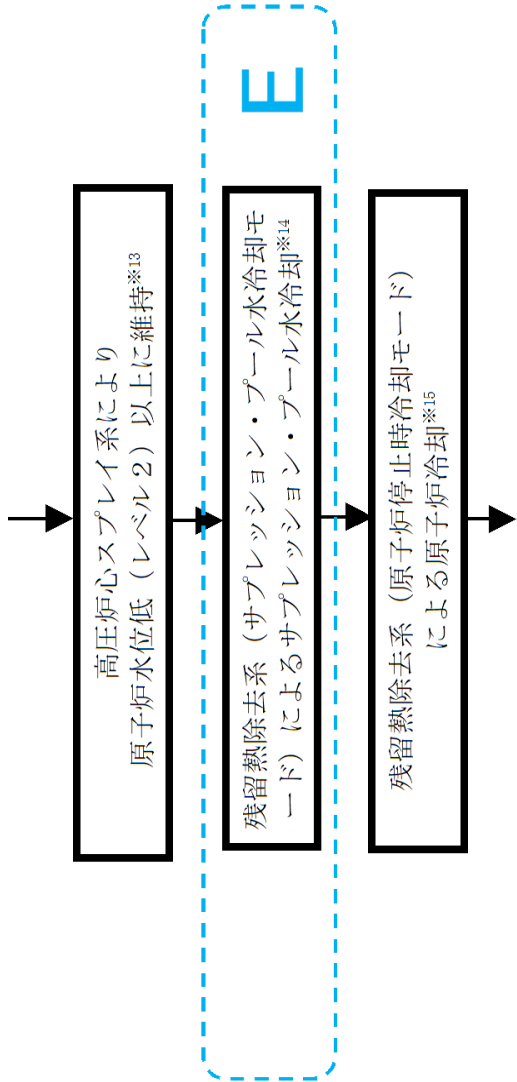
<p>4. 不測事態 (2) 急速減圧</p>	<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉を速やかに減圧する。 <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「水位確保」において、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続し、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上が起動してきた場合 原子炉制御「減圧冷却」において、サブレーションチェンバ水温がサブレーションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サブレーションチェンバ圧力が設計基準事故時最高圧力以上となった場合 一次格納容器制御「ドライウエル温度制御」において、ドライウエル局所温度がドライウエル設計温度に接近した場合、またはドライウエル局所温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度以上にて原子炉スクラム後もドライウエル圧力が上昇して非常用炉心冷却系作動圧力以上でドライウエルスプレイできない場合 不測事態「水位回復」において、給復水系、非常用炉心冷却系が起動せず、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、消火系から1系統以上が起動できた場合 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が下降中で原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が起動できない場合、または起動しても原子炉水位が上昇しない場合 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が起動できない場合 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が作動しているが、最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合 不測事態「水位不明」において、低圧で原子炉へ注水可能な系統、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上が起動できた場合 一次格納容器制御「サブレーションチェンバ水位制御」において、サブレーションチェンバ水位が、真空破壊弁位置から作動差圧相当分の水位を引いた水位に誤差を考慮した値以上になった場合 一次格納容器制御「サブレーションチェンバ水位制御」において、サブレーションチェンバ水位がベント管凝縮限界値以下になった場合 一次格納容器制御「サブレーションチェンバ温度制御」において、サブレーションチェンバ水温がサブレーションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合 <p>①</p> <ul style="list-style-type: none"> 二次格納容器制御「二次格納施設制御」において、漏えい箇所の速やかな隔離に失敗した場合 <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力低下必要時に、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を順次開放して急速減圧する。自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数を開放する。 主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、復水器または原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。 原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」に移行する。 原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要がある。 急速減圧実施中に原子炉へ注水可能な系統が喪失した場合は、急速減圧操作を中断し、原子炉へ注水可能な系統を再起動する。
-----------------------------	---



保安規定 添付1

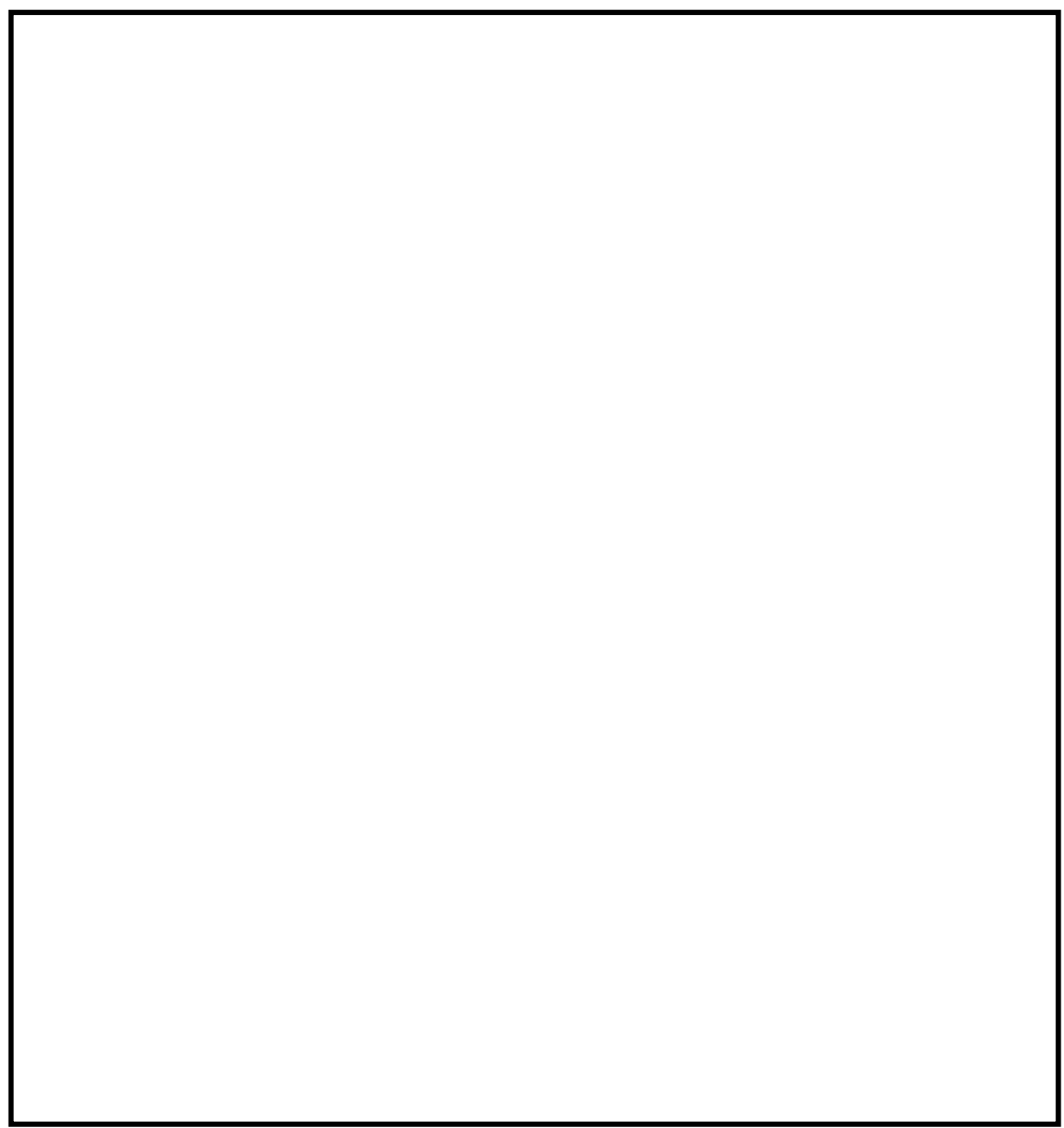
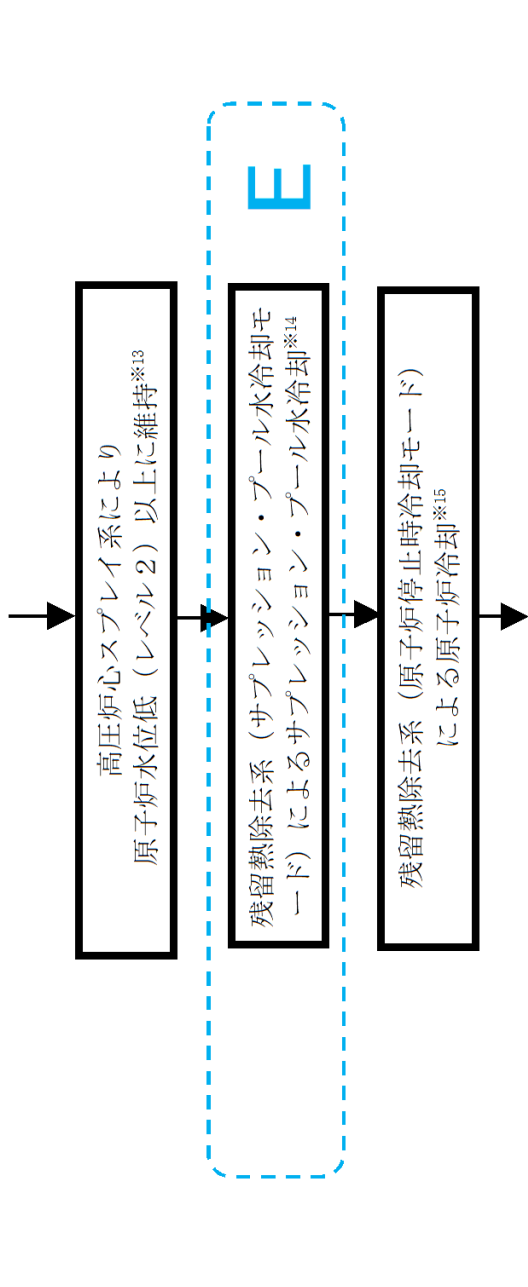
- ⑤主な監視操作内容
- G. 一次格納容器制御への導入
 - ・一次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)
 - H. 二次格納容器制御への導入
 - ・二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。)

①



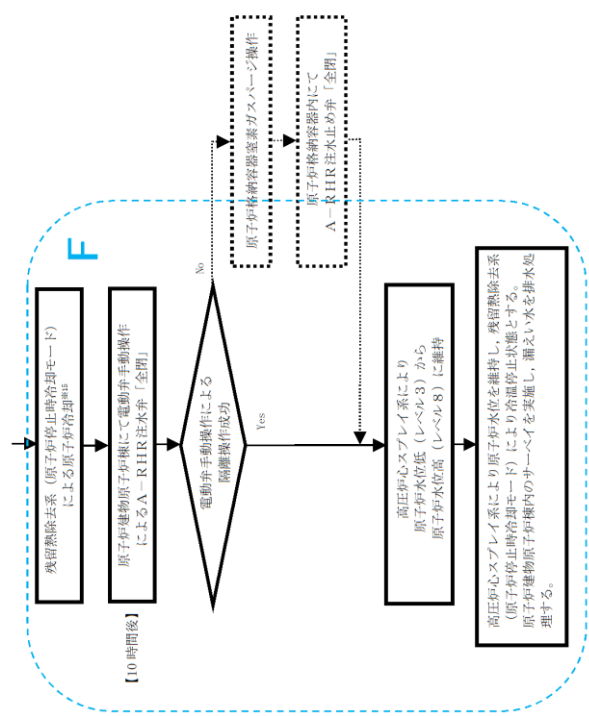
保安規定 添付1

2. 一次格納容器制御 (3) サプレッションチェンバ温度制御	
①目的	<ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバの水温および空間部温度を監視し、制御する。
②導入条件	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合 ・サプレッションチェンバのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合 ・サプレッションチェンバ空間部局所温度がサプレッションチェンバスプレイ起動温度以上の場合 ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合
③脱出条件	<ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバ空間部局所温度の上昇が停止した場所 ・サプレッションチェンバのバルク水温が通常運転時制限温度を超えて手動スクラムした場合、またはサプレッションチェンバスプレイ起動温度以上で手動スクラムした場合 ・サプレッションチェンバ空間部局所温度の上昇が停止した場合
④基本的な考え方	<ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバ水温およびサプレッションチェンバ空間部局所温度が通常運転時制限温度を超え、各制御を実施しても上昇を継続する場合は、直ちに手動スクラムし、原子炉を減圧する。
⑤主な監視操作内容	<p>A. サプレッションチェンバ水温</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバ水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サプレッションチェンバの冷却を開始する。 ・サプレッションチェンバ水温の上昇抑制を行っても、サプレッションチェンバ水温の上昇が継続したら、手動スクラムし、サプレッションチェンバ水温を確認する。サプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」に移行し、サプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」に移行する。 <p>B. サプレッションチェンバ空間部温度</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションチェンバ空間部局所温度がサプレッションチェンバスプレイ起動温度まで上昇したら、サプレッションチェンバスプレイを実施する。 ・サプレッションチェンバ空間部局所温度の上昇抑制を行っても、サプレッションチェンバ空間部局所温度の上昇が継続した場合は、手動スクラムする。サプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合は原子炉制御「減圧冷却」に移行し、サプレッションチェンバ熱容量制限図の運転禁止範囲に入った場合は不測事態「急速減圧」に移行する。



保安規定 添付1

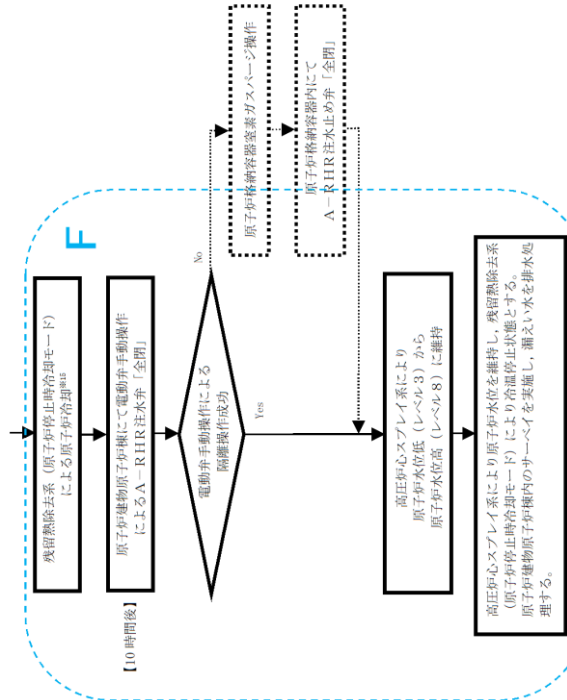
<p>3. 二次格納容器制御 (1) 二次格納施設制御</p>	
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器から原子炉棟への漏えいを監視し、制御する。 	
<p>② 導入条件</p> <p>下記条件が複数該当し、原子炉手動スクラムした場合</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉棟放射線量が警報設定値以上の場合 原子炉棟温度が警報設定値以上の場合 原子炉棟内で漏えいを示す警報が発報した場合 	<p>③ 脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 漏えい箇所の隔離が成功した場合
<p>④ 基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 一次格納容器外で原子炉冷却材圧力バウンダリの破断が発生した場合、原子炉棟からの退避を指示し中央制御室から速やかに隔離を行う。 隔離されたことが確認できない場合は、非常用ガス処理系を起動した後に原子炉を急速減圧し、原子炉棟への漏えいを抑制する。 原子炉水位は原子炉隔離時冷却系作動水位以上で低めに維持する。 原子炉棟環境を改善し、漏えい箇所の隔離を行う。 「原子炉棟環境」の各制御（「放射線」、「原子炉棟水位」、「原子炉温度」）は並行して実施する。 モニタリングポスト指示上昇時または原子炉棟差圧の低下が発生した場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。 	
<p>⑤ 主な監視操作内容</p> <p>A. 原子炉圧力</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室から速やかな隔離操作を実施する。 原子炉圧力容器の隔離が確認できず、原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系のみが運転中でない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。 急速減圧後、タービンバイパス弁および主蒸気逃がし安全弁により原子炉棟への漏えいを抑制する。 原子炉圧力容器の隔離が確認できず、原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系のみが運転中の場合は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁もしくはタービンバイパス弁にて原子炉圧力を蒸気駆動設備の運転可能範囲内で低めに維持する。 <p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉注水に不要なシステムを抑制し、原子炉棟への漏えいを抑制する。 破断箇所の水頭圧が低い原子炉水位とするため、原子炉隔離時冷却系作動水位以上で低めに維持する。 <p>C. 原子炉棟環境</p> <ul style="list-style-type: none"> 中央制御室の環境を維持するため、中央制御室空調換気系を事故時運転モードに切り替え（二次格納容器制御「燃料プール水位・温度制御」から導入の場合を除く）、非常用ガス処理系を起動する。 原子炉圧力が残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの使用可能圧力以下の場合には、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを起動する。 原子炉棟環境を改善するため、原子炉棟空調換気系および原子炉棟内局所冷却機を起動する。 原子炉棟内の溢水を処理するため、原子炉棟内の排水ポンプを起動する。 各室温度設定値以下かつ原子炉棟放射線レベル設定値以下となり、漏えい箇所の隔離が成功した場合は、二次格納施設制御導入前の制御に移行する。 	



- ①
- ②
- ③
- ④
- ⑤

保安規定 添付1

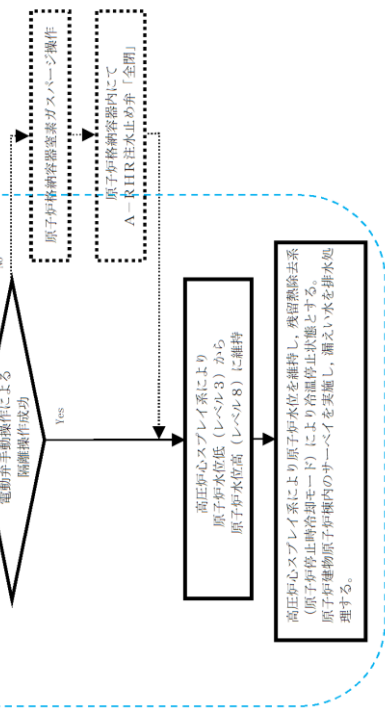
<p>1. 原子炉制御 (1) スクラム</p> <p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉を停止する。 十分な炉心冷却状態を維持する。 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。) <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム信号が発生した場合 手動スクラムした場合 各制御の脱出条件が成立した場合 <p>③脱出条件</p>	<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。 二次格納容器制御「二次格納施設制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。 <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 原子炉出力</p> <ul style="list-style-type: none"> 「自動スクラム」警報の発信を確認する。 全制御棒挿入状態を確認する。 平均出力領域計装の指示を確認する。 スクラム排出水容器ドレン弁、ベント弁の全閉を確認する。 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムおよび代替制御棒挿入機能の動作を行う。 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 全制御棒が全挿入位置であることを確認し、全挿入位置を確認できない場合に1本のみ制御棒が未挿入であることを確認し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」に移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も原子炉制御「反応度制御」で行う。 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態および速度を確認する。 中性子源領域計装検出器および中間領域計装および中間領域計装により、原子炉未臨界を確認する。 平均出力領域計装、中性子源領域計装および中間領域計装により、原子炉未臨界を確認する。 <p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を確認する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合は、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 タービン駆動給水ポンプを停止し、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(一要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動動作する。(原子炉隔離時冷却系が自動動作した場合は不要) 原子炉水位が非常用炉心冷却系動作水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系(常設)、低圧原子炉代替注水系(可搬型)、復水輸送系、消火系または制御棒駆動水圧系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、大量送水車の接続を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。 原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
---	--



保安規定 添付1

- ⑤ 主な監視操作内容
- 原子炉水位が有効燃料頂部に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
 - 原子炉水位を連続的に監視する。

①



- C. 原子炉圧力**
- 原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
 - 主蒸気隔離弁が開の場合は、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認する。
 - 原子炉圧力制御が正常でない場合または復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を全閉し、原子炉を隔離する。
 - 主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合は、一次格納容器制御「サブプレッションチェーン温度制御」に移行する。
 - 主蒸気隔離弁が閉の場合は、主蒸気逃がし安全弁を開いて、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。なお、復水器が使用可能である場合は、主蒸気ドレン弁により調整してもよい。
 - 主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブプレッションチェーンの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブプレッションチェーン冷却を行う。
 - 原子炉圧力をタービンバイパスまたは主蒸気逃がし安全弁により原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力まで減圧し、原子炉隔離時冷却系を停止する。
 - 原子炉圧力を残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを起動する。
 - 主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

- D. タービン・電源**
- 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。(タービン自動トリップの場合は不要。)
 - タービントリップ状態、発電機トリップ状態を確認する。
 - 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部または全部が確保されない場合は、「交流/直流電源供給回復」に移行する。
 - 主蒸気隔離弁が開の場合は、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器およびグラブドシールドの切替により復水器真空度を維持する。
 - 原子炉圧力制御が正常でない場合は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を全閉し原子炉を隔離する。
 - タービン、発電機の停止状態を確認する。

- E. モニタ確認**
- 各種放射線モニタの指示を確認する。
 - 各種放射線モニタの指示の異常が確認された場合は、「復旧」操作に移行せず原因の調査を実施する。

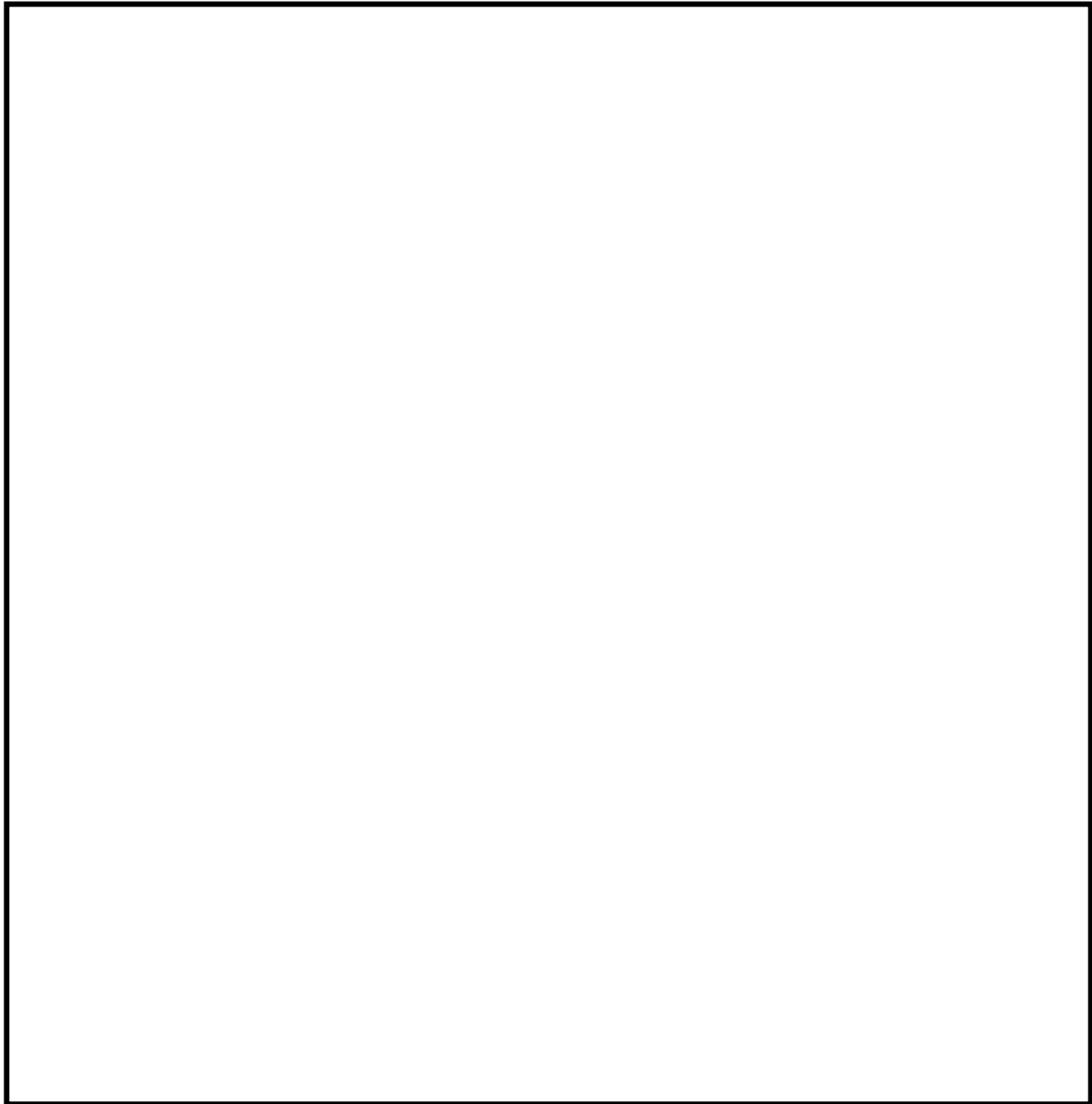
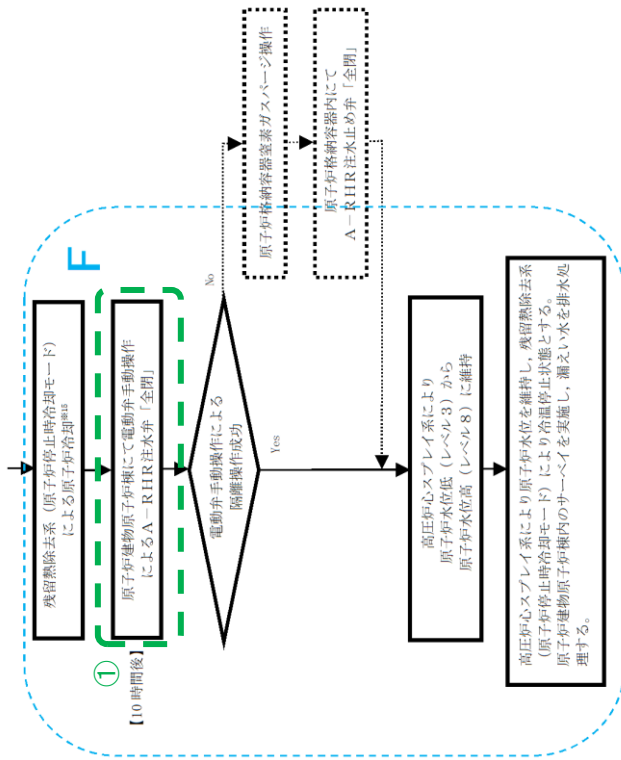
- F. 復旧**
- 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
 - 格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
 - 原子炉圧力等の主要パラメータが安定していることを確認する。
 - 格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
 - 原子炉浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉棟空調換気系を起動し、非常用力処理系を停止する。
 - 主蒸気隔離弁が閉している場合は、開可能であれば均圧後、主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉を減圧する。
 - 原子炉スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
 - 原子炉再循環ポンプが停止した場合は、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
 - 原子炉を冷温停止する。

保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
3	インターフェイスシステムLOCA発生時の対応（現場での隔離操作）※	運転員 （中央制御室、現場）	3	10時間以内

①

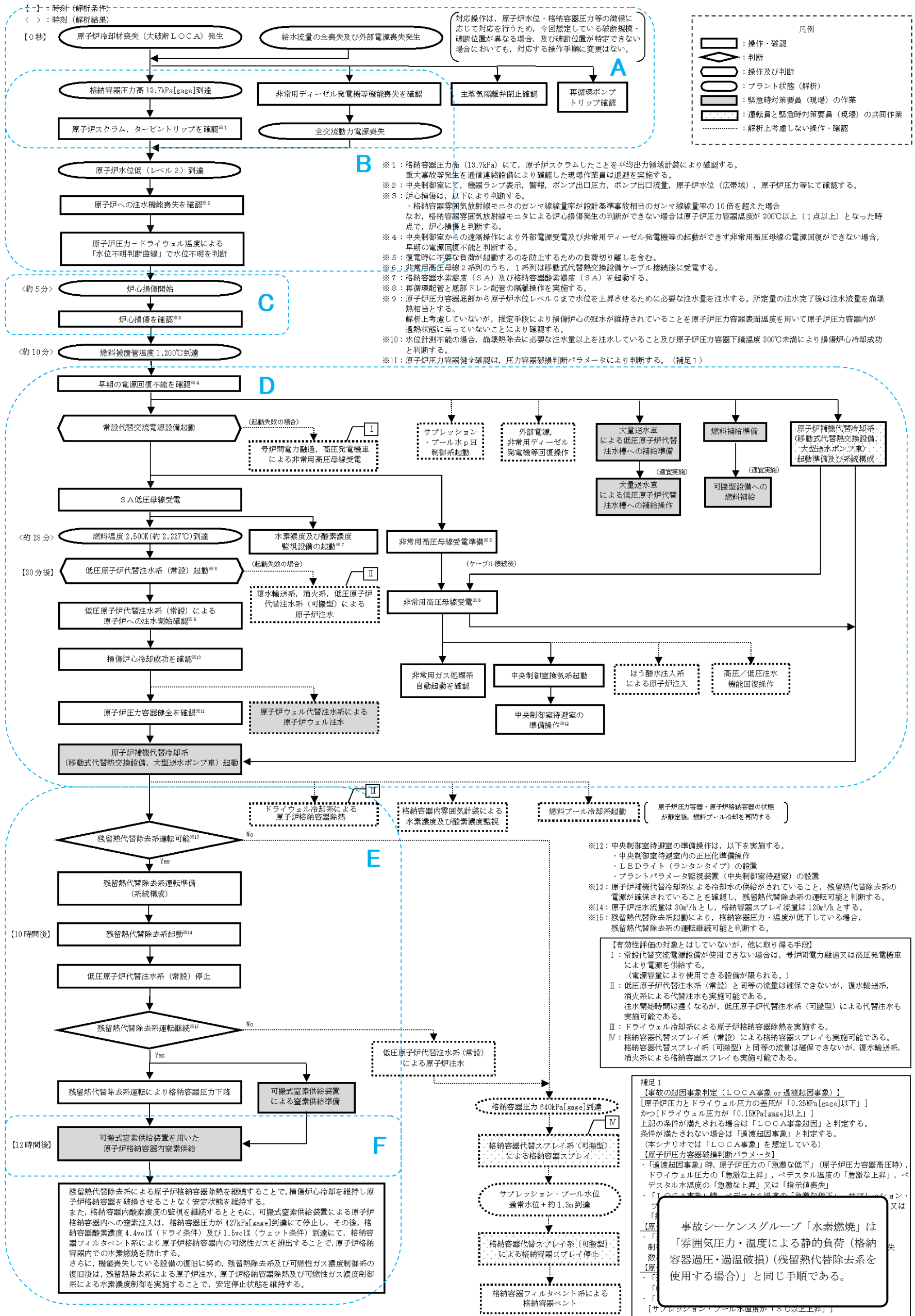
※ 有効性評価の重要事故シナリオに係る対応手段（以下、本表において同じ。）

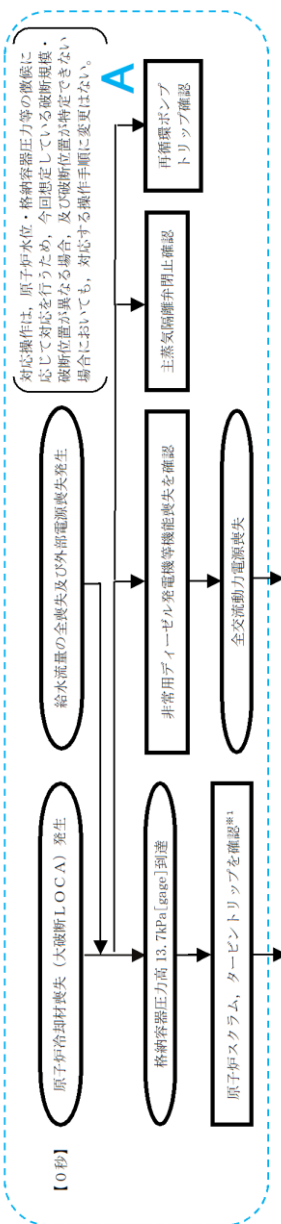


III. 重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理

10. 「雰困気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の対応手順の概要(残留熱代替除去系を使用する場合)
「水素燃焼」

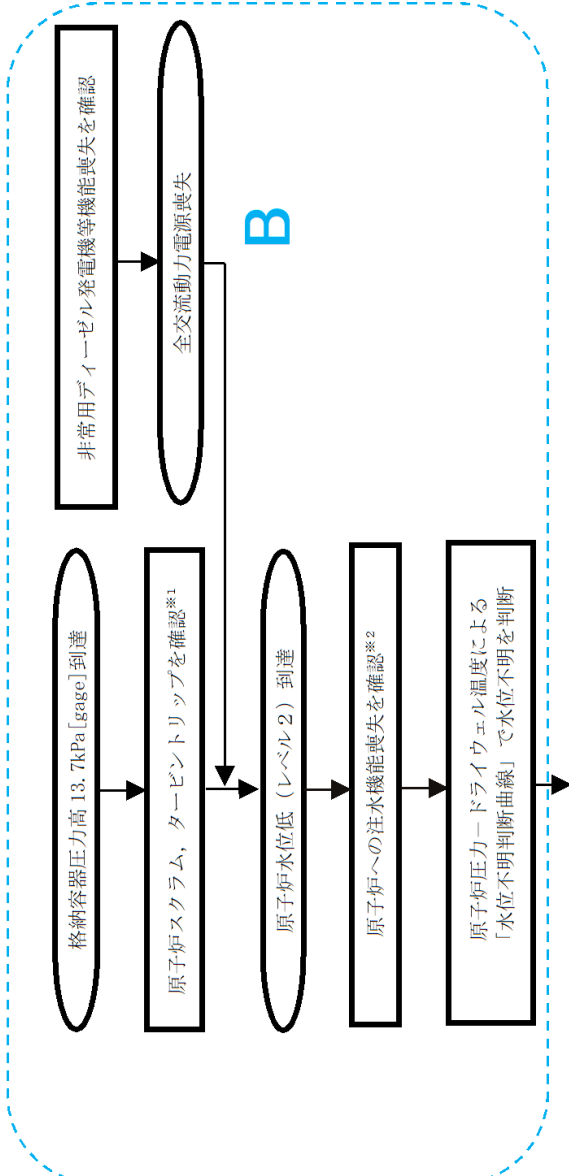
第3.2.1.2-2図 「雰困気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の対応手順の概要(残留熱代替除去系を使用する場合)





保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御 (1) スクラム</p>	<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉を停止する。 十分な炉心冷却状態を維持する。 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。) <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム信号が発生した場合 手動スクラムした場合 各制御の脱出条件が成立した場合 <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。 二次格納容器制御「二次格納施設制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。 <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 原子炉出力</p> <ul style="list-style-type: none"> 「自動スクラム」警報の発信を確認する。 全制御棒挿入状態を確認する。 平均出力領域計装の指示を確認する。 スクラム排出水容器ドレン弁、ベント弁の全閉を確認する。 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムおよび代替制御棒挿入機能の動作を行う。 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 全制御棒が全挿入位置であることを確認し、全挿入位置を確認できない場合に1本のみ制御棒が未挿入であることを確認し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」に移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も原子炉制御「反応度制御」で行う。 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態および速度を確認する。 中性子源領域計装検出器および中間領域計装検出器を炉心内に挿入する。 平均出力領域計装、中性子源領域計装および中間領域計装により、原子炉未臨界を確認する。 <p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を確認する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合は、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 タービン駆動給水ポンプを停止し、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(一要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自作動した場合は不要) 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系(常設)、低圧原子炉代替注水系(可搬型)、復水輸送系、消火系または制御棒駆動水圧系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、大量送水車の接続を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。 原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
------------------------------	---



保安規定 添付1

⑤ 主な監視操作内容

- ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
- ・原子炉水位を連続的に監視する。

C. 原子炉圧力

- ・原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
- ・主蒸気隔離弁が開の場合は、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認する。
- ・原子炉圧力制御が正常でない場合は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を全閉し、原子炉を隔離する。
- ・主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合は、一次格納容器制御「サブレーション温度制御」に移行する。
- ・主蒸気隔離弁が閉の場合は、主蒸気逃がし安全弁を開いて、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。なお、復水器が使用可能である場合は、主蒸気ドレン弁により調整してもよい。
- ・主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブレーションの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブレーションチェンバ冷却を行う。
- ・原子炉圧力をタービンバイパスまたは主蒸気逃がし安全弁により原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力まで減圧し、原子炉隔離時冷却系を停止する。
- ・原子炉圧力を残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを起動する。
- ・主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D. タービン・電源

- ・原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。(タービン自動トリップの場合は不要。)
- ・タービントリップ状態、発電機トリップ状態を確認する。
- ・所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部または全部が確保されない場合は、「交流/直流電源供給回復」に移行する。
- ・主蒸気隔離弁が開の場合は、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器およびグラウンドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- ・原子炉圧力制御が正常でない場合は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を全閉し原子炉を隔離する。
- ・タービン、発電機の停止状態を確認する。

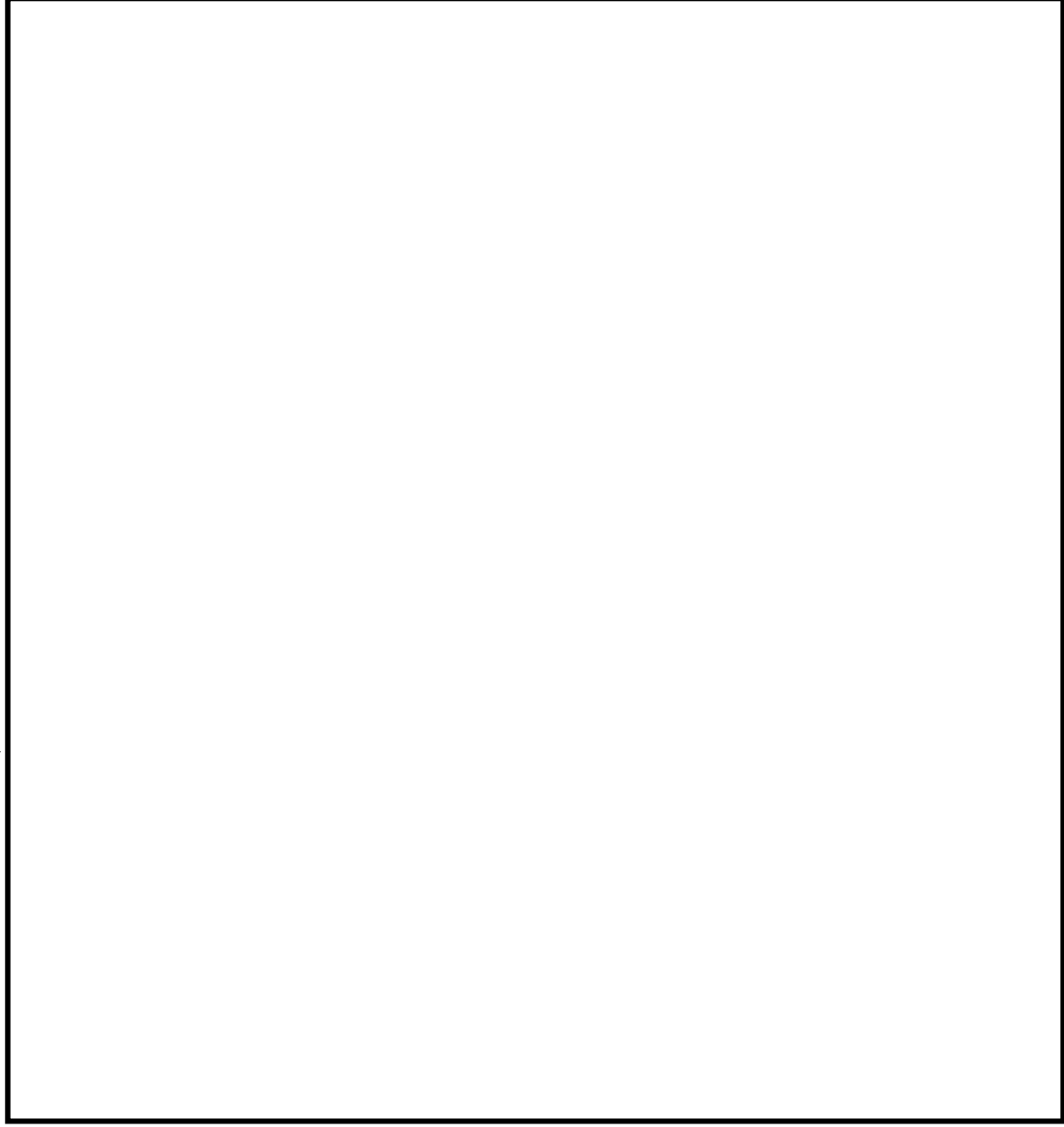
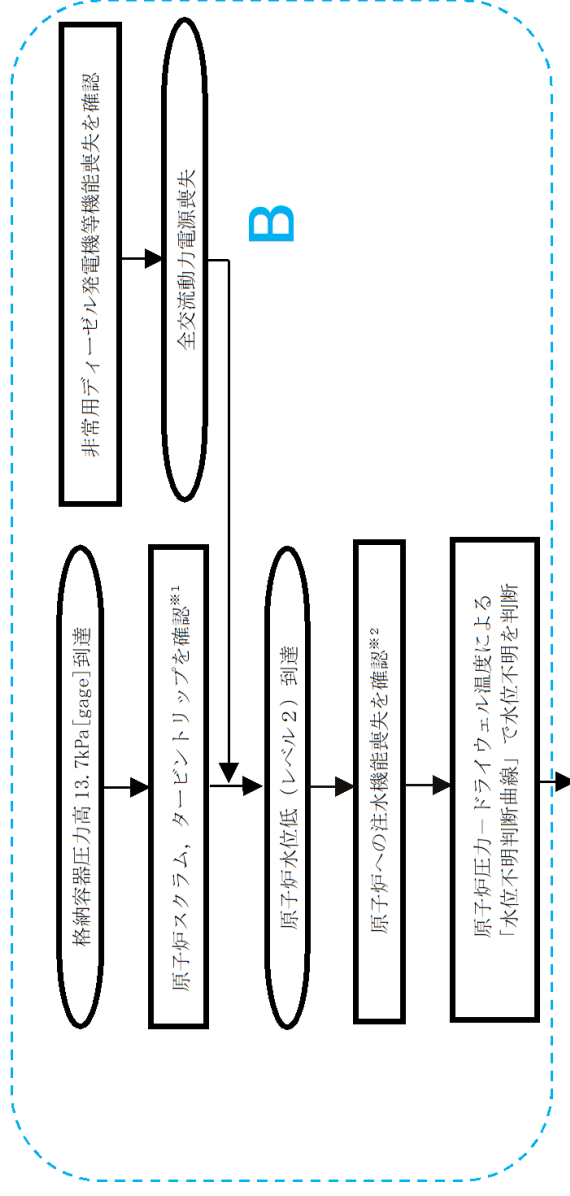
E. モニタ確認

- ・各種放射線モニタの指示を確認する。
- ・各種放射線モニタの指示の異常が確認された場合は、「復旧」操作に移行せず原因の調査を実施する。

F. 復旧

- ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- ・格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- ・原子炉圧力等の主要パラメータが安定していることを確認する。
- ・格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- ・原子炉浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉棟空調換気系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- ・主蒸気隔離弁が閉している場合は、開可能であれば均圧後、主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉を減圧する。
- ・原子炉スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- ・原子炉再循環ポンプが停止した場合は、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
- ・原子炉を冷温停止する。

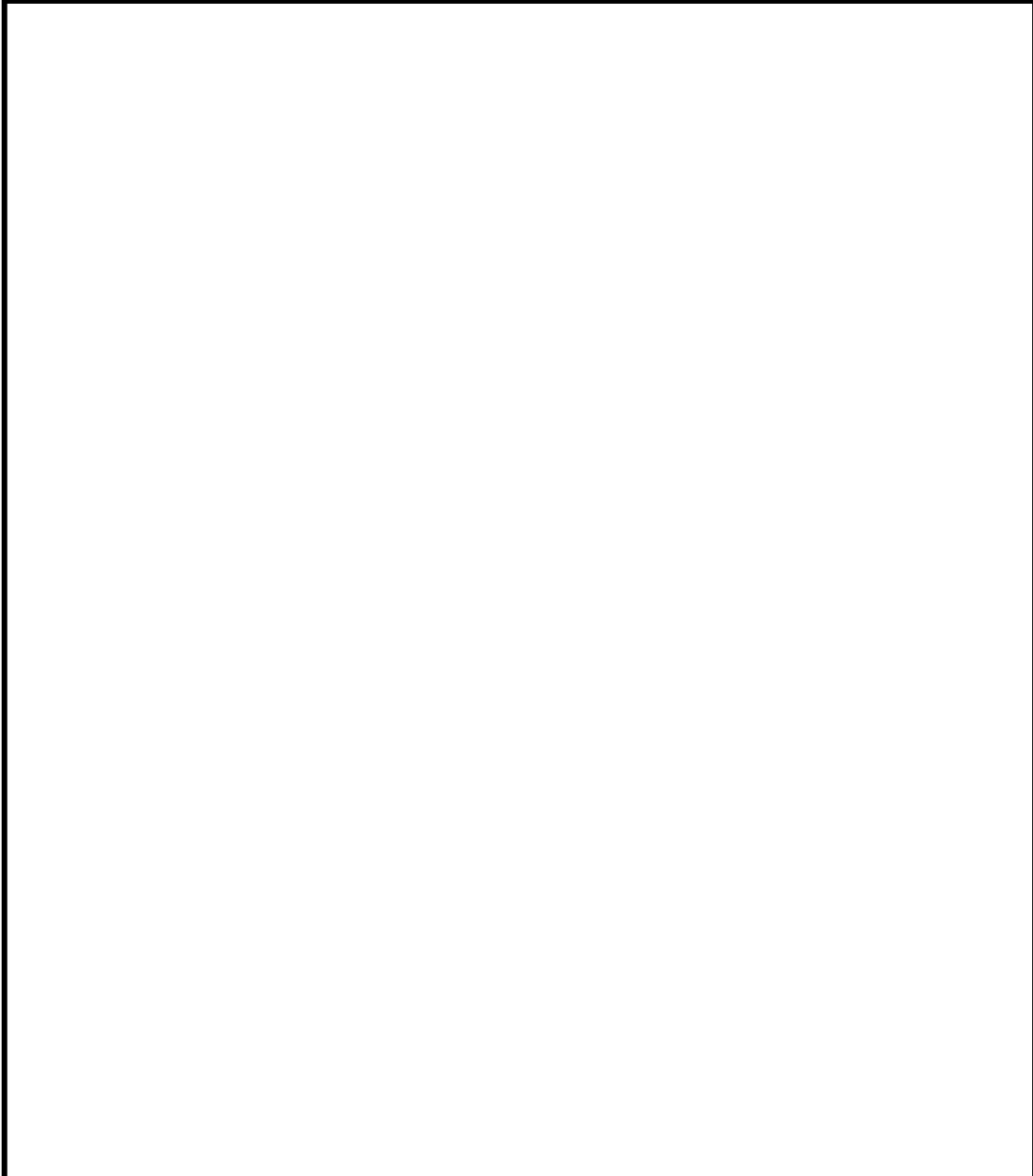
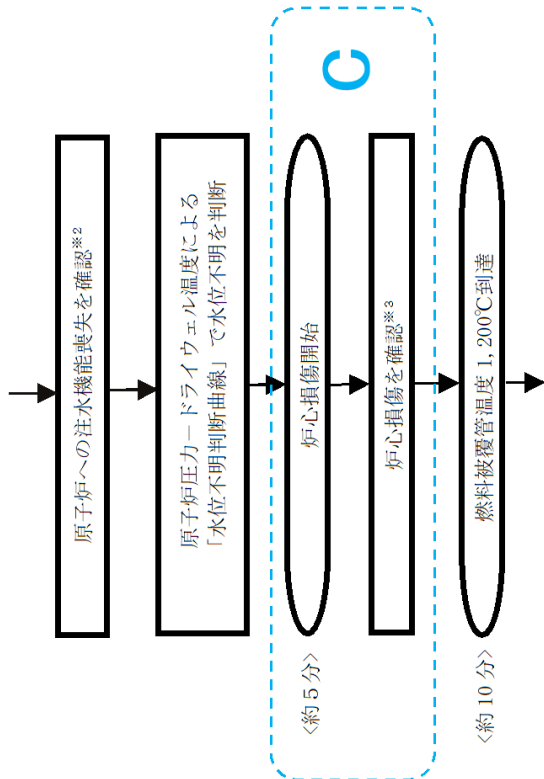
①
②
③



保安規定 添付1

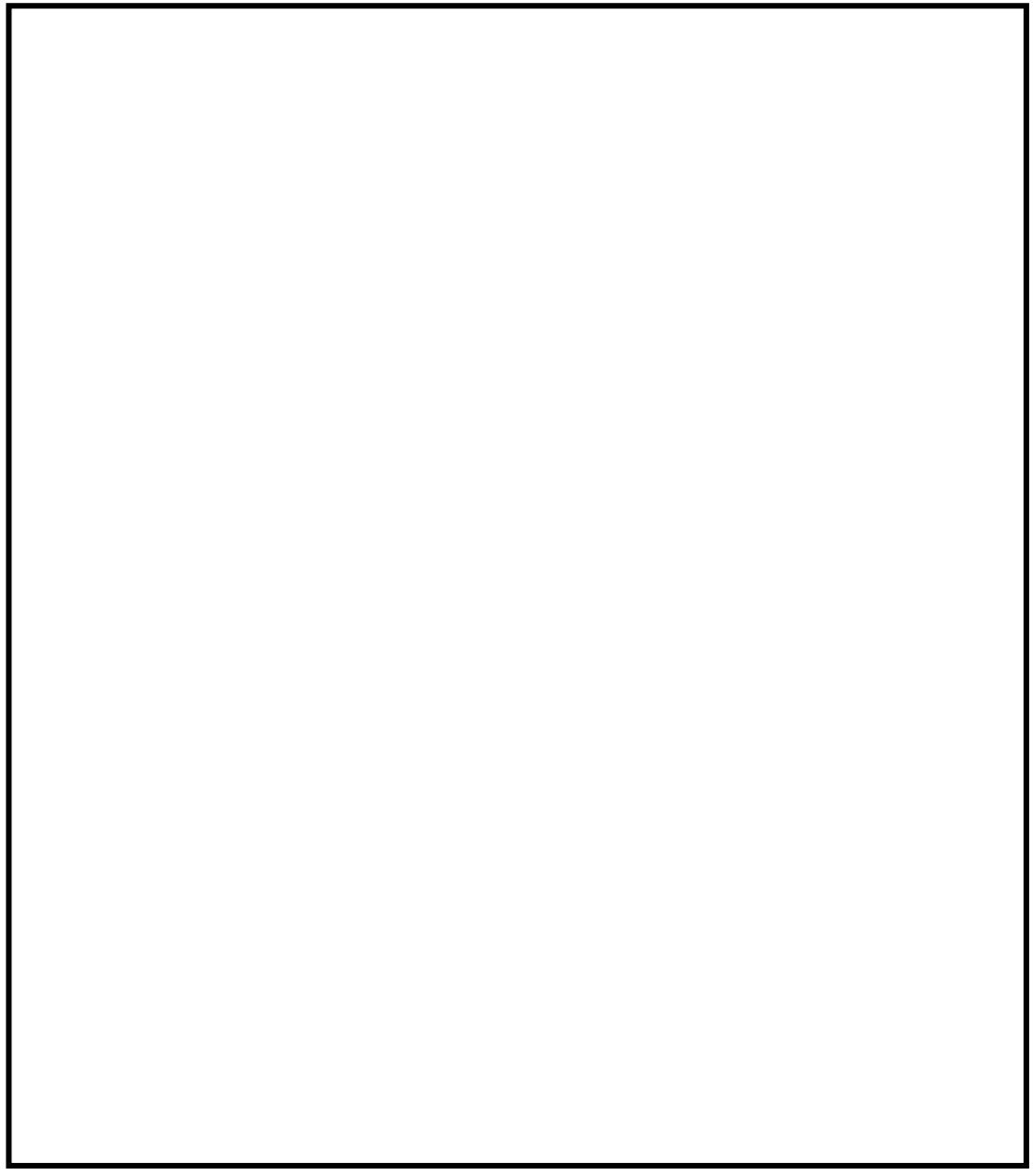
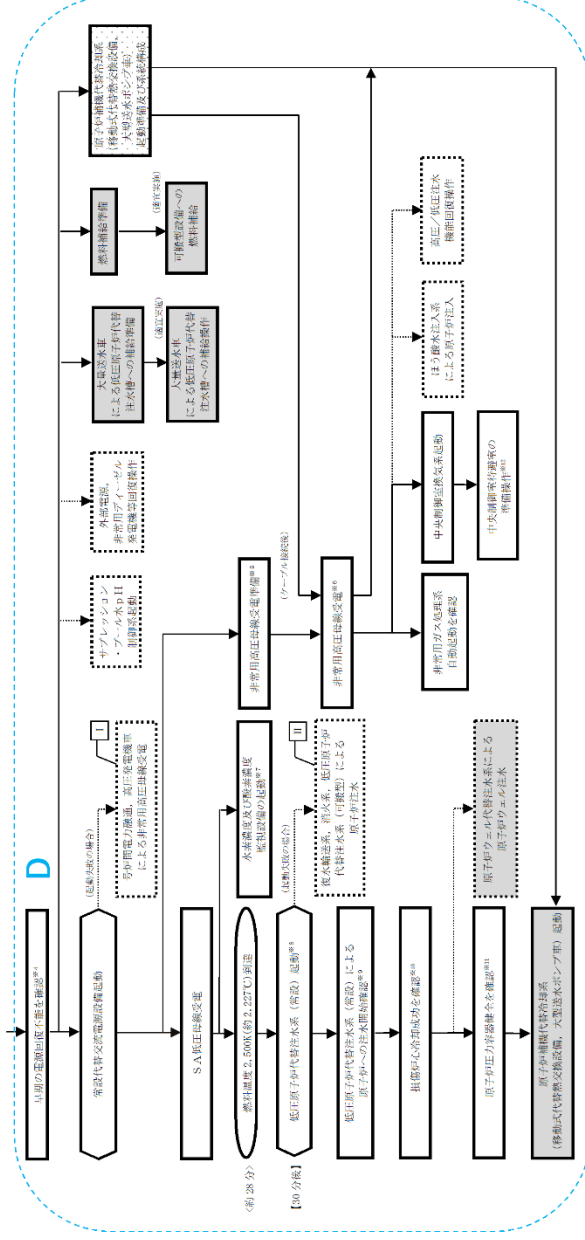
<p>4. 不測事態 (3) 水位不明</p>	<p>①目的 ・原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。</p> <p>②導入条件 ・原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。 ・原子炉制御「反応度制御」を除き、原子炉制御「スクラム」の他全ての制御において、原子炉水位が不明になった場合 ・原子炉制御「反応度制御」水位不明を実施中に、全ての制御棒が全挿入位置または最大未臨界引抜位置まで挿入された場合 ・一次格納容器制御「ドライウエル温度制御」において、ドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合 ・不測事態「急速減圧」において、原子炉水位が判明しない場合、またはドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合</p> <p>④基本的な考え方 ・原子炉水位不明時に、給復水系、非常用炉心冷却系、または低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、消火系を使用した原子炉注水操作を行い、さらに原子炉圧力を目安にした原子炉注水操作を行う。 ・原子炉注水操作は、使用可能な全ての注水系のうち、1系統以上を起動させ、原子炉圧力とサブレシジョン Cheney 圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上になるように注水操作を行う。 ・原子炉水位が判明した場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。</p> <p>⑤主な監視操作内容 A. 注水確保 ・水位不明時刻を記録する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上作動した場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統も作動しない場合は、原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系を起動させる。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統も作動しない場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上を起動させ、不測事態「急速減圧」に移行する。</p> <p>B. 満水注入 ・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が1弁以上開放、「水位計復旧」において最許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明しない場合は、主蒸気隔離弁、主蒸気ドレン弁ならびに原子炉隔離時冷却系および原子炉浄化系の隔離弁を全閉し、「満水注入」を行う。 ・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が1弁も開放できない場合は、給復水系、高圧炉心スプレイス系、低圧炉心スプレイス系、低圧注水系、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、制御棒駆動水圧系、消火系を使用して原子炉への注水維持を行うとともに、主蒸気隔離弁、主蒸気ドレン弁ならびに原子炉隔離時冷却系および原子炉浄化系の隔離弁を開けることにより、原子炉を減圧する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、いずれか1系統を使用して原子炉へ注水し、注水流量を増加して原子炉を加圧し、原子炉圧力容器満水確認用適正弁数以下の主蒸気逃がし安全弁を開放して原子炉圧力をサブレシジョン Cheney 圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・原子炉圧力をサブレシジョン Cheney 圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、原子炉への注水流量を増加させて、原子炉圧力をサブレシジョン Cheney 圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動しても、原子炉圧力をサブレシジョン Cheney 圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、主蒸気逃がし安全弁の開度を原子炉圧力容器満水確認用最少必要弁数まで減らし、原子炉圧力をサブレシジョン Cheney 圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動し、主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持のみ開いても、原子炉圧力をサブレシジョン Cheney 圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、他の代替確認方法にて満水を確認する。 ・他の代替確認方法によっても原子炉圧力容器満水が確認できない場合には、主蒸気逃がし安全弁を6弁開とし、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、制御棒駆動水圧系、消火系を起動し、原子炉水位をできるだけ上昇させる。</p>
-----------------------------	---

①



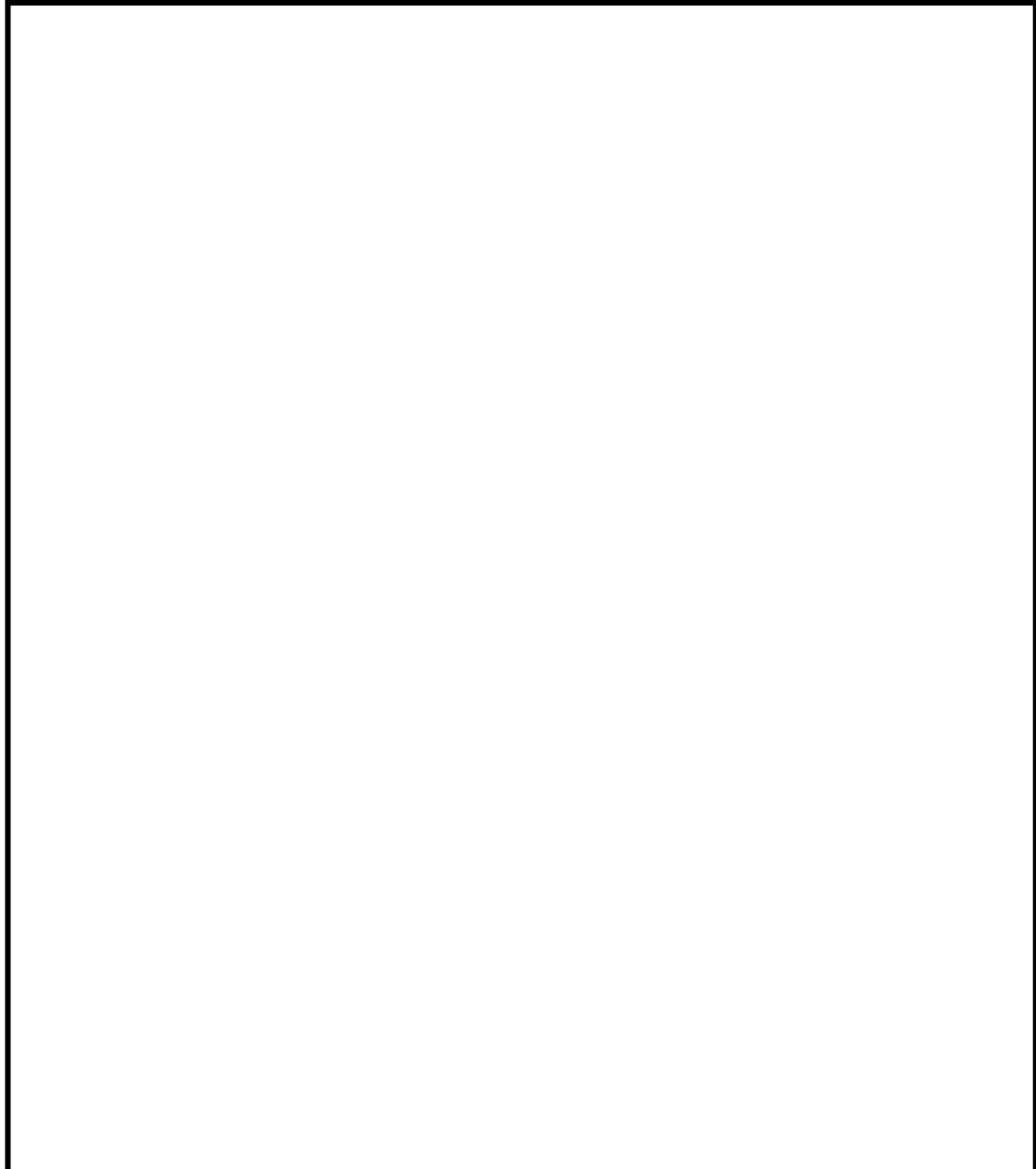
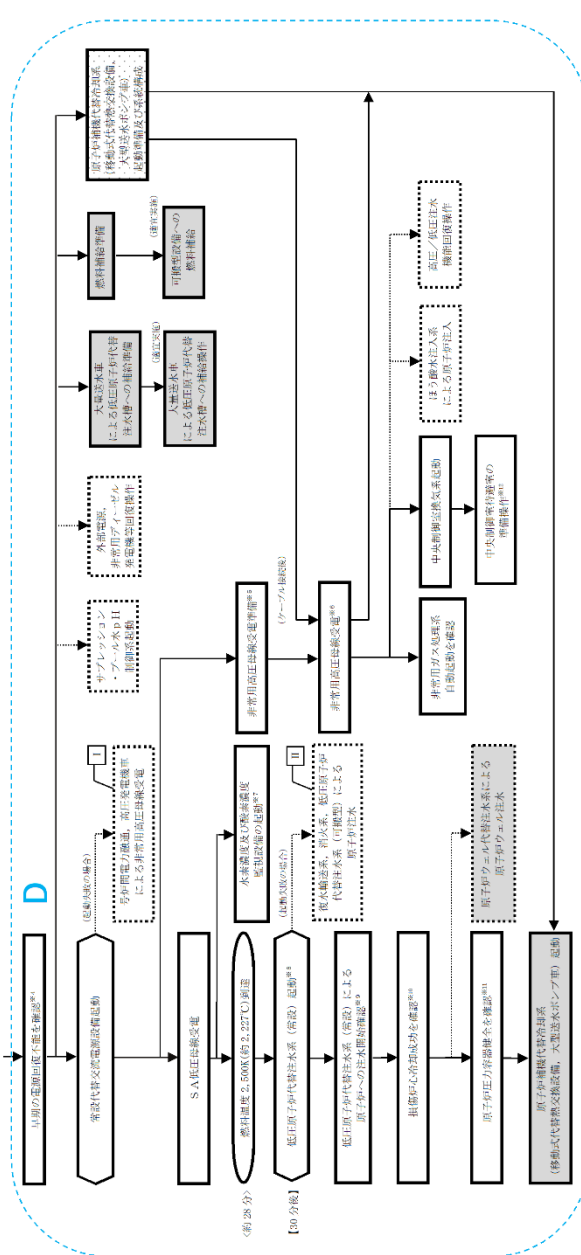
保安規定 添付1

5. 電源制御	
(1) 交流／直流電源供給回復	
①目的	・交流電源および直流電源の供給を回復し、維持する。
②導入条件	・原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合
④基本的な考え方	・非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。
⑤主な監視操作内容	<p>A. 非常用ディーゼル発電機</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機の状況を随時把握する。 ・原子炉補機海水系および高圧炉心スプレイ補機海水系の運転状態を随時把握し、非常用ディーゼル発電機の冷却が継続可能であることを確認する。 ・全交流電源喪失となった場合は、可搬型設備による冷却水供給要請、および原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を確保する。全交流電源喪失が継続し格納容器ベント基準に到達した場合は、格納容器フィルタベント系または耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。 <p>B. FLSR, RHAR 電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系および高圧原子炉代替注水系の起動に失敗し高圧・低圧注水機能喪失となった場合には、常設代替交流電源設備により代替所内電気設備を受電し、低圧原子炉代替注水系（常設）および残留熱代替除去系による原子炉注水に必要な設備の電源を確保する。 <p>C. 受電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 <p>D. 給電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備による電源供給を回復させる。 <p>E. 直流電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。 <p>F. 直流電源回復</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 <p>G. 復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設電源設備または非常用電源設備の復旧状況に応じ、継続して電源供給可能な設備に切り替える。



保安規定 添付1

5. 電源制御	
(1) 交流/直流電源供給回復	
① 目的	<ul style="list-style-type: none"> ・交流電源および直流電源の供給を回復し、維持する。
② 導入条件	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合
④ 基本的な考え方	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼルの起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。
⑤ 主な監視操作内容	<p>A. 非常用ディーゼル発電機</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機の状況を随時把握する。 ・原子炉補機海水系および高圧炉心スプレイ補機海水系の運転状態を随時把握し、非常用ディーゼル発電機の冷却が継続可能であることを確認する。 ・全交流電源喪失となった場合は、可搬型設備による冷却水供給要請、および原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を確保する。全交流電源喪失が継続し格納容器ベント基準に到達した場合は、格納容器フィルタベント系または耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。 <p>B. FLSR, RHAR 電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系および高圧原子炉代替注水系の起動に失敗し高圧・低圧注水機能喪失となった場合には、常設代替交流電源設備により代替所内電気設備を受電し、低圧原子炉代替注水系（常設）および残留熱代替除去系による原子炉注水に必要な設備の電源を確保する。 <p>C. 受電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 <p>D. 給電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備による電源供給を回復させる。 <p>E. 直流電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。 <p>F. 直流電源回復</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 <p>G. 復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設電源設備または非常用電源設備の復旧状況に応じ、継続して電源供給可能な設備に切り替える。



保安規定 添付3

操作手順

4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等

対応手段等

原子炉運転中の場合

フロントライン系故障時

1. 低圧原子炉代替注水系による原子炉の冷却

当直副長および緊急時対策本部は、設計基準事故対処設備である低圧注水系の故障等により原子炉の冷却ができないうちは、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、原子炉を冷却する。

- (1) 低圧原子炉代替注水系（常設）として、低圧原子炉代替注水系（常設）により注水する。
- (2) 低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水できない場合は、輪谷貯水槽（西1）および輪谷貯水槽（西2）を水源として、低圧原子炉代替注水系（可搬型）等により注水する。低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水の手順基準を以下に示す。

a. 手順手の判断基準

なお、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。
 復水・給水系、原子炉隔離時冷却系および非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）および注入配管が使用可能な場合^{※1}。

また、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系および非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、低圧原子炉代替注水系（可搬型）および注入配管が使用可能な場合^{※2}。

※1：設備に異常がなく、電源および水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合。

※2：設備に異常がなく、燃料および水源（輪谷貯水槽（西1）または輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合。

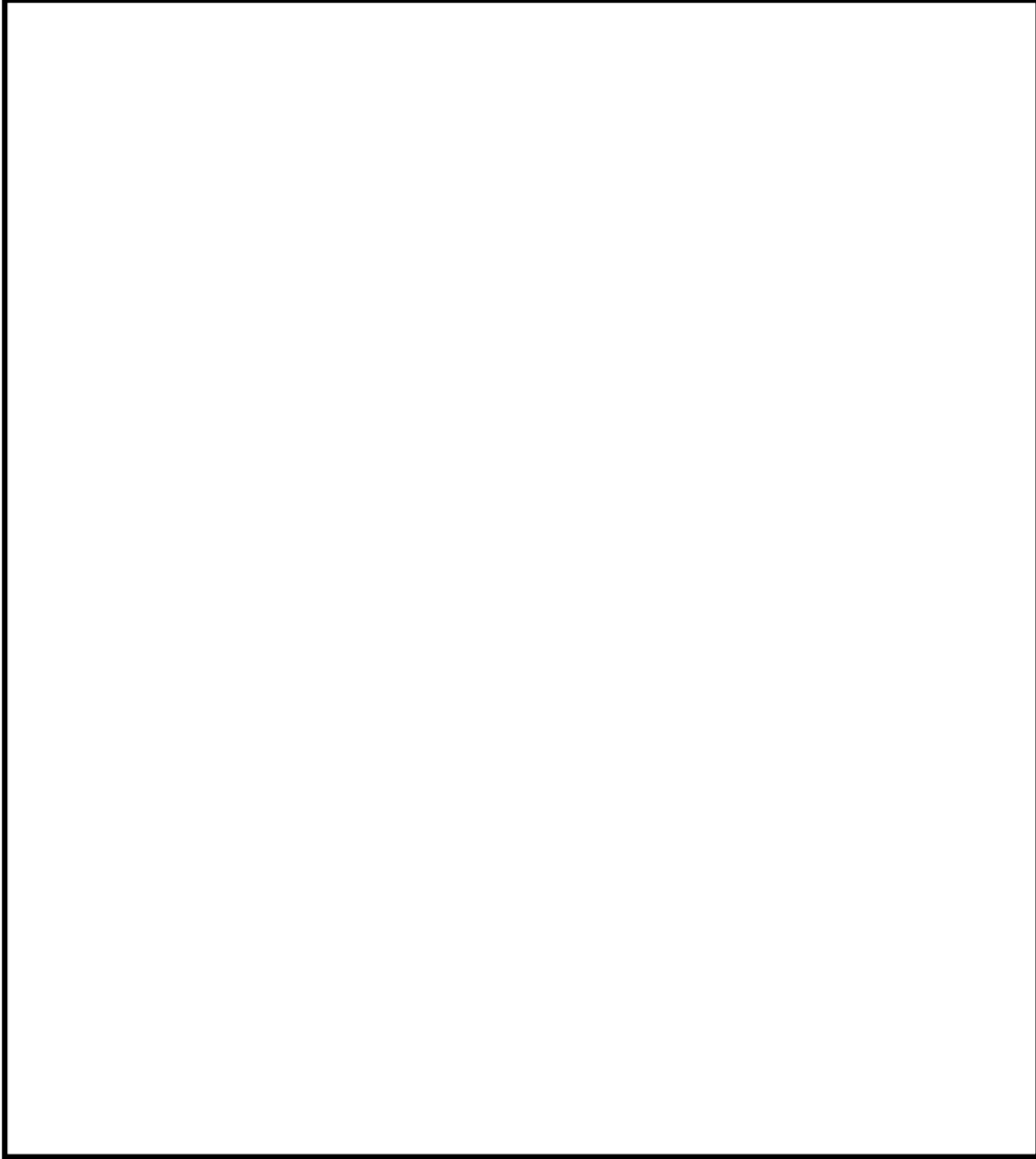
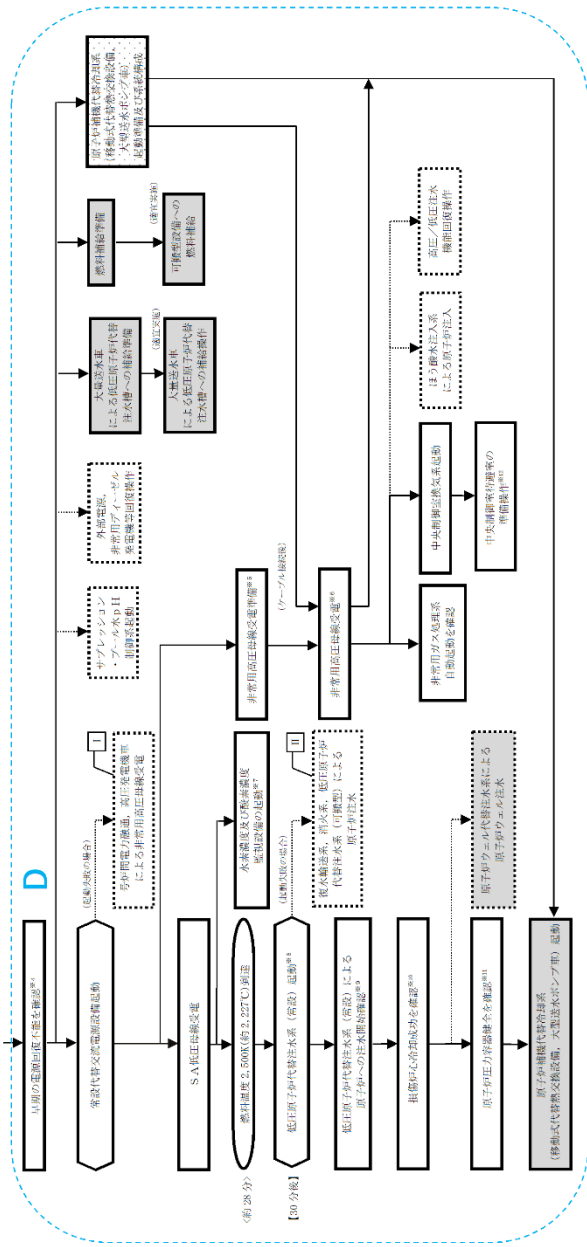
（配慮すべき事項）

○重重大事故等時の対応手段の選択

設計基準事故対処設備である低圧注水系の故障等により原子炉の冷却機能が喪失した場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）に異常がなく、交流電源および水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉を冷却する。

低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉の冷却ができない場合において、低圧原子炉代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料および水源（輪谷貯水槽（西1）または輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉を冷却する。

なお、低圧原子炉代替注水系等により原子炉を冷却する場合は、中央制御室から弁の操作が可能であって注水流量が多い配管から選択する。また、中央制御室から弁の操作ができない場合は、現場で弁の自動操作を実施する。



保安規定 添付3

操作手順

16. 中央制御室の居住性等に関する手順等

対応手段等

居住性の確保

2. 炉心損傷時は、放射性物質等が環境に放出されるおそれがある格納容器フィルタベント系を使用する前に、中央制御室非常用循環系により中央制御室の正圧化を実施し、中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ）により中央制御室待避室の正圧化を実施する。また、格納容器ベント時のブルーム通過中には中央制御室非常用循環系を系統隔離運転とすることで放射性物質の侵入を防止する。

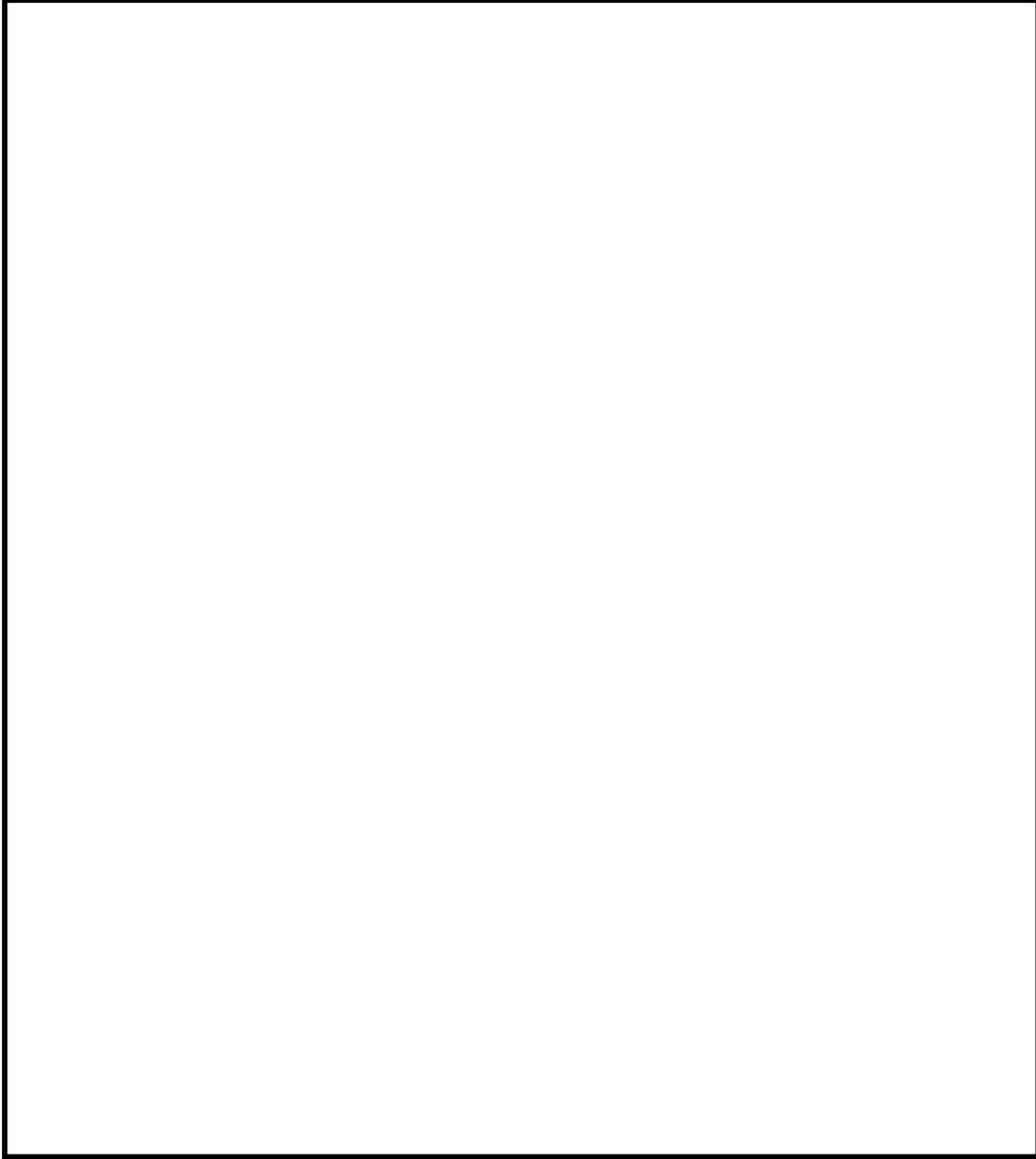
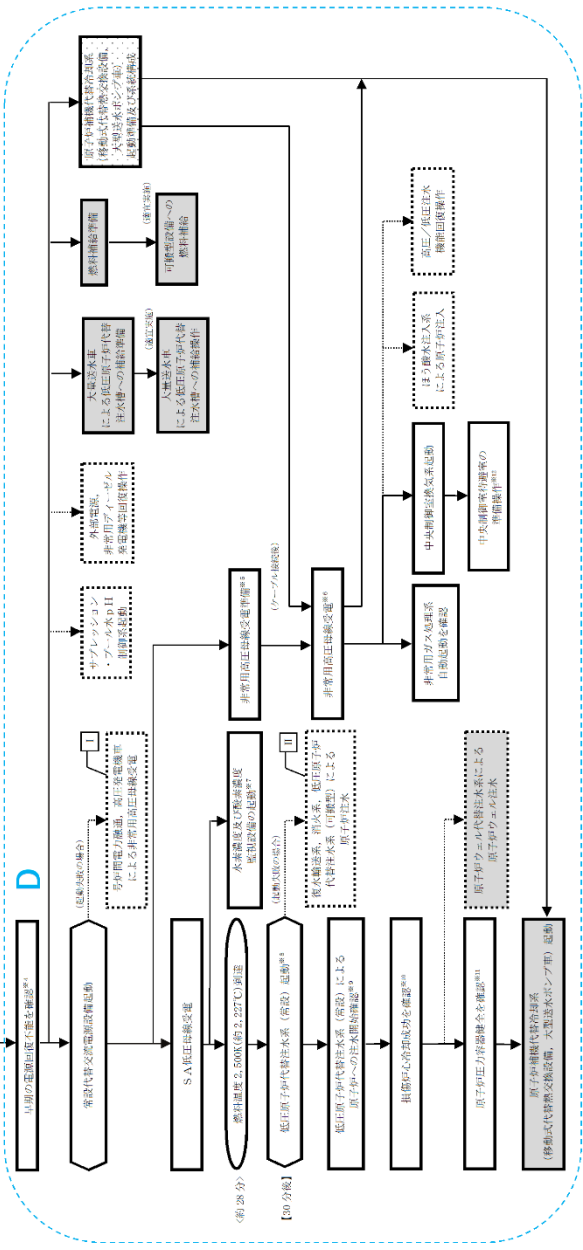
(1) 手順着手の判断基準

中央制御室非常用循環系加圧運転および中央制御室待避室の加圧準備の実施については、炉心損傷を当直副長が判断した場合※1。

炉心損傷後に格納容器ベントを実施する際の中央制御室非常用循環系系統隔離運転については、中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ）による中央制御室待避室の加圧操作が完了した場合。

中央制御室待避室から退室した後の中央制御室非常用循環系による加圧運転については、炉心損傷後の格納容器ベント実施による中央制御室待避室への待避が終了し、中央制御室待避室から退出した場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタで格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、または格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。



保安規定 添付3

操作手順

9. 水素爆発による格納容器の破損を防止するための手順等

対応手順

4. 格納容器内の水素濃度および酸素濃度の監視

当直副長は、格納容器内に発生する水素ガスおよび酸素ガスの濃度を格納容器水素濃度（SA）、格納容器水素濃度（B系）、格納容器酸素濃度（SA）、格納容器酸素濃度（B系）を用いて測定し、監視する。

全交流動力電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、格納容器水素濃度（SA）、格納容器水素濃度（B系）、格納容器酸素濃度（SA）、格納容器酸素濃度（B系）を用いて測定し、監視する。

(1) 手順着手の判断基準

格納容器水素濃度（SA）および格納容器酸素濃度（SA）については、炉心損傷を判断した場合^{※1}。格納容器水素濃度（B系）および格納容器酸素濃度（B系）については、炉心損傷を判断した場合^{※1}において、格納容器内雰囲気計装が使用可能な場合^{※2}。

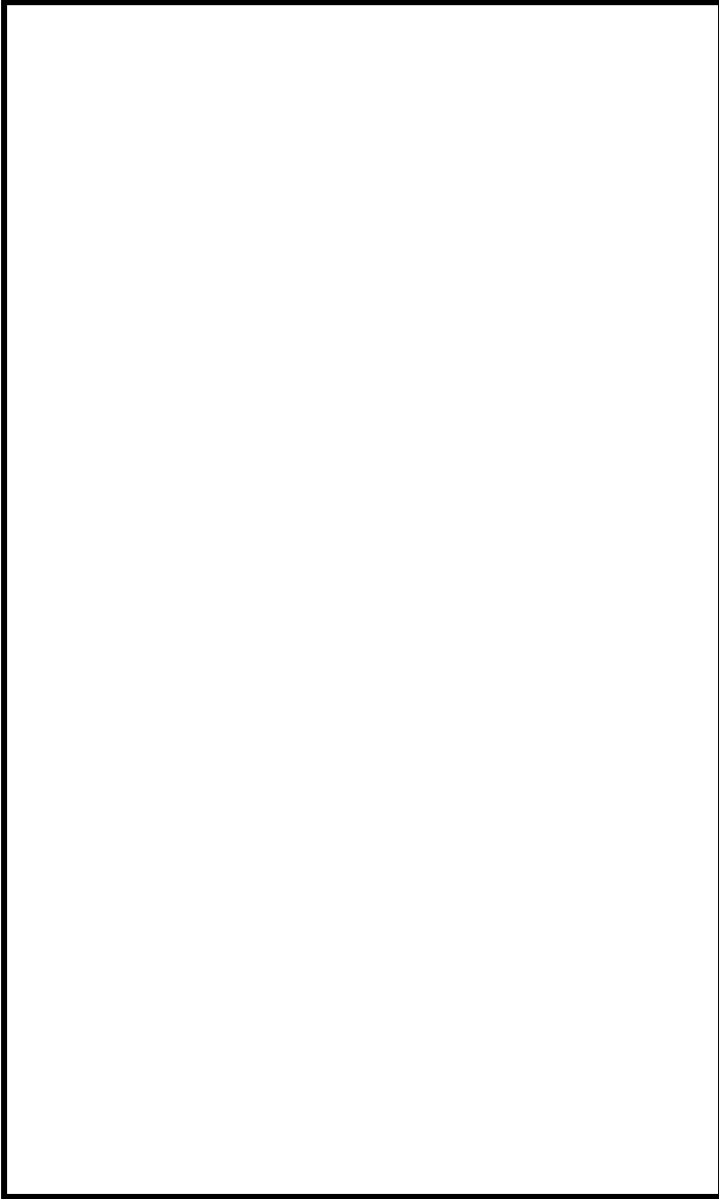
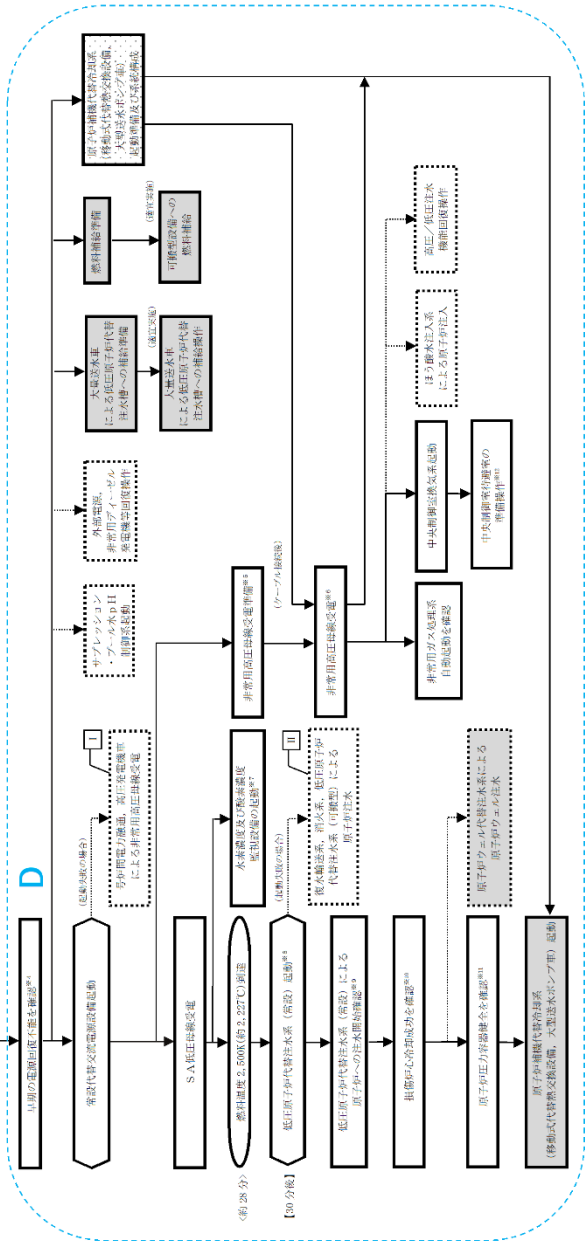
※1：格納容器内雰囲気計装が使用可能な場合
量率の10倍を超えた場合、または格納容器内雰囲気計装が使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：設備に異常がなく、電源および補機冷却水が確保されている場合。

(配慮すべき事項)

○重大事故等時の対応手段の選択

格納容器内の酸素濃度が規定値に到達した場合は、格納容器フィルタベント系を用いて格納容器内に滞留している水素ガスおよび酸素ガスを排出する。



保安規定 添付3

操作手順

7. 格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段等

2. 残留熱代替除去系による格納容器内の減圧および除熱
 当直副長および緊急時対策本部は、格納容器の破損を防止するため、残留熱代替除去系により格納容器内の圧力および温度を低下させる。

(1) 手順着手の判断基準
 炉心損傷を判断した場合※1において、残留熱除去系の復旧に見込みがなく※2格納容器内の除熱が困難な状況で、以下の条件が全て成立した場合※3であること。

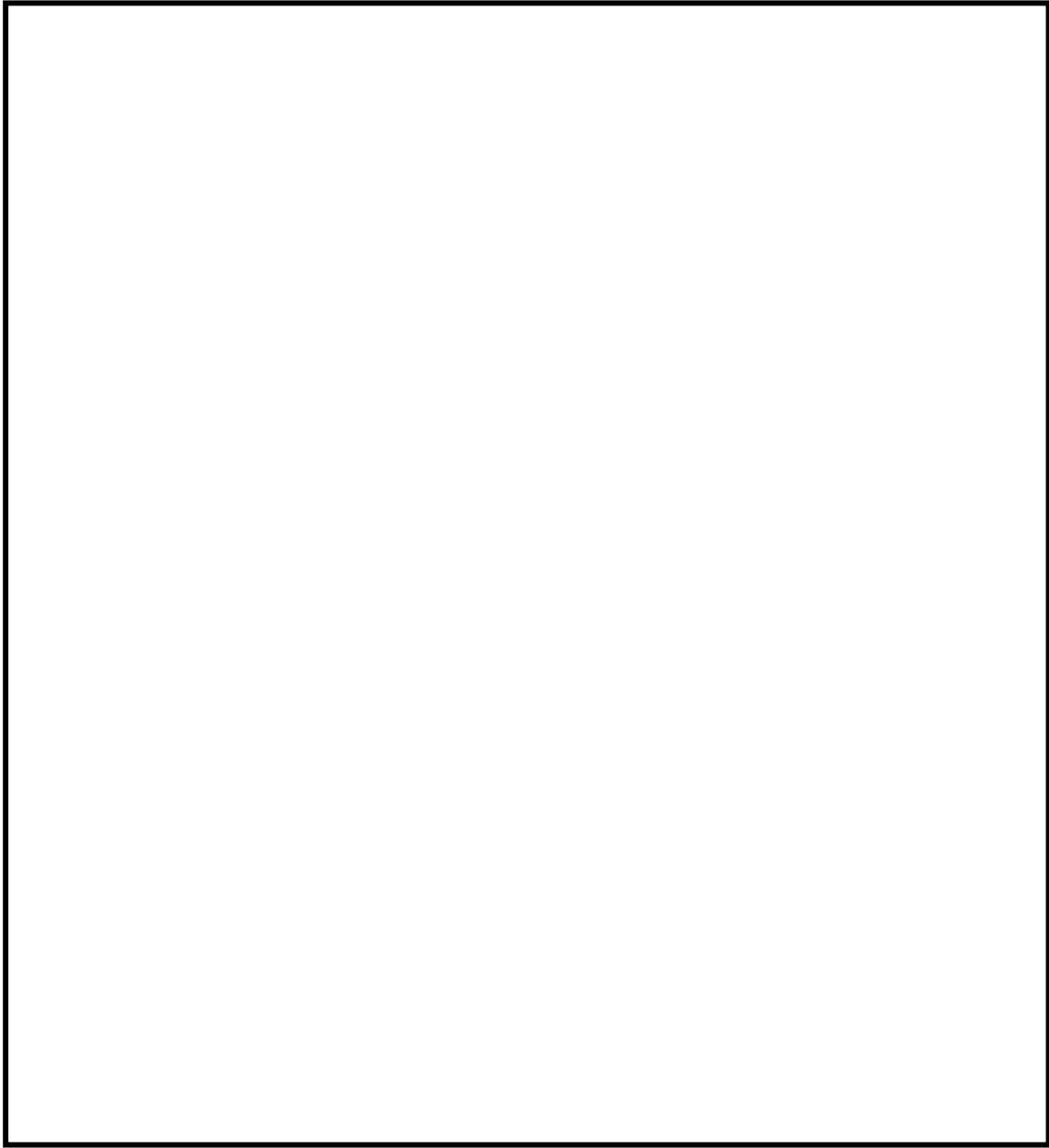
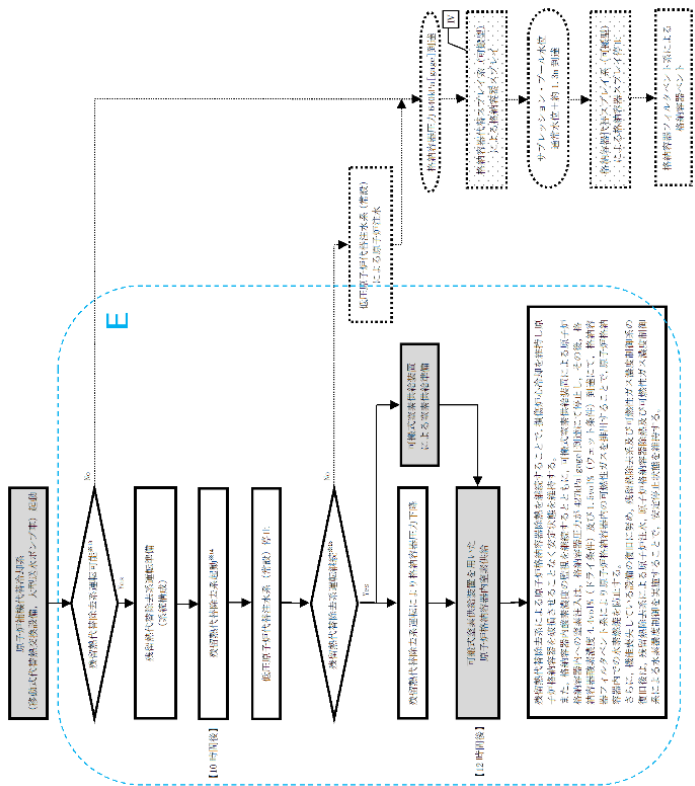
- a. 残留熱代替除去系が使用可能※3であること。
- b. 原子炉補機代替冷却系による冷却水供給が可能であること。
- c. 格納容器内のドライ条件の酸素濃度が4.4 vol%以下※4であること。

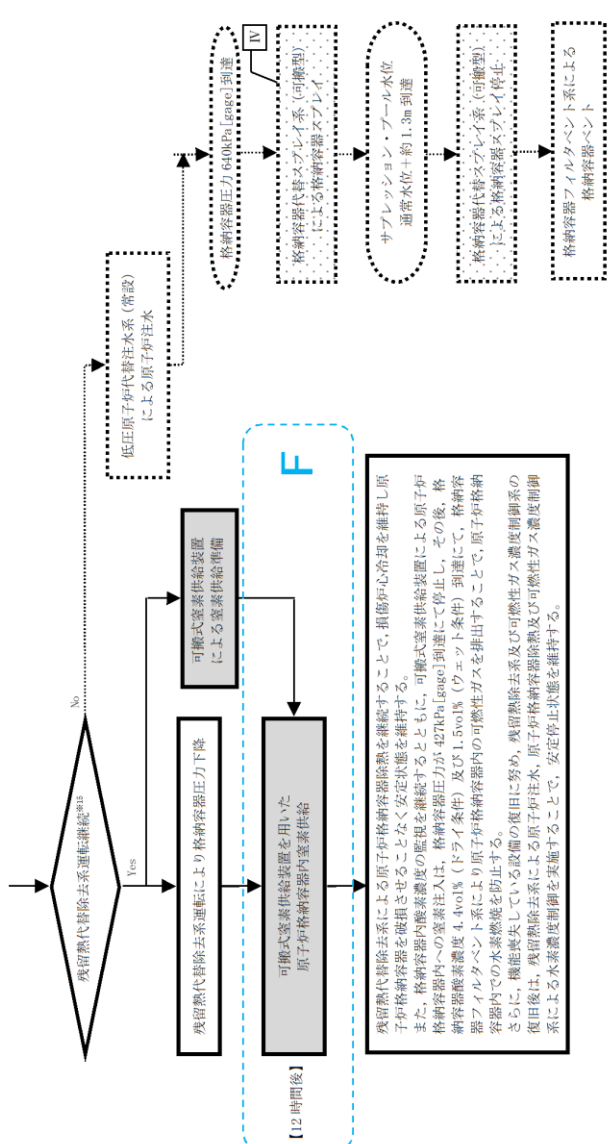
※1：格納容器雰囲気放射線モニタで格納容器内放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度が300℃以上を確認した場合、または格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度が300℃以上を確認した場合、または駆動に必要な補機冷却水が確保できない場合。

※2：設備に故障が発生し、電源および水源（サブレーションチェンバ）が確保されている場合。

※3：設備に異常がなく、電源および水源（サブレーションチェンバ）が確保されている場合においてウエット条件の酸素濃度が1.5 vol%未満の場合、残留熱代替除去系によるドライウエル側との混合を促進させる。

※4：格納容器酸素濃度が4.4 vol%を超えている場合、格納容器内の酸素濃度を4.4 vol%以下に調整すること。





操作手順
9. 水素爆発による格納容器の破損を防止するための手順等
対応手段等

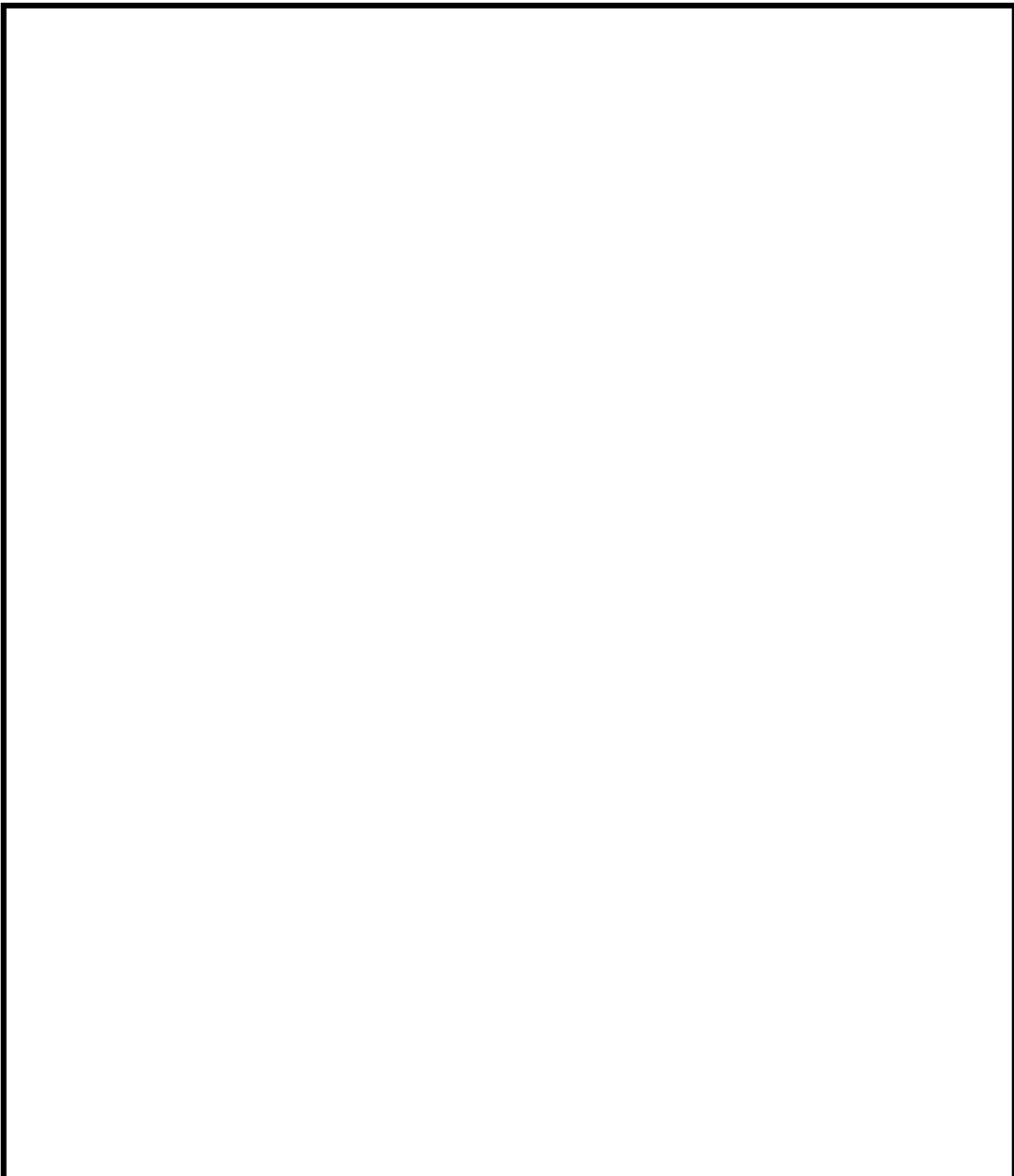
2. 可搬式窒素供給装置による格納容器内の不活性化
 当直副長は、残留熱除去系または残留熱代替除去系による格納容器内の減圧および除熱時に、格納容器内で発生する水素および酸素の反応による水素爆発を防止するため、可搬式窒素供給装置により格納容器内を不活性化する。

a. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において、格納容器内の除熱を開始した場合※2に、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御ができないう場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタで格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合または格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

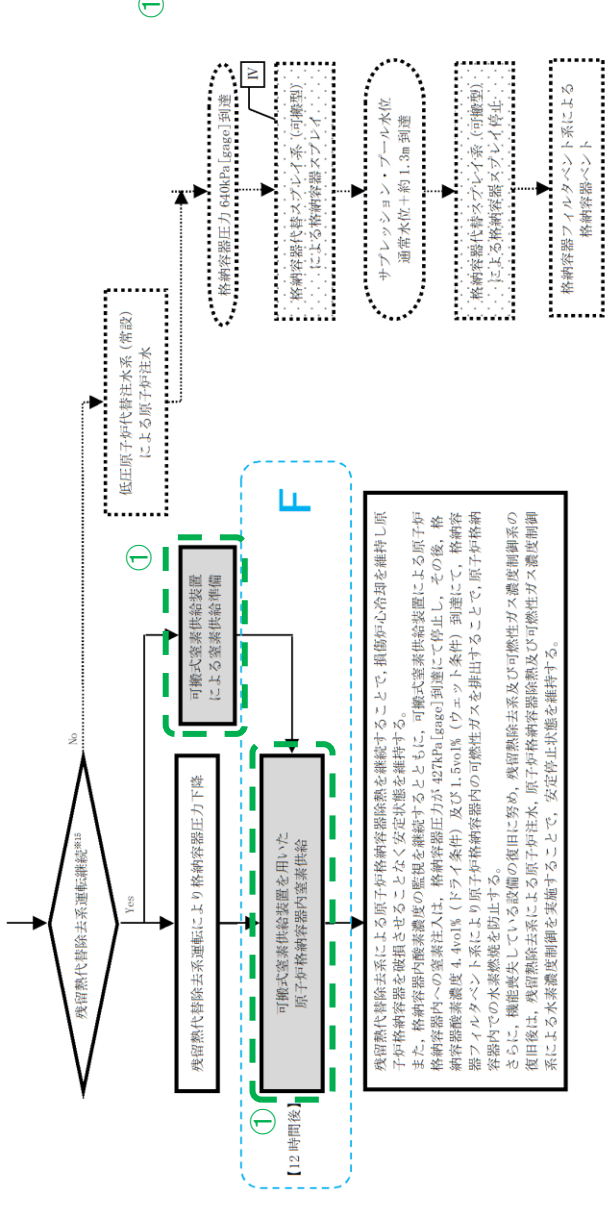
※2：残留熱代替除去系または残留熱除去系による格納容器内の除熱を開始した場合。



保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
9	可搬式窒素供給装置による格納容器への窒素ガス供給※	緊急時対策要員	2	2 時間以内

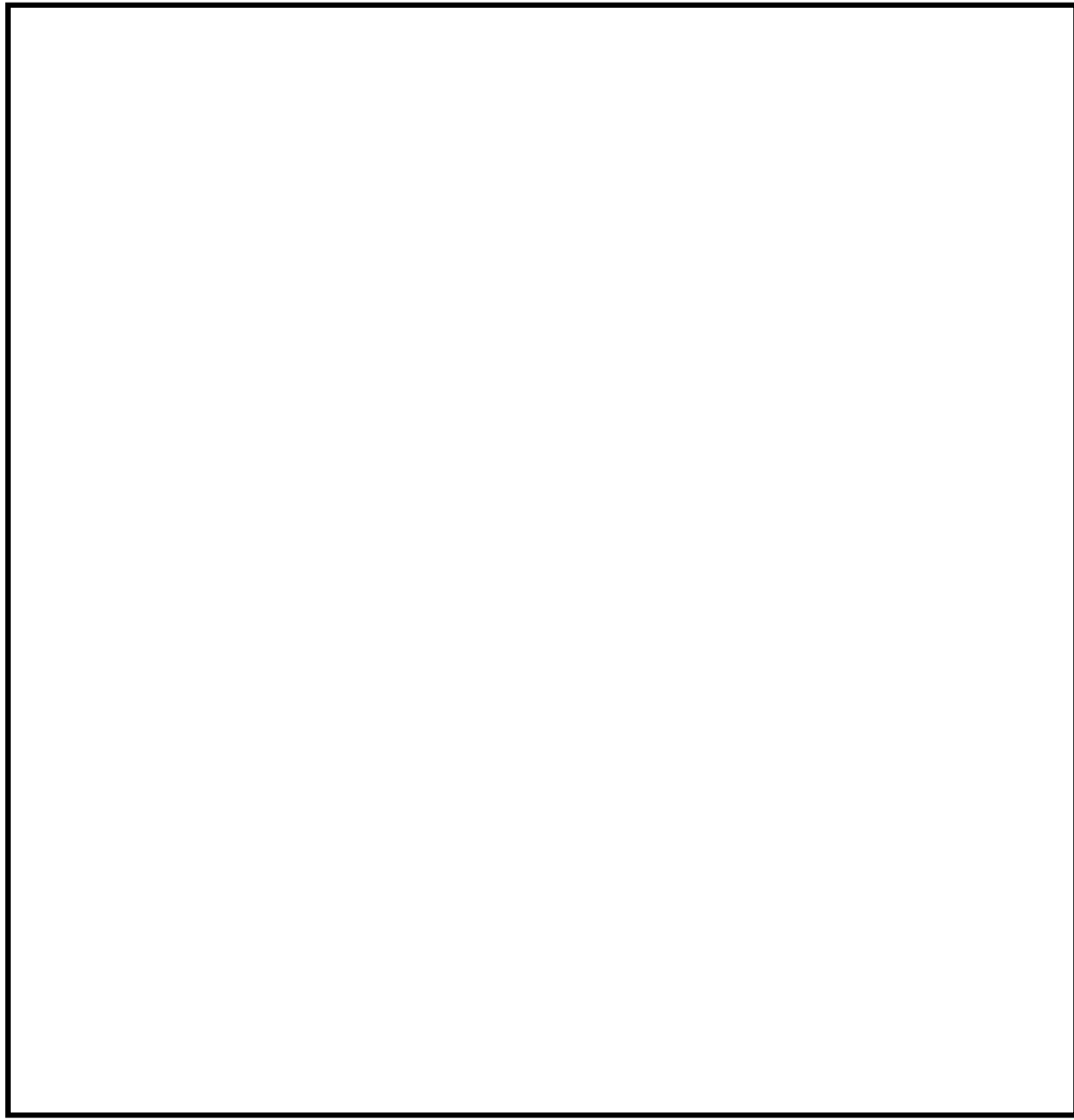
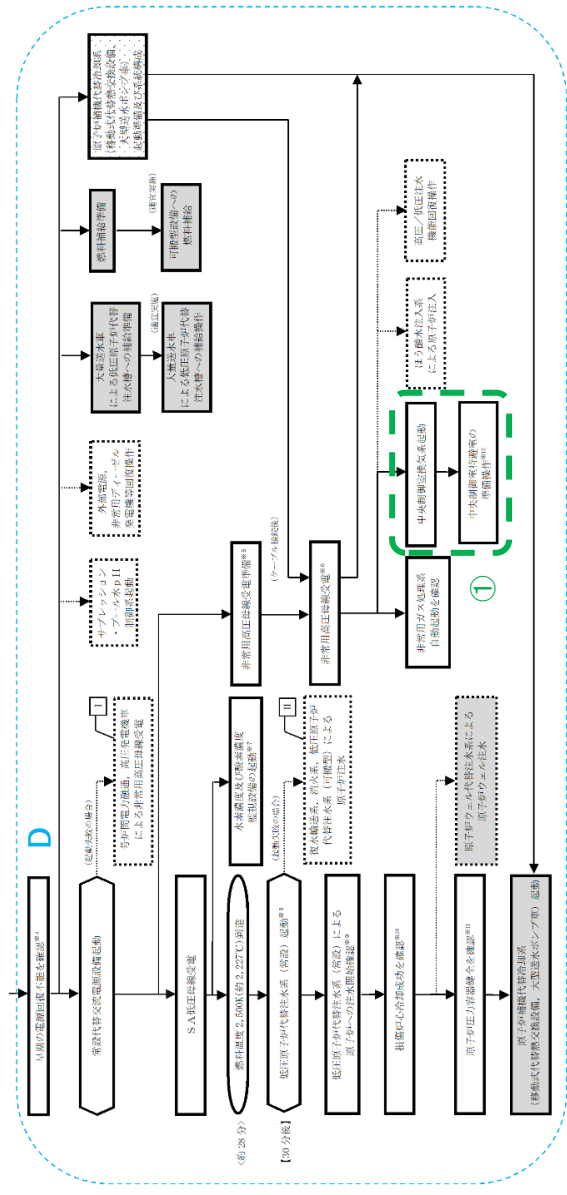
※ 有効性評価の重要事故シナリオに係る対応手段（以下、本表において同じ。）



保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 1 6	炉心損傷の判断時の中央制御室換気系加圧 運転手順※	運転員 (中央制御室, 現場)	3	40分以内
① 1 6	中央制御室待避室の準備手順※	運転員 (現場)	2	30分以内

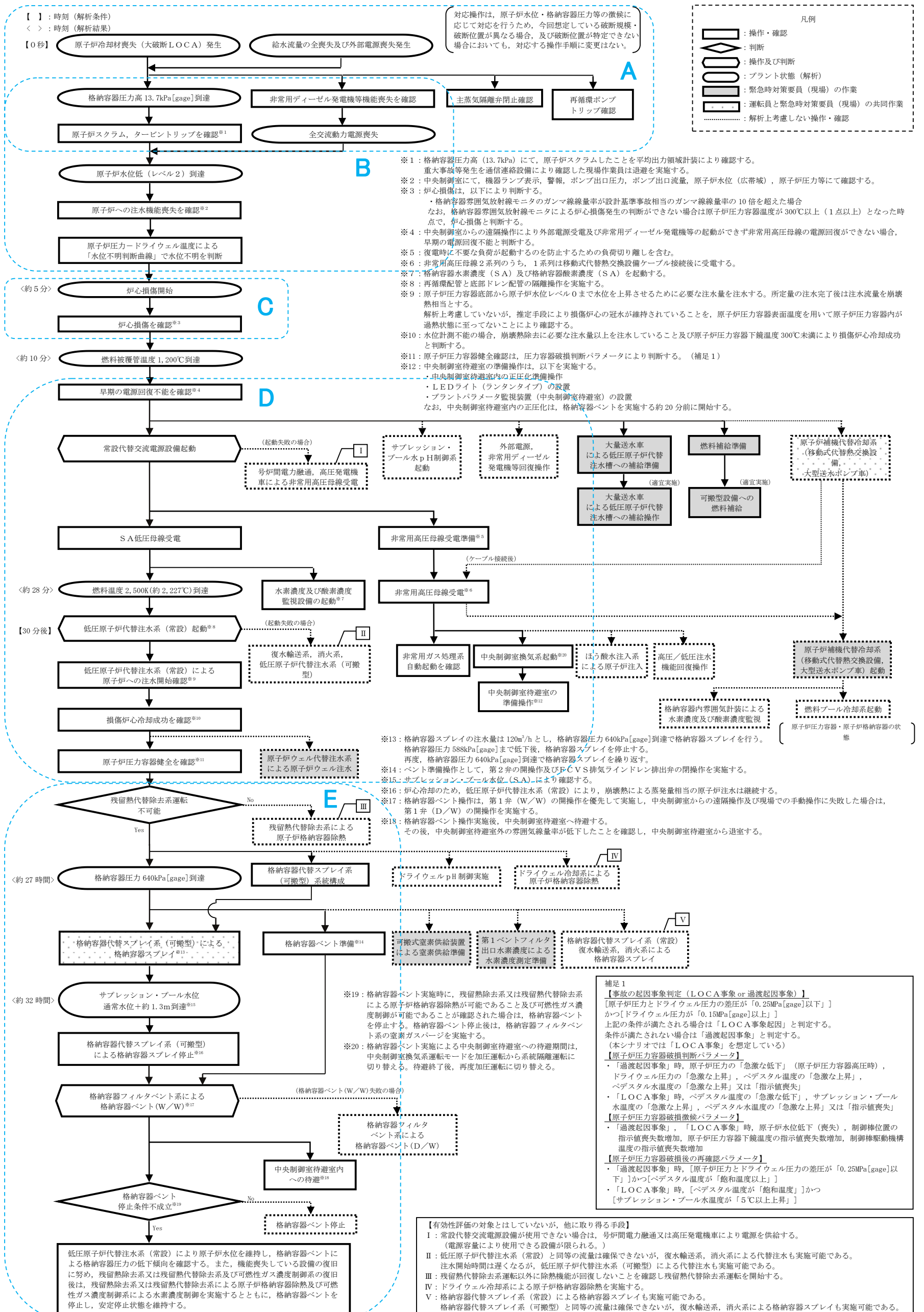
※ 有効性評価の重要事故シナリオに係る対応手段（以下、本表において同じ。）

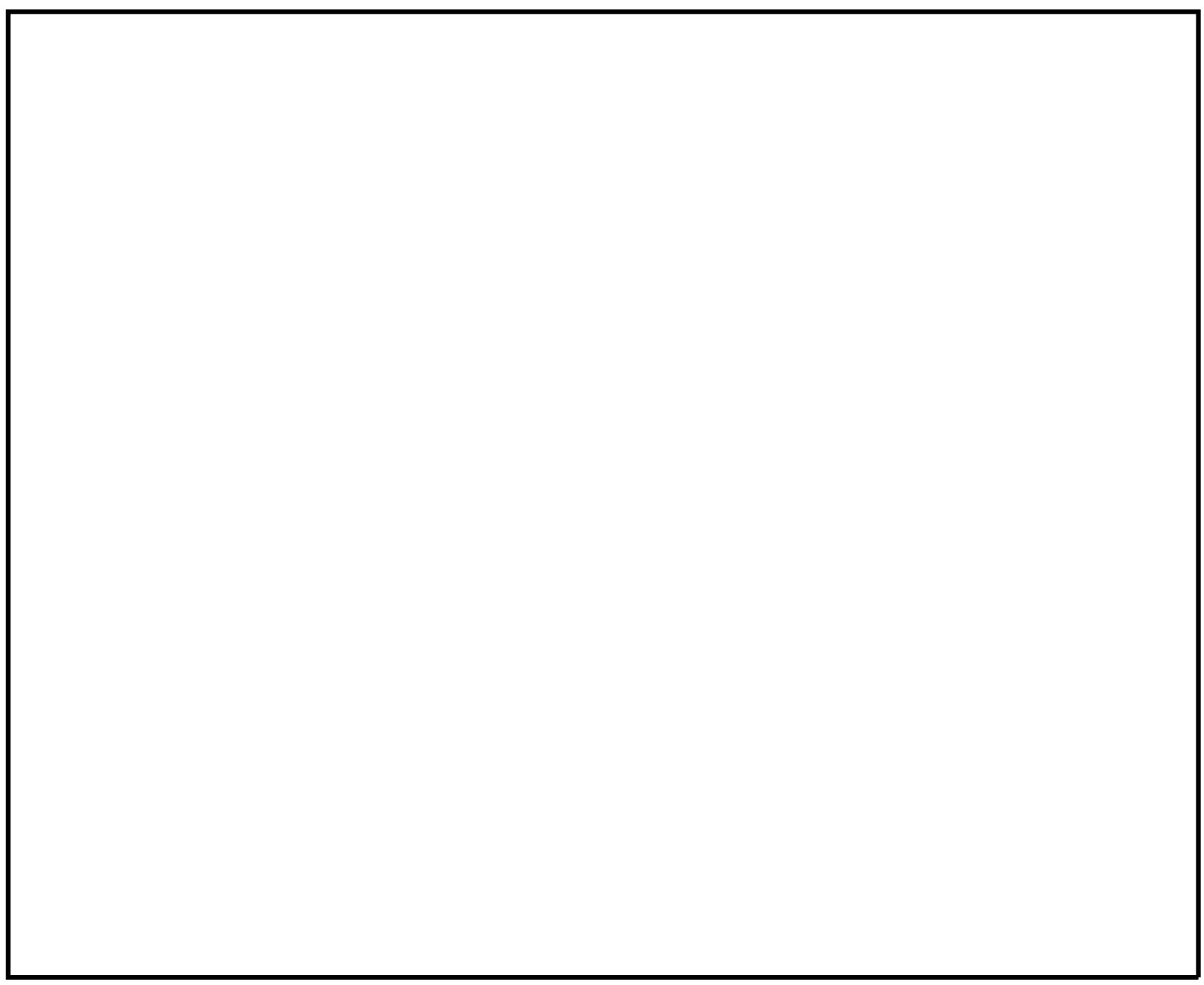
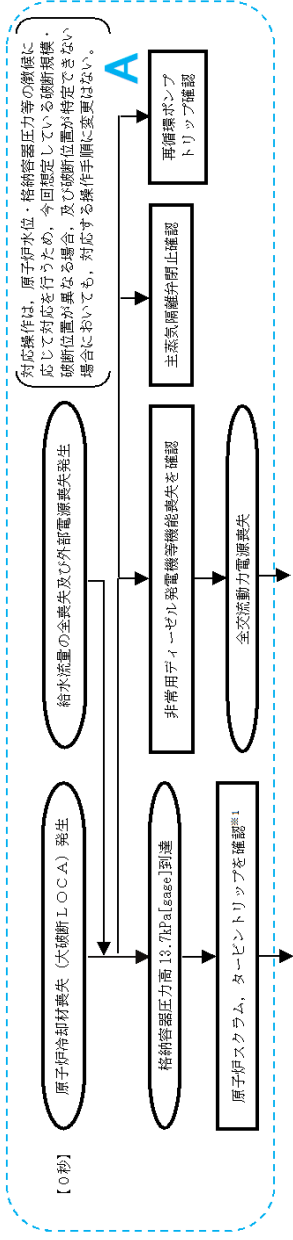


III. 重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理

11. 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の対応手順の概要(残留熱代替除去系を使用しない場合)

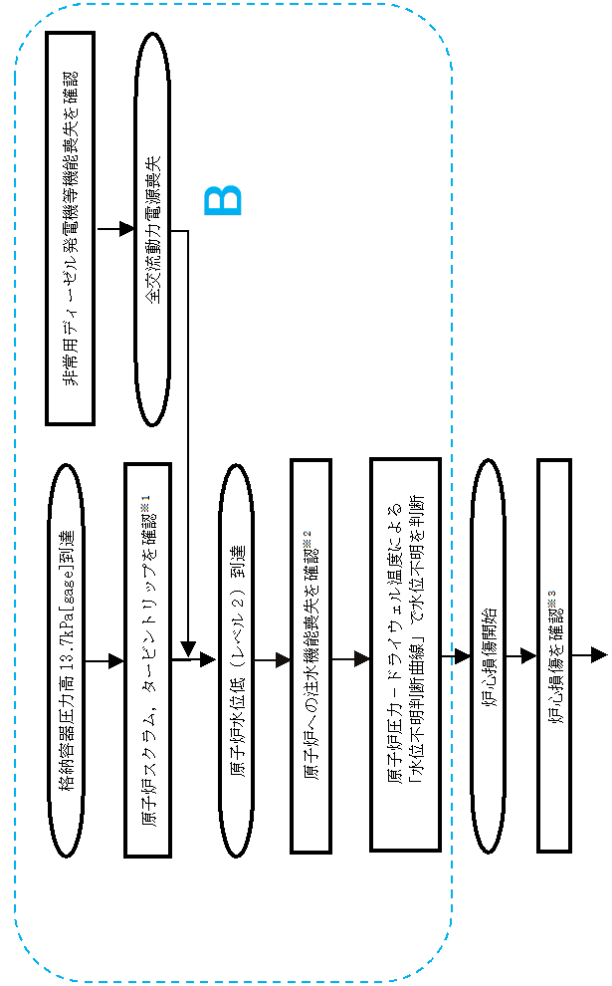
第3.1.3.1-2図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の対応手順の概要(残留熱代替除去系を使用しない場合)





保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御 (1) スクラム</p> <p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉を停止する。 十分な炉心冷却状態を維持する。 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。) 	<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム信号が発生した場合 手動スクラムした場合 各制御の脱出条件が成立した場合 <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 各計器を並行監視し、微候に応じた制御を行う。 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。 二次格納容器制御「二次格納施設制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。 <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 原子炉出力</p> <ul style="list-style-type: none"> 「自動スクラム」警報の発信を確認する。 全制御棒挿入状態を確認する。 平均出力領域計装の指示を確認する。 スクラム排出水容器ドレン弁、ベント弁の全閉を確認する。 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムおよび代替制御棒挿入機能の動作を行う。 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 全制御棒が全挿入位置であることを確認し、全挿入位置を確認できない場合に1本のみ制御棒が未挿入であることに移行し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」に移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も原子炉制御「反応度制御」で行う。 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態および速度を確認する。 中性子源領域計装検出器および中間領域計装検出器を炉心内に挿入する。 平均出力領域計装、中性子源領域計装および中間領域計装により、原子炉未臨界を確認する。 <p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を確認する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合は、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 タービン駆動給水ポンプを停止し、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(一要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動作動した場合は不要) 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系(常設)、低圧原子炉代替注水系(可搬型)、復水輸送系、消火系または制御棒駆動水圧系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、大量送水車の接続を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。 原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
---	---



保安規定 添付1

⑤ 主な監視操作内容

- ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
- ・原子炉水位を連続的に監視する。

C. 原子炉圧力

- ・原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
- ・主蒸気隔離弁が開の場合は、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認する。
- ・原子炉圧力制御が正常でない場合は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を全閉し、原子炉を隔離する。
- ・主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合は、一次格納容器制御「サブレーション温度制御」に移行する。
- ・主蒸気隔離弁が閉の場合は、主蒸気逃がし安全弁を開いて、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。なお、復水器が使用可能である場合は、主蒸気ドレン弁により調整してもよい。
- ・主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブレーションによってサブレーションの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブレーションチャンバ冷却を行う。
- ・原子炉圧力をタービンバイパスまたは主蒸気逃がし安全弁により原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力まで減圧し、原子炉隔離時冷却系を停止する。
- ・原子炉圧力を残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを起動する。
- ・主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D. タービン・電源

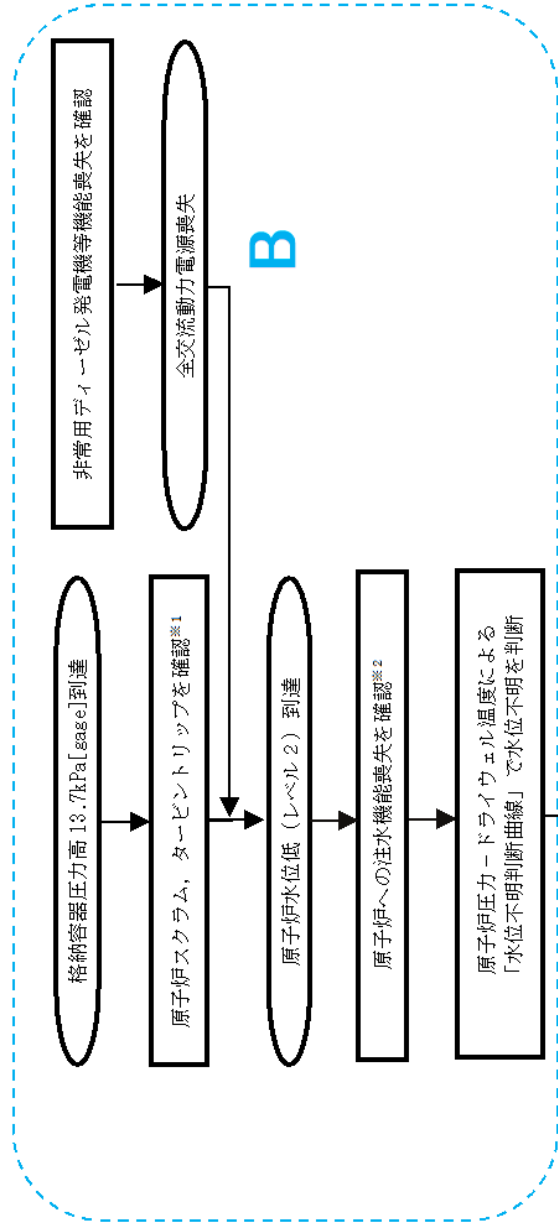
- ・原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。(タービン自動トリップの場合は不要。)
- ・タービントリップ状態、発電機トリップ状態を確認する。
- ・所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部または全部が確保されない場合は、「交流/直流電源供給回復」に移行する。
- ・主蒸気隔離弁が開の場合は、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器およびグラウンドシールドの切替により復水器真空度を維持する。
- ・原子炉圧力制御が正常でない場合は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を全閉し原子炉を隔離する。
- ・タービン、発電機の停止状態を確認する。

E. モニタ確認

- ・各種放射線モニタの指示を確認する。
- ・各種放射線モニタの指示の異常が確認された場合は、「復旧」操作に移行せず原因の調査を実施する。

F. 復旧

- ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- ・格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- ・原子炉圧力等の主要パラメータが安定していることを確認する。
- ・格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- ・原子炉浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉棟空調換気系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- ・主蒸気隔離弁が閉している場合は、開可能であれば均圧後、主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉を減圧する。
- ・原子炉スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- ・原子炉再循環ポンプが停止した場合は、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
- ・原子炉を冷温停止する。



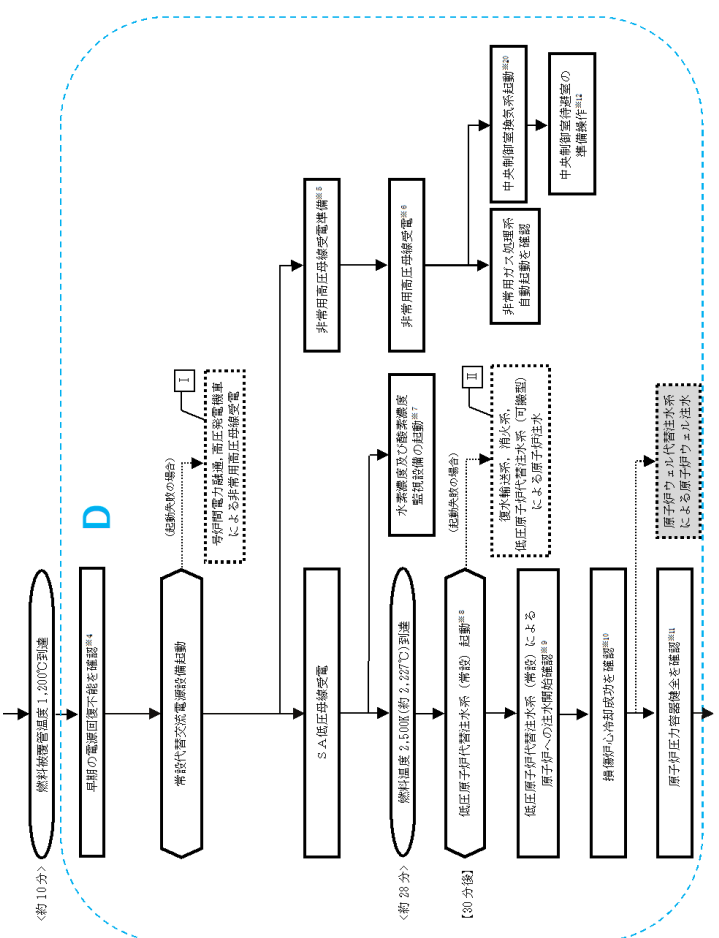
①
①
②

保安規定 添付1

<p>4. 不測事態</p> <p>(3) 水位不明</p> <p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。 <p>② 導入条件</p> <p>・原子炉制御「反応度制御」を除き、原子炉制御「スクラム」の他全ての制御において、原子炉水位が不明になった場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御「反応度制御」水位不明を実施中に、全ての制御棒が全挿入位置または最大未臨界引抜位置まで挿入された場合 ・一次格納容器制御「ドライウエル温度制御」において、ドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合 ・不測事態「急速減圧」において、原子炉水位が判明しない場合、またはドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合 <p>④ 基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位不明時に、給復水系、非常用炉心冷却系、または低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、消火系を使用した原子炉注水操作を行い、さらに原子炉圧力を目安にした原子炉注水操作を行う。 ・原子炉注水操作は、使用可能な全ての注水系のうち、1系統以上を起動させ、原子炉圧力とサブプレッションチェンバ圧力の差圧を原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上になるように注水操作を行う。 ・原子炉水位が判明した場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。 <p>⑤ 主な監視操作内容</p> <p>A. 注水確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水位不明時刻を記録する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上作動した場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統も作動しない場合は、原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系を作動させる。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統も作動しない場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上を起動させ、不測事態「急速減圧」に移行する。 <p>B. 満水注入</p> <ul style="list-style-type: none"> ・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が1弁以上開放、「水位計復旧」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明しない場合は、主蒸気隔離弁、主蒸気ドレン弁ならびに原子炉隔離時冷却系および原子炉浄化系の隔離弁を全閉し、「満水注入」を行う。 ・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が1弁も開放できない場合は、給復水系、高圧炉心スプレイス系、低圧炉心スプレイス系、低圧注水系、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、制御棒駆動水圧系、消火系を使用して原子炉への注水維持を行うとともに、主蒸気隔離弁、主蒸気ドレン弁ならびに原子炉隔離時冷却系および原子炉浄化系の隔離弁を開けることにより、原子炉を減圧する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、いずれか1系統を使用して原子炉へ注水し、注水流量を増加して原子炉を加圧し、原子炉圧力容器満水確認用適正弁数以下の主蒸気逃がし安全弁を開放して原子炉圧力をサブプレッションチェンバ圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・原子炉圧力をサブプレッションチェンバ圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、原子炉への注水流量を増加させて、原子炉圧力をサブプレッションチェンバ圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動しても、原子炉圧力をサブプレッションチェンバ圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最少必要弁数のみ開けても、原子炉圧力をサブプレッションチェンバ圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、他の代替確認方法にて満水を確認する。 ・他の代替確認方法によっても原子炉圧力容器満水が確認できない場合には、主蒸気逃がし安全弁を6弁開とし、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、制御棒駆動水圧系、消火系を起動し、原子炉水位をできるだけ上昇させる。 	<p>①</p>  <pre> graph TD A[原子炉圧力-ドライウエル温度による「水位不明判断曲線」で水位不明を判断] --> B(炉心損傷開始) B --> C(炉心損傷を確認) C --> D(燃料被覆管温度 1,200℃到達) subgraph C [C] B C end </pre> <p><約5分></p>
---	---

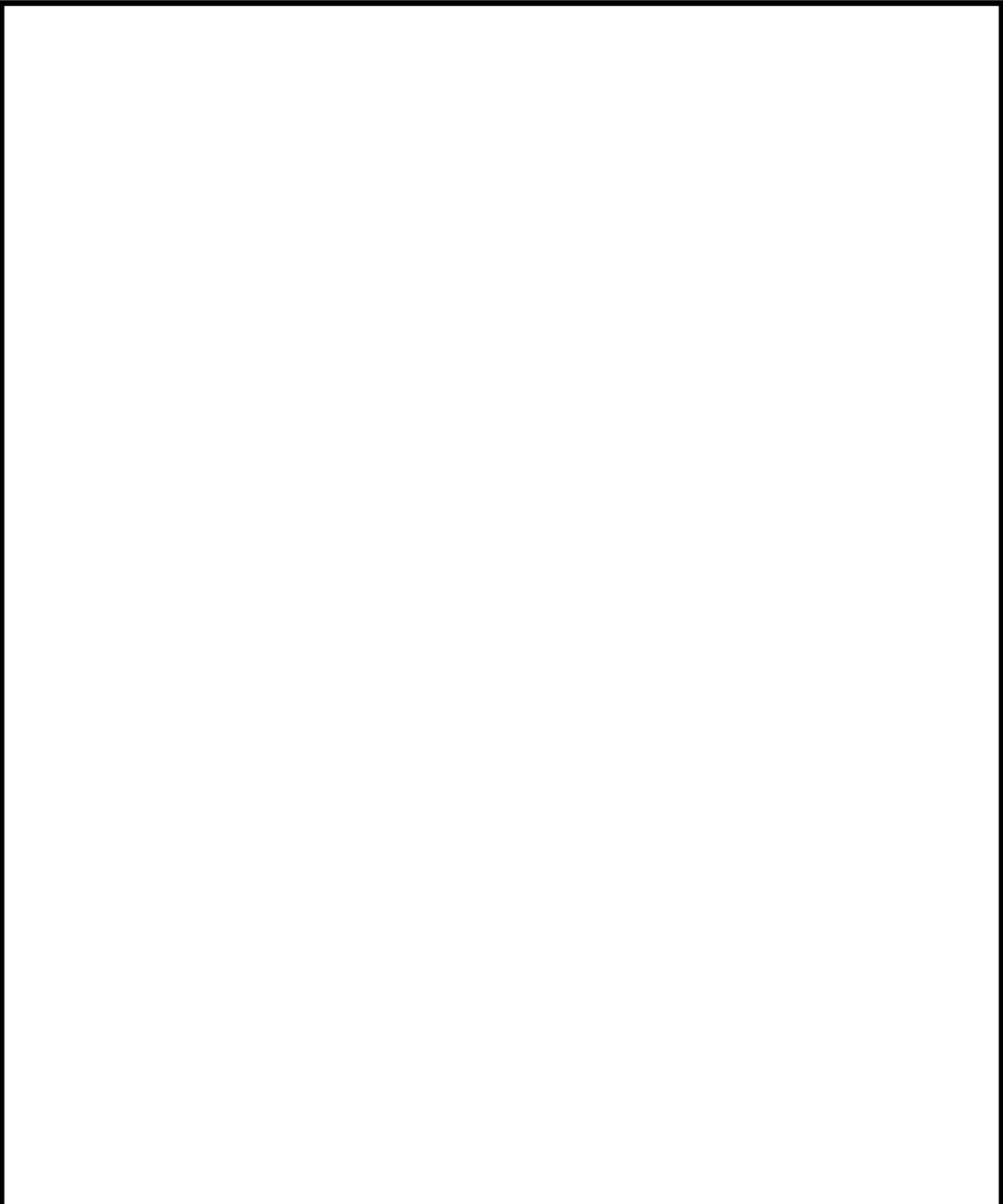
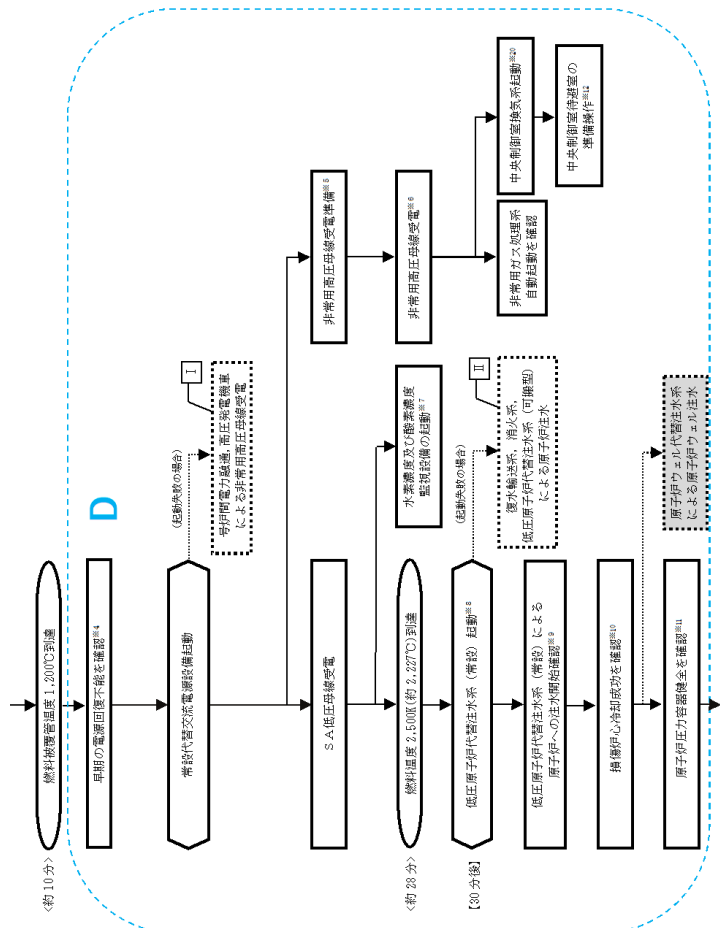
保安規定 添付1

5. 電源制御	
(1) 交流／直流電源供給回復	
①目的	・交流電源および直流電源の供給を回復し、維持する。
②導入条件	・原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合
④基本的な考え方	・非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。
⑤主な監視操作内容	<p>A. 非常用ディーゼル発電機</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機の状況を随時把握する。 ・原子炉補機海水系および高圧炉心スプレイ補機海水系の運転状態を随時把握し、非常用ディーゼル発電機の冷却が継続可能であることを確認する。 ・全交流電源喪失となった場合は、可搬型設備による冷却水供給要請、および原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を確保する。全交流電源喪失が継続し格納容器ベント基準に到達した場合は、格納容器フィルタベント系または耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。 <p>B. FLSR, RHAR電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却および高圧原子炉代替注水系の起動に失敗し高圧・低圧注水機能喪失となった場合には、常設代替交流電源設備により代替所内電気設備を受電し、低圧原子炉代替注水系（常設）および残留熱代替除去系による原子炉注水に必要な設備の電源を確保する。 <p>C. 受電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 <p>D. 給電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備による電源供給を回復させる。 <p>E. 直流電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。 <p>F. 直流電源回復</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 <p>G. 復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設電源設備または非常用電源設備の復旧状況に応じ、継続して電源供給可能な設備に切り替える。



保安規定 添付1

5. 電源制御	
(1) 交流/直流電源供給回復	
①目的	・交流電源および直流電源の供給を回復し、維持する。
②導入条件	・原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合
④基本的な考え方	・非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。
⑤主な監視操作内容	<p>A. 非常用ディーゼル発電機</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機の状況を随時把握する。 ・原子炉補機海水系および高圧炉心スプレイ補機海水系の運転状態を随時把握し、非常用ディーゼル発電機の冷却が継続可能であることを確認する。 ・全交流電源喪失となった場合は、可搬型設備による冷却水供給要請、および原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を確認する。全交流電源喪失が継続し格納容器ベント基準に到達した場合は、格納容器フィルタベント系または耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。 <p>B. FLSR, RHAR電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却および高圧原子炉代替注水系の起動に失敗し高圧・低圧注水機能喪失となった場合には、常設代替交流電源設備により代替所内電気設備を受電し、低圧原子炉代替注水系（常設）および残留熱代替除去系による原子炉注水に必要な設備の電源を確保する。 <p>C. 受電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 <p>D. 給電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備による電源供給を回復させる。 <p>E. 直流電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。 <p>F. 直流電源回復</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 <p>G. 復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設電源設備または非常用電源設備の復旧状況に応じ、継続して電源供給可能な設備に切り替える。



保安規定 添付3

操作手順

4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等

対応手段等

原子炉運転中の場合
フロントライン系故障時

1. 低圧原子炉代替注水系による原子炉の冷却

当直副長および緊急時対策本部は、設計基準事故対処設備である低圧注水系の故障等により原子炉の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、原子炉を冷却する。

(1) 低圧原子炉代替注水槽を水源として、低圧原子炉代替注水系（常設）により注水する。2) 低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水できない場合は、代替淡水源を水源として、低圧原子炉代替注水系（可搬型）等により注水する。低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水の手順着手の判断基準を以下に示す。

なお、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。

(2) 低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉圧力容器へ注水できない場合は、輪谷貯水槽（西1）および輪谷貯水槽（西2）を水源として、低圧原子炉代替注水系（可搬型）等により注水する。低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水の手順着手の判断基準を以下に示す。

なお、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。

a. 手順着手の判断基準

復水・給水系、原子炉隔離時冷却系および非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）および注入配管が使用可能な場合^{※1}。

また、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系および非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、低圧原子炉代替注水系（可搬型）および注入配管が使用可能な場合^{※2}。

※1：設備に異常がなく、電源および水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合。

※2：設備に異常がなく、燃料および水源（輪谷貯水槽（西1）または輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合。

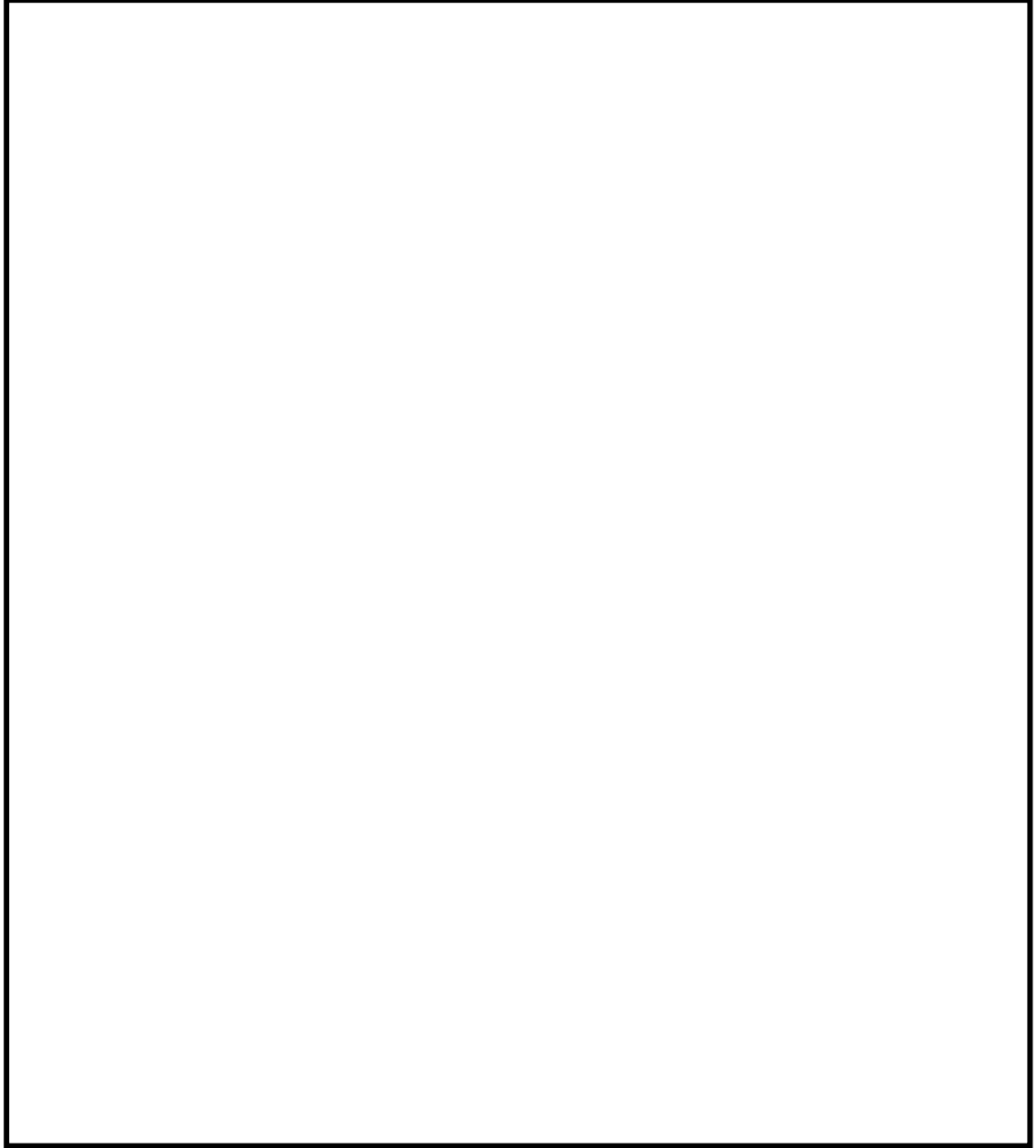
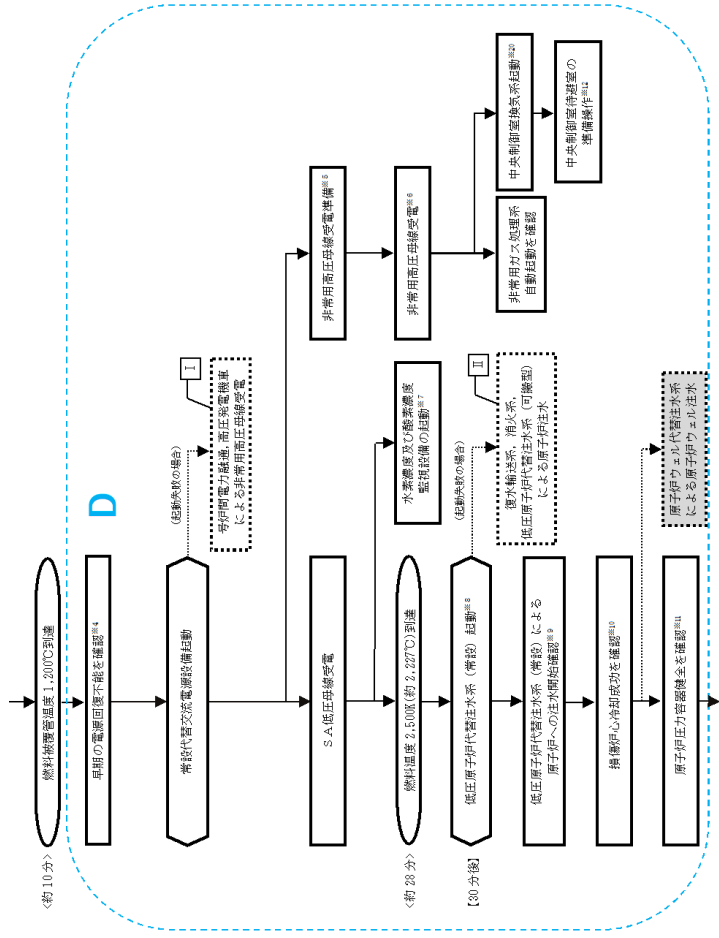
(配慮すべき事項)

○重大事故等時の対応手段の選択

設計基準事故対処設備である低圧注水系の故障等により原子炉の冷却機能が喪失した場合において、低圧原子炉代替注水系（常設）に異常がなく、交流電源および水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉を冷却する。

低圧原子炉代替注水系（常設）により原子炉の冷却ができない場合において、低圧原子炉代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料および水源（輪谷貯水槽（西1）または輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合は、低圧原子炉代替注水系（可搬型）により原子炉を冷却する。

なお、低圧原子炉代替注水系等により原子炉を冷却する場合は、中央制御室から弁の操作が可能であって注水流量が多い配管から選択する。また、中央制御室から弁の操作ができない場合は、現場で弁の手动操作を実施する。



保安規定 添付3

操作手順

16. 中央制御室の居住性等に関する手順等

対応手段等

居住性の確保

2. 炉心損傷時は、放射性物質等が環境に放出されるおそれがある格納容器フィルタベント系を使用する前に、中央制御室非常用循環系により中央制御室の正圧化を実施し、中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ）により中央制御室待避室の正圧化を実施する。また、格納容器ベント時のブルーム通過中には中央制御室非常用循環系を系統隔離運転とすることで放射性物質の侵入を防止する。

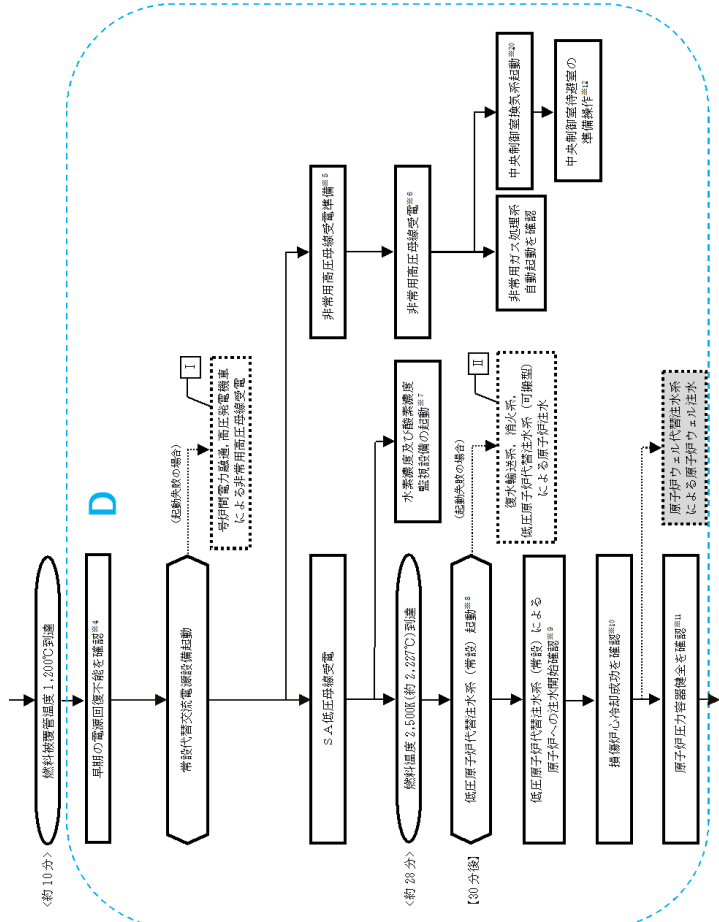
(1) 手順着手の判断基準

中央制御室非常用循環系加圧運転および中央制御室待避室の加圧準備の実施については、炉心損傷を当直副長が判断した場合^{※1}。

炉心損傷後に格納容器ベントを実施する際の中央制御室非常用循環系系統隔離運転については、中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンプ）による中央制御室待避室の加圧操作が完了した場合。

中央制御室待避室から退室した後の中央制御室非常用循環系による加圧運転については、炉心損傷後の格納容器ベント実施による中央制御室待避室への待避が終了し、中央制御室待避室から退出した場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタで格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、または格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉压力容器温度で300℃以上を確認した場合。



保安規定 添付3

操作手順

6. 格納容器内の冷却等のための手順等

対応手段等

炉心損傷後

フロントライン系故障時

1. 格納容器代替スプレイ系による格納容器内の冷却

当直副長および緊急時対策本部は、設計基準事故対処設備である格納容器冷却系の故障等により格納容器内の冷却ができえない場合は、以下の手段により格納容器内へスプレイし、格納容器内の圧力および温度を低下させる。

(1) 低圧原子炉代替注水槽を水源として、格納容器代替スプレイ系（常設）によりスプレイする。2) 格納容器代替スプレイ系（常設）により格納容器内へスプレイできない場合は、代替淡水源を水源として、格納容器代替スプレイ系（可搬型）等によりスプレイする。格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるスプレイの手順着手の判断基準を以下に示す。

(2) 格納容器代替スプレイ系（常設）により格納容器内へスプレイできない場合は、輪谷貯水槽（西1）および輪谷貯水槽（西2）を水源として、格納容器代替スプレイ系（可搬型）等によりスプレイする。

格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるスプレイの手順着手の判断基準を以下に示す。

なお、格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器内の冷却は、海を水源として利用できる。

a. 手順着手の判断基準

格納容器冷却系による格納容器内へのスプレイができない場合において、格納容器代替スプレイ系（常設）が使用可能な場合※1で、格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※2。

また、格納容器冷却系による格納容器内へのスプレイができない場合において、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合※3で、格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達した場合※2。

※1：設備に異常がなく、電源および水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合。

※2：「格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、サブレシジョン圧力、ドライウェル温度指示値が、格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。

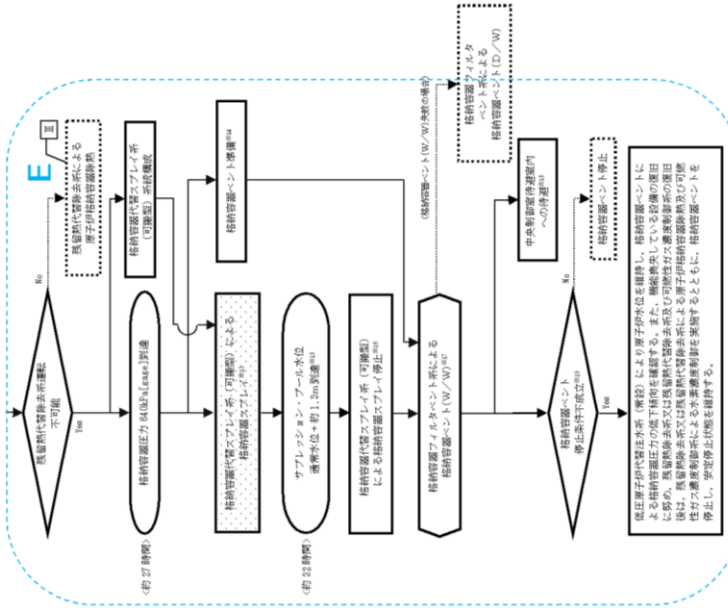
※3：設備に異常がなく、燃料および水源（輪谷貯水槽（西1）または輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合。

(配慮すべき事項)

○重大事故等時の対応手段の選択

設計基準事故対処設備である格納容器冷却系の故障等により格納容器内の冷却ができない場合において、格納容器代替スプレイ系（常設）に異常がなく、交流電源および水源（低圧原子炉代替注水槽）が確保されている場合は、格納容器代替スプレイ系（常設）により格納容器内を冷却する。

格納容器代替スプレイ系（常設）により格納容器内の冷却ができない場合において、格納容器代替スプレイ系（可搬型）に異常がなく、燃料および水源（輪谷貯水槽（西1）または輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）により格納容器内を冷却する。



保安規定 添付3

操作手順

7. 格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段等

1. 格納容器フィルタメント系による格納容器内の減圧および除熱

当直副長は、残留熱除去系および残留熱代替除去系の運転によって格納容器内の圧力を8.5 kPa [gage]以下に抑制する見込みがない場合、または原子炉建物水素濃度が2.5 vol%に到達した場合は、格納容器の破損を防止するため、格納容器フィルタメント系により格納容器内の圧力および温度を低下させる。

格納容器フィルタメント系の隔離弁（電動弁）の駆動源や制御電源が喪失した場合、隔離弁を遠隔で手動操作することで格納容器内の圧力および温度を低下させる。

(1) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※1において、残留熱除去系および残留熱代替除去系による格納容器内の減圧および除熱ができず、格納容器圧力が640 kPa [gage]に到達した場合※2、もしくは、原子炉建物原子炉棟内のいずれかの原子炉建物水素濃度指示値が2.1 vol%に到達した場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタで格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の1.0倍を超えた場合、または格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：原子炉の冷却ができない場合、または格納容器内の温度および圧力の制御ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。

(配慮すべき事項)

○重大事故等時の対応手段の選択

原子炉補機代替冷却系の設置が完了し、残留熱代替除去系が起動できる場合は、残留熱代替除去系により原子炉圧力容器への注水および格納容器内へのスプレーを実施する。

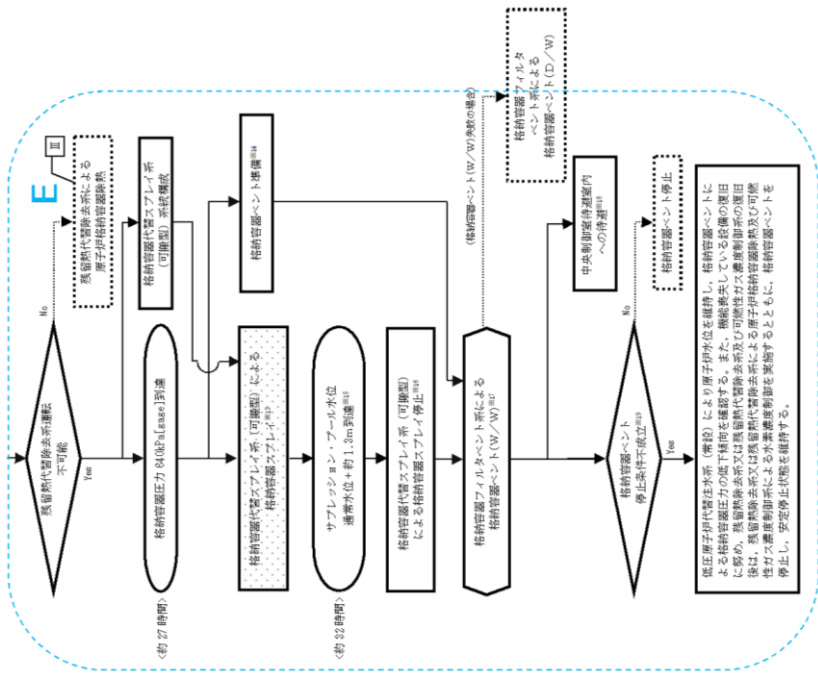
原子炉圧力容器の破損を判断した後は、残留熱代替除去系により格納容器内へのスプレーによる格納容器下部への注水を実施する。

残留熱代替除去系が起動できない場合は、サブレーションポンプ水位指示値が通常水位+約1.3mに到達した場合に、格納容器フィルタメント系により格納容器内の減圧および除熱を行う。

格納容器フィルタメント系による格納容器ベントの実施にあたり、弁の駆動源や制御電源がない場合、現場での手動操作を行う。

なお、格納容器フィルタメント系により格納容器ベントを実施する場合は、スクラビング効果が期待できるサブレーションチェンバを経由する経路を第一優先とする。

サブレーションチェンバ側のベントラインが水没等の理由で使用できない場合は、ドライウェイを経由する経路を第二優先とする。

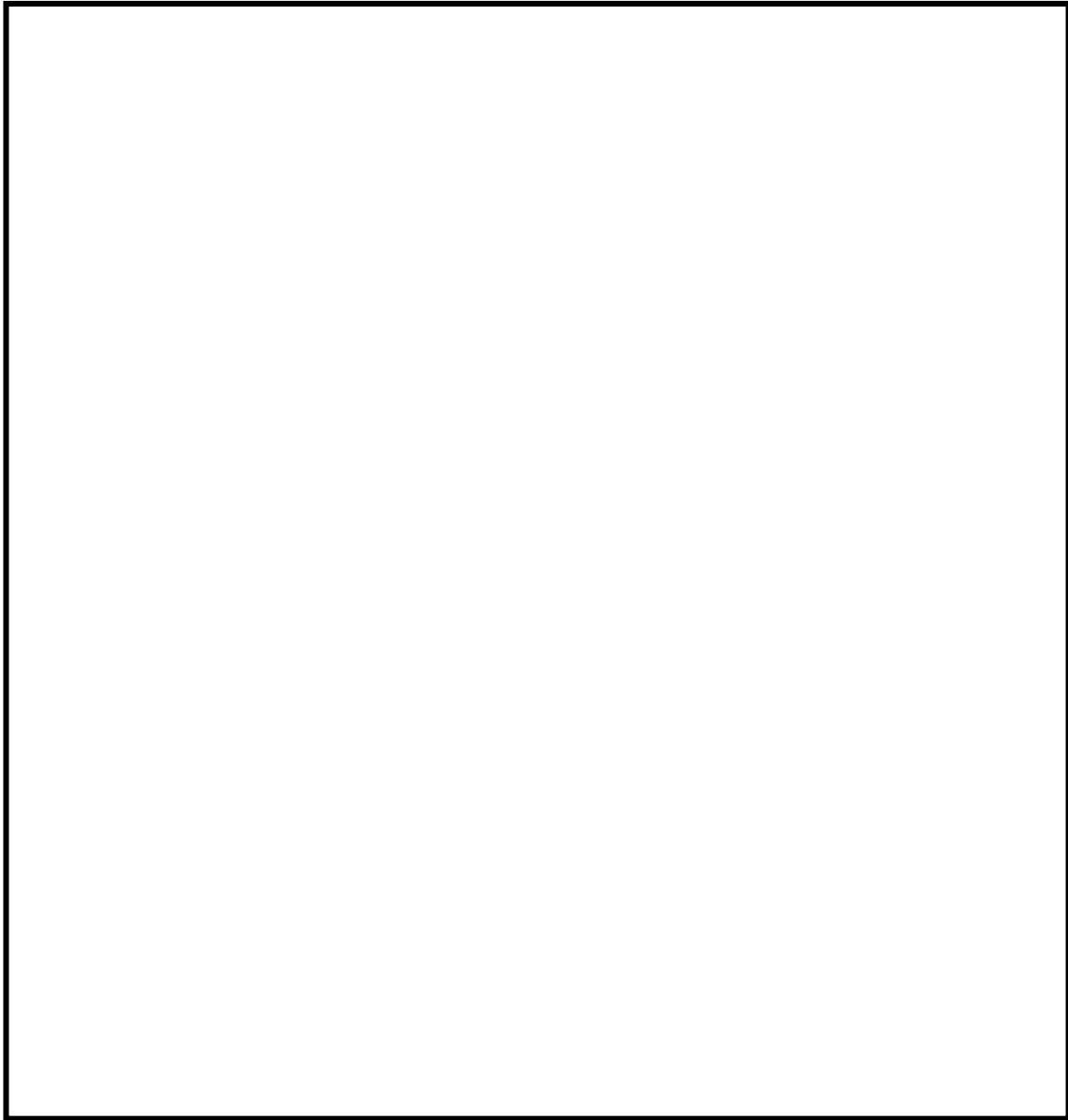
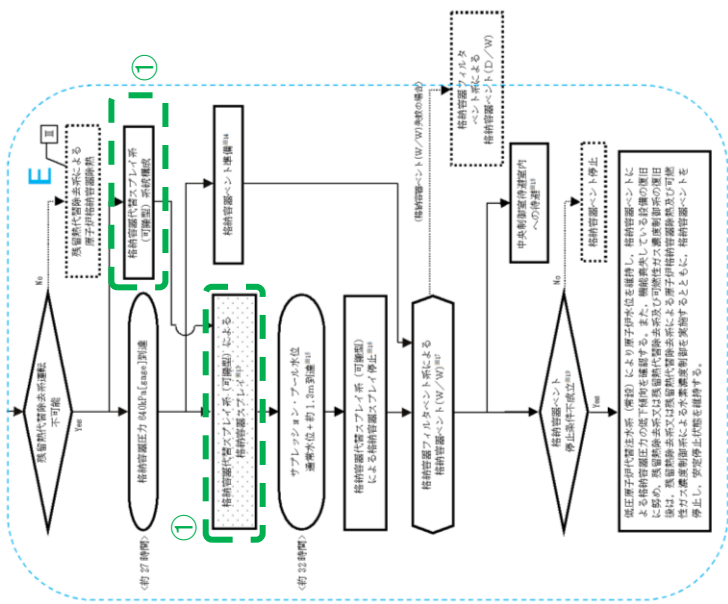


保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
6	格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原 子炉格納容器内の冷却(交流電源が確保され ている場合) ※	運転員 (中央制御室, 現場)	3	2時間10分 以内
		緊急時対策要員	12	

①

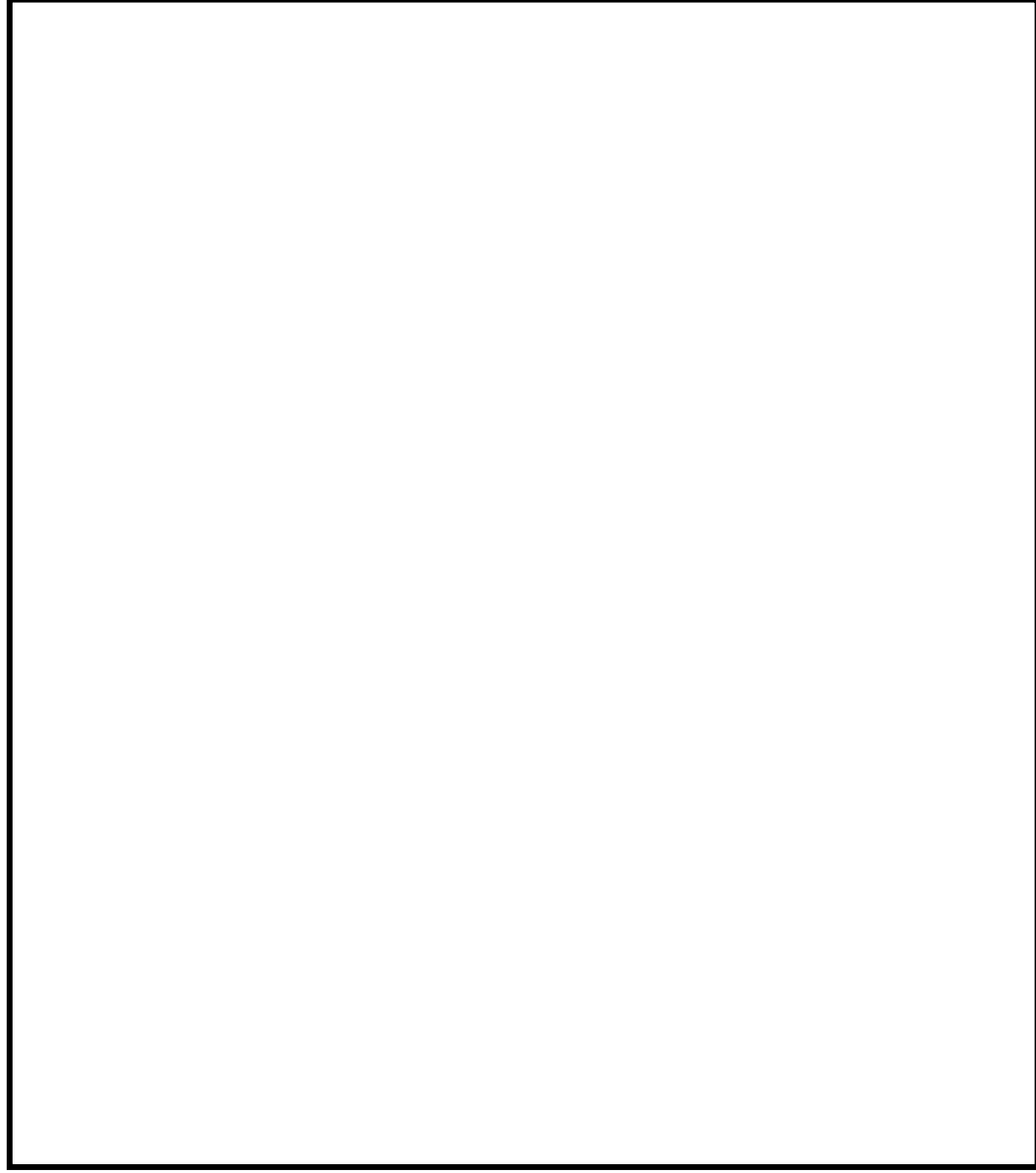
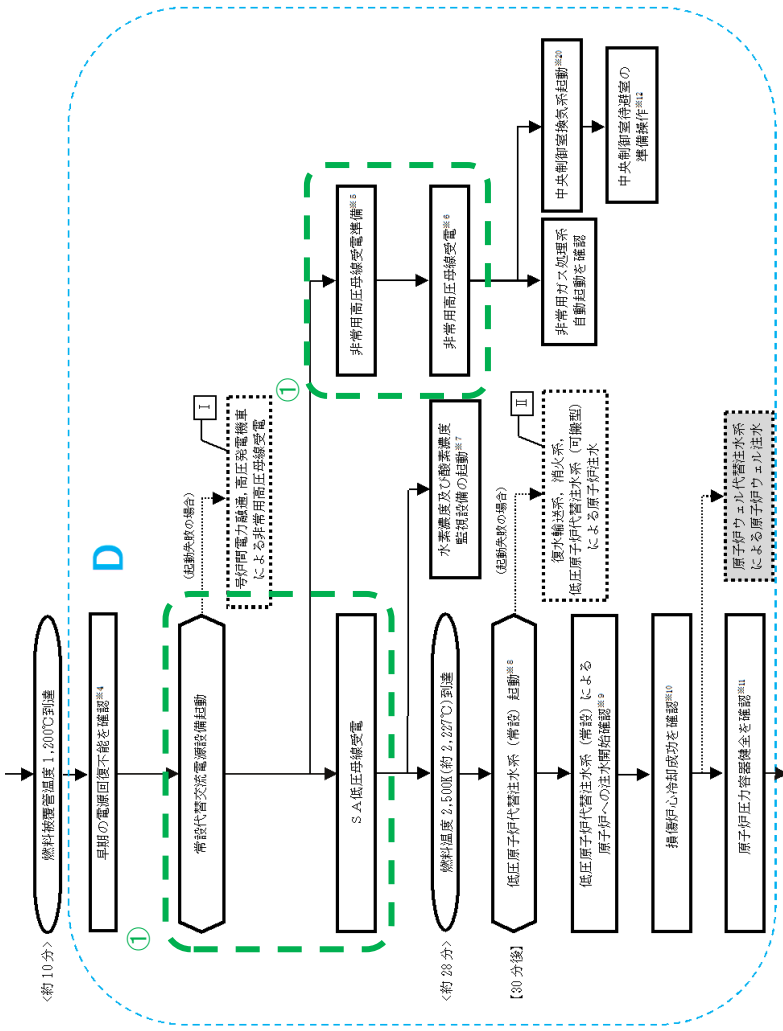
※ 有効性評価の重要事故シナリオに係る対応手段(以下, 本表において同じ。)



保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 1 4	常設代替交流電源設備による給電（非常用交流高圧電源母線B系受電）※	運転員 （中央制御室，現場）	3	40分以内
① 1 4	常設代替交流電源設備による給電（非常用交流高圧電源母線A系受電）※	運転員 （中央制御室，現場）	3	1時間10分以内

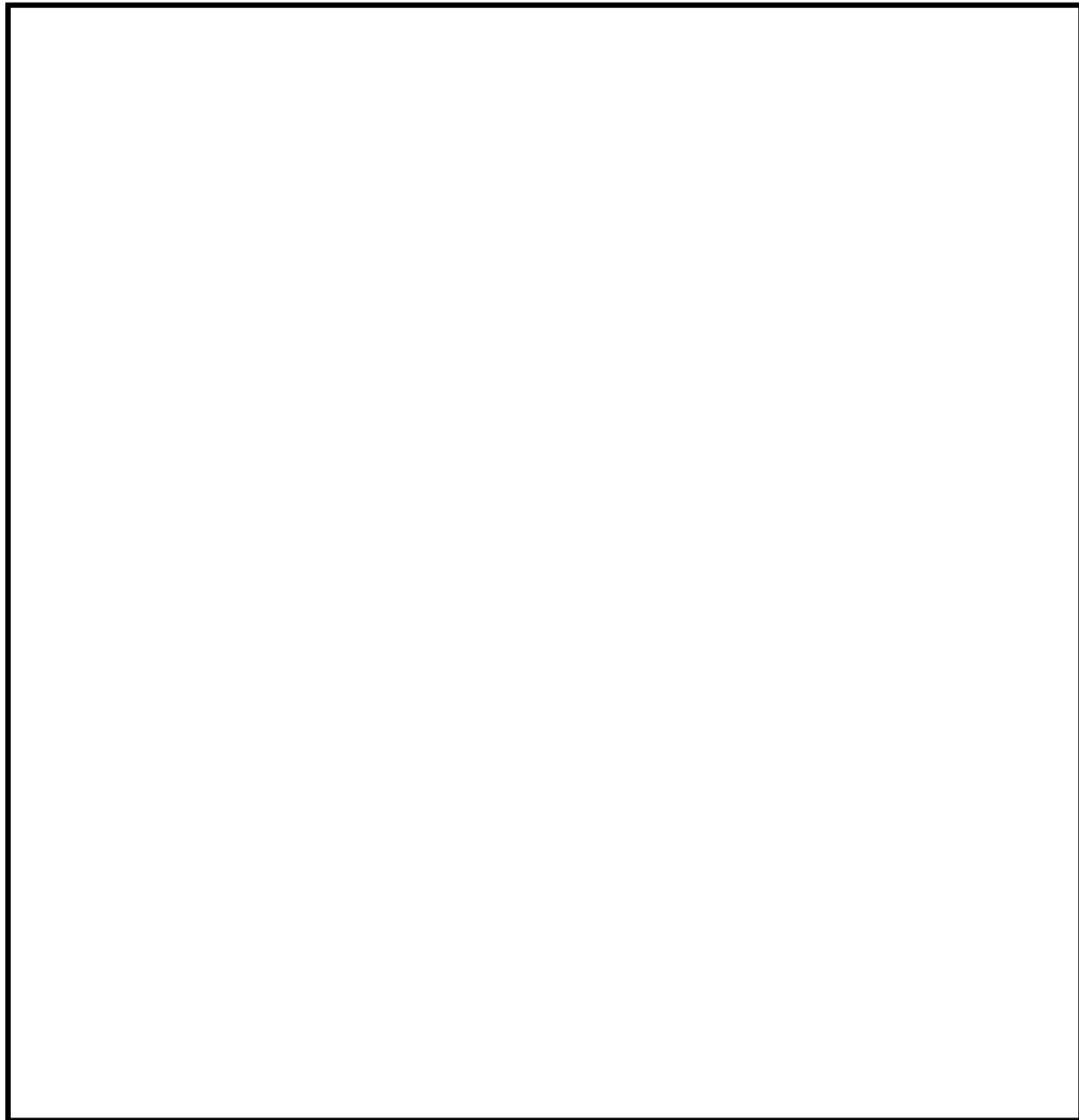
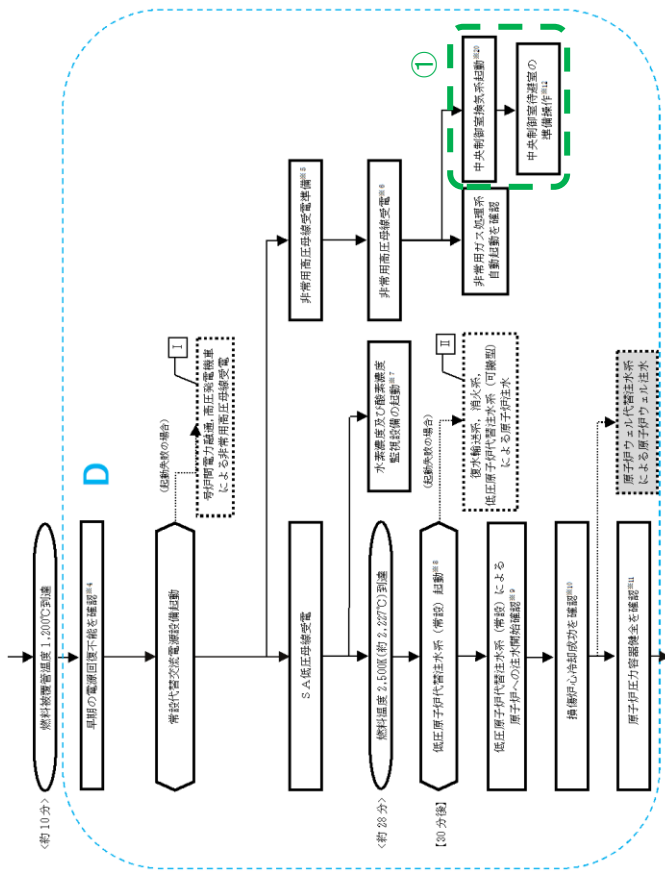
※ 有効性評価の重要事故シナシケンスに係る対応手段（以下，本表において同じ。）



保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 1 6	炉心損傷の判断時の中央制御室換気系加圧 運転手順※	運転員 (中央制御室, 現場)	3	40分以内
① 1 6	中央制御室待避室の準備手順※	運転員 (現場)	2	30分以内

※ 有効性評価の重要事故シナリオに係る対応手段（以下、本表において同じ。）



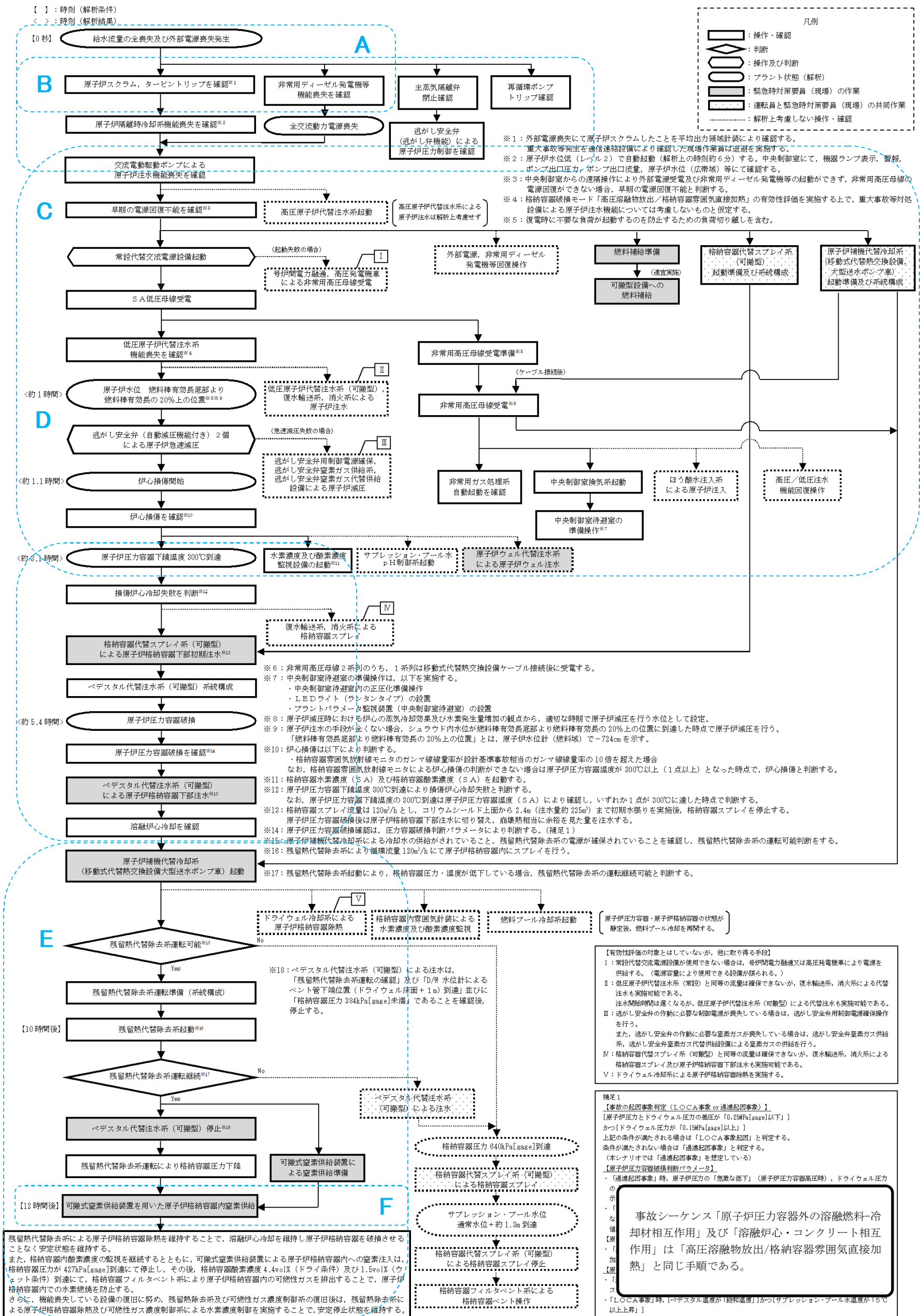
III. 重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理

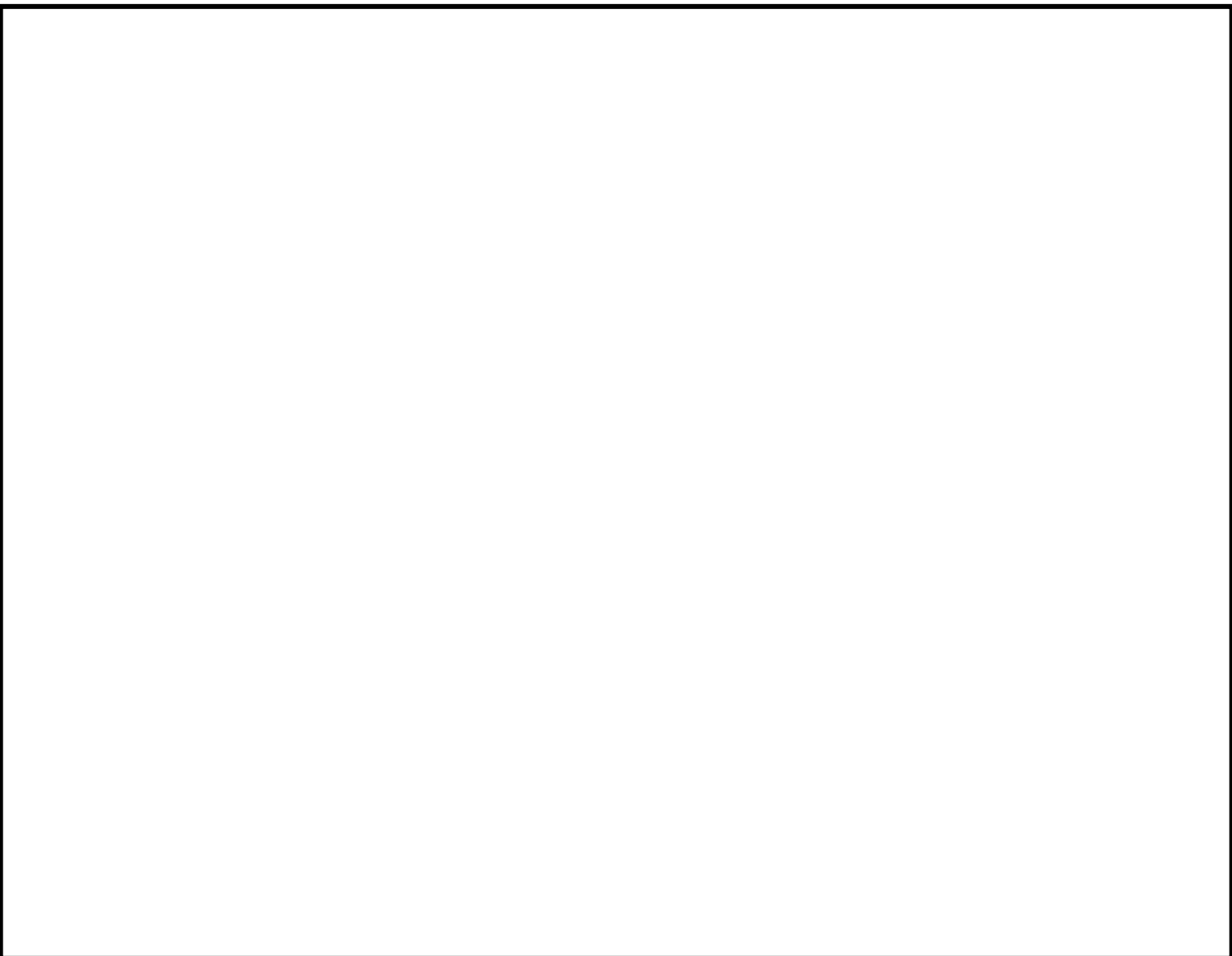
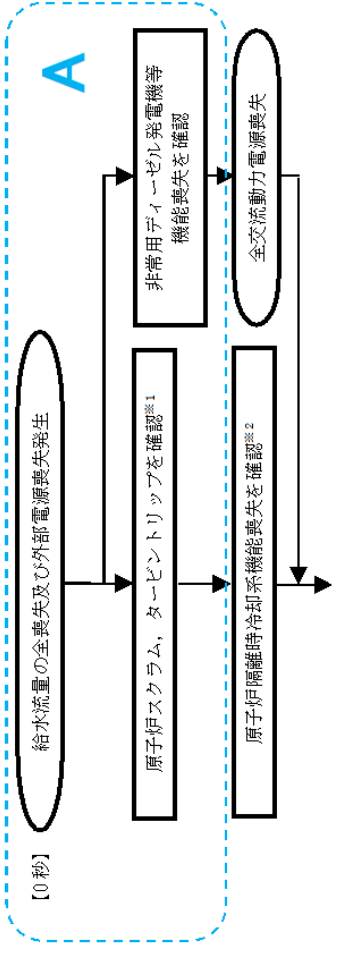
12. 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の対応手順の概要

「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」

「溶融炉心・コンクリート相互作用」

第3.2.2-2図 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の対応手順の概要





保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御 (1) スクラム</p> <p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉を停止する。 十分な炉心冷却状態を維持する。 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。) <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム信号が発生した場合 手動スクラムした場合 各制御の脱出条件が成立した場合 <p>③脱出条件</p> <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合は原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。 二次格納容器制御「二次格納施設制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の全制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。 <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 原子炉出力</p> <ul style="list-style-type: none"> 「自動スクラム」警報の発信を確認する。 全制御棒挿入状態を確認する。 平均出力領域計装の指示を確認する。 スクラム排出水容器ドレン弁、ベント弁の全閉を確認する。 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムおよび代替制御棒挿入機能の動作を行う。 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。 全制御棒が全挿入位置であることを確認し、全挿入位置を確認できない場合に1本のみ制御棒が未挿入であることを確認し、確認できない場合は原子炉制御「反応度制御」に移行する。また、原子炉制御「反応度制御」に移行した場合は、原子炉水位制御も原子炉制御「反応度制御」で行う。 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態および速度を確認する。 中性子源領域計装検出器および中間領域計装検出器を炉心内に挿入する。 平均出力領域計装、中性子源領域計装および中間領域計装により、原子炉未臨界を確認する。 <p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を確認する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合は、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 タービン駆動給水ポンプを停止し、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系（一要素）で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 給復水系（復水器を含む）が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動作動した場合は不要) 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系（常設）、低圧原子炉代替注水系（可搬型）、復水輸送系、消火系または制御棒駆動水圧系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、大量送水車の接続を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。 原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 	<p>①</p>
--	----------

保安規定 添付1

⑤ 主な監視操作内容

- ・原子炉水位が有効燃料頂部に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
- ・原子炉水位を連続的に監視する。

C. 原子炉圧力

- ・原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
- ・主蒸気隔離弁が開の場合は、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認する。
- ・原子炉圧力制御が正常でない場合または復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を全閉し、原子炉を隔離する。
- ・主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合は、一次格納容器制御「サブレシジョンチェーンバ温度制御」に移行する。
- ・主蒸気逃がし閉の場合は、主蒸気逃がし安全弁を開いて、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。なお、復水器が使用可能である場合は、主蒸気ドレン弁により調整してもよい。
- ・主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブレシジョンチェーンバの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブレシジョンチェーンバ冷却を行う。
- ・原子炉圧力をタービンバイパスまたは主蒸気逃がし安全弁により原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力まで減圧し、原子炉隔離時冷却系を停止する。
- ・原子炉圧力を残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを起動する。
- ・主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D. タービン・電源

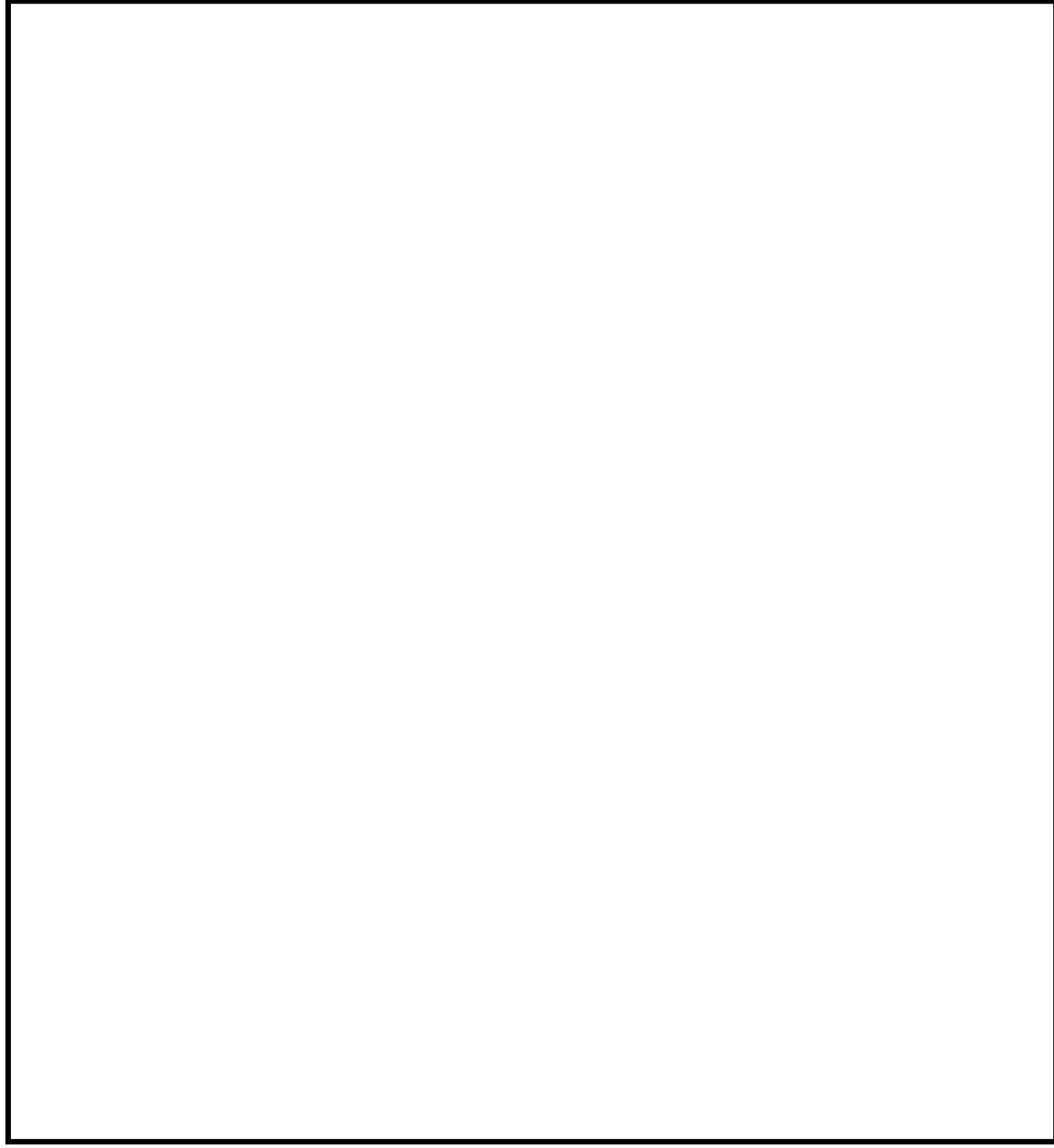
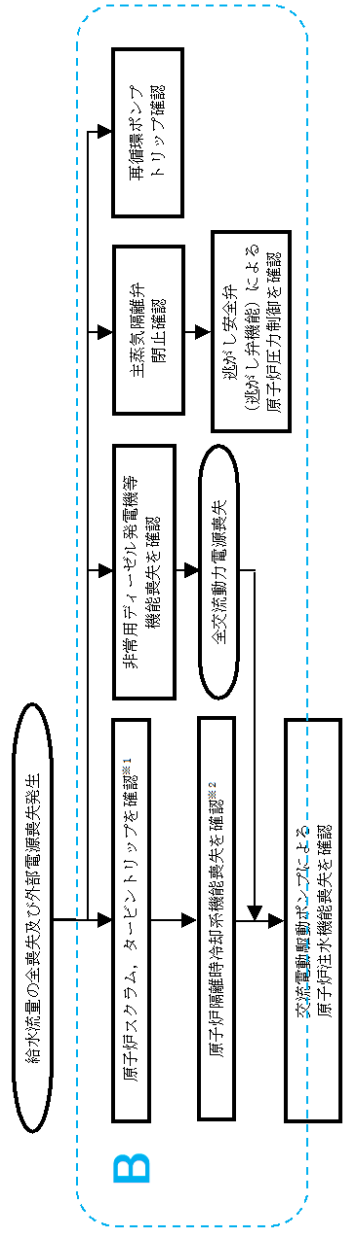
- ・原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。(タービン自動トリップの場合は不要。)
- ・タービントリップ状態、発電機トリップ状態を確認する。
- ・所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部または全部が確保されない場合は、「交流/直流電源供給回復」に移行する。
- ・主蒸気隔離弁が開の場合は、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器およびグラブドシールドの切替により復水器真空度を維持する。
- ・原子炉圧力制御が正常でない場合は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を全閉し原子炉を隔離する。
- ・タービン、発電機の停止状態を確認する。

E. モニタ確認

- ・各種放射線モニタの指示を確認する。
- ・各種放射線モニタの指示の異常が確認された場合は、「復旧」操作に移行せず原因の調査を実施する。

F. 復旧

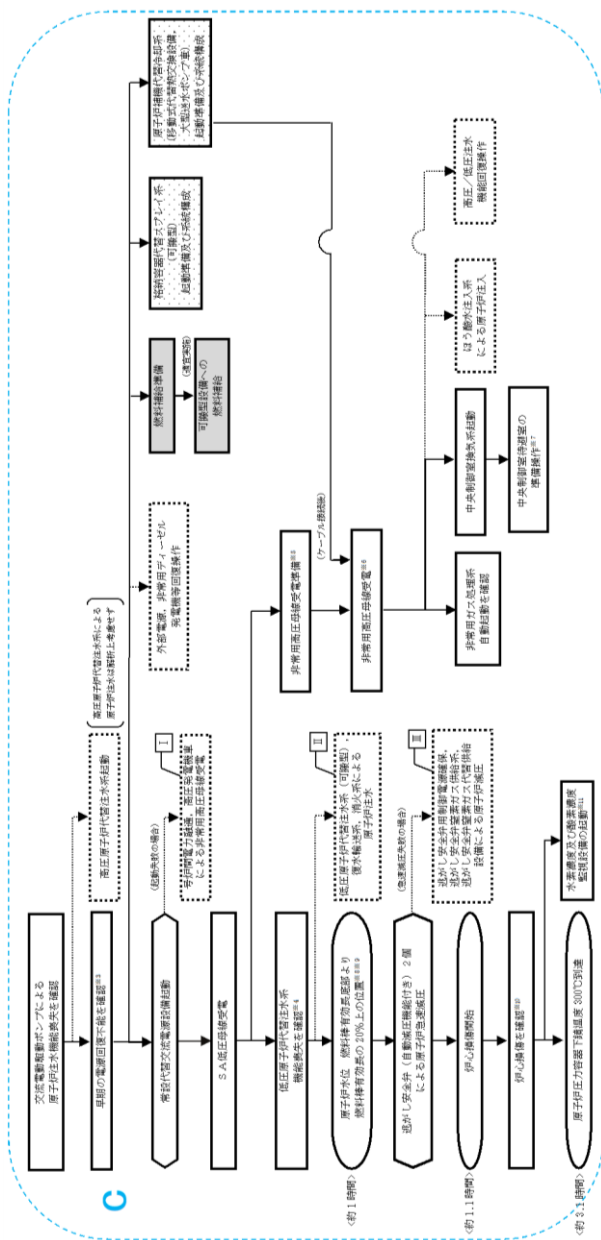
- ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- ・格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- ・原子炉圧力等の主要パラメータが安定していることを確認する。
- ・格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- ・原子炉浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉棟空調換気系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- ・主蒸気隔離弁が閉している場合は、開可能であれば均圧後、主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉を減圧する。
- ・原子炉スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- ・原子炉再循環ポンプが停止した場合は、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
- ・原子炉を冷温停止する。



① ②

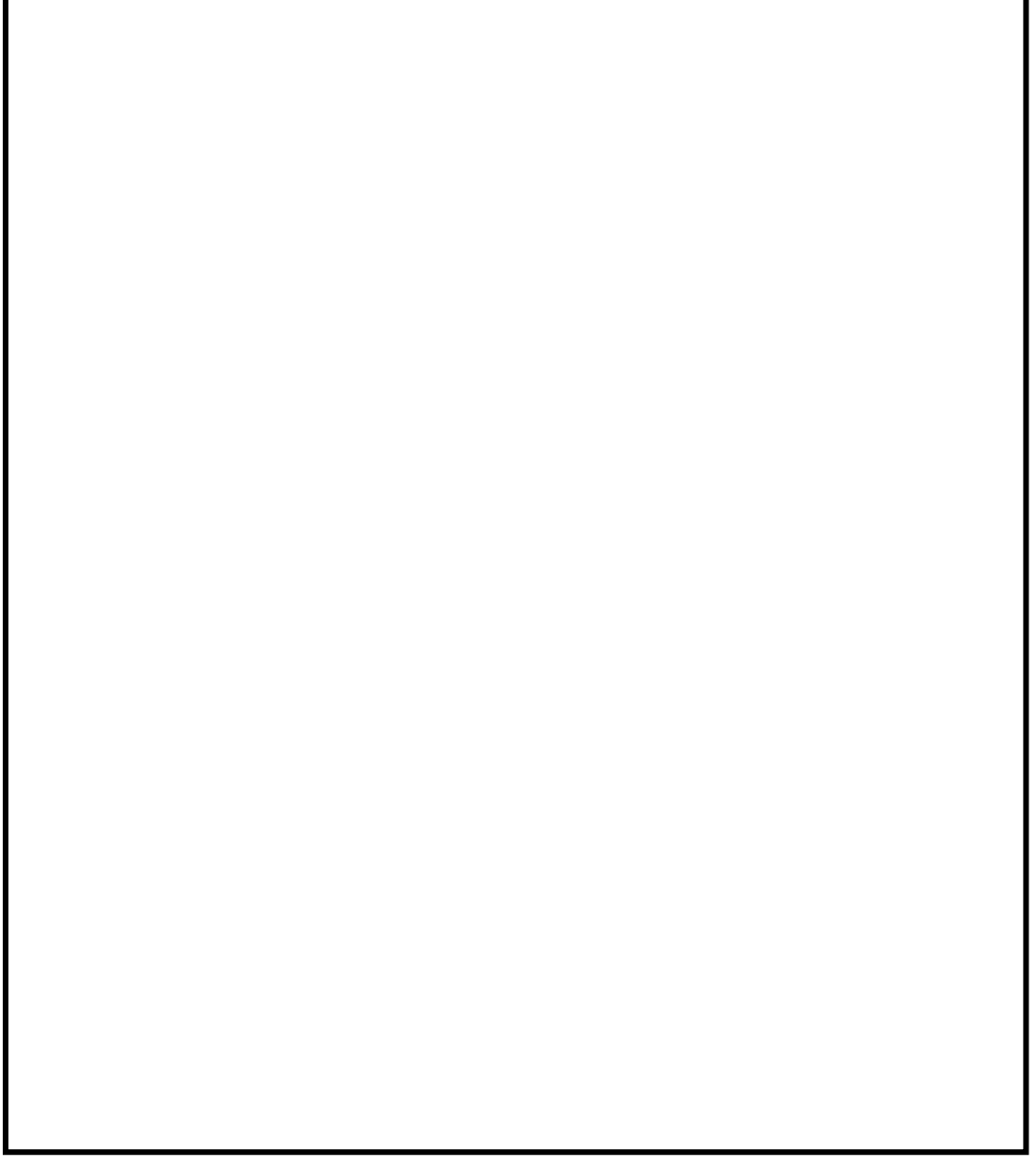
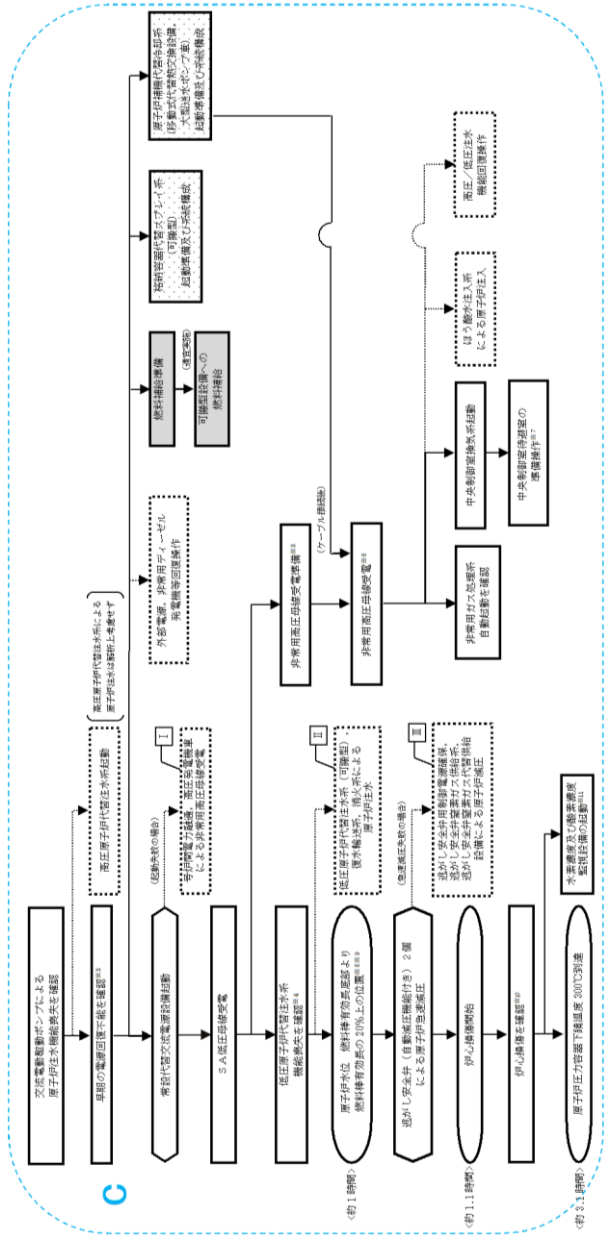
保安規定 添付1

<p>5. 電源制御</p> <p>(1) 交流／直流電源供給回復</p> <p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・交流電源および直流電源の供給を回復し、維持する。 <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合 <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。 <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 非常用ディーゼル発電機</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機の状態を随時把握する。 ・原子炉補機海水系および高圧炉心スプレイ補機海水系の運転状態を随時把握し、非常用ディーゼル発電機の冷却が継続可能であることを確認する。 ・全交流電源喪失となった場合は、可搬型設備による冷却水供給要請、および原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を確認する。全交流電源喪失が継続し格納容器ベント基準に到達した場合は、格納容器フィルタベント系または耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。 <p>B. FLSR, RHAR 電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却および高圧原子炉代替注水系の起動に失敗し高圧・低圧注水機能喪失となった場合には、常設代替交流電源設備により代替所内電気設備を受電し、低圧原子炉代替注水系（常設）および残留熱代替除去系による原子炉注水に必要な設備の電源を確保する。 <p>C. 受電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 <p>D. 給電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備による電源供給を回復させる。 <p>E. 直流電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。 <p>F. 直流電源回復</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 <p>G. 復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設電源設備または非常用電源設備の復旧状況に応じ、継続して電源供給可能な設備に切り替える。
--



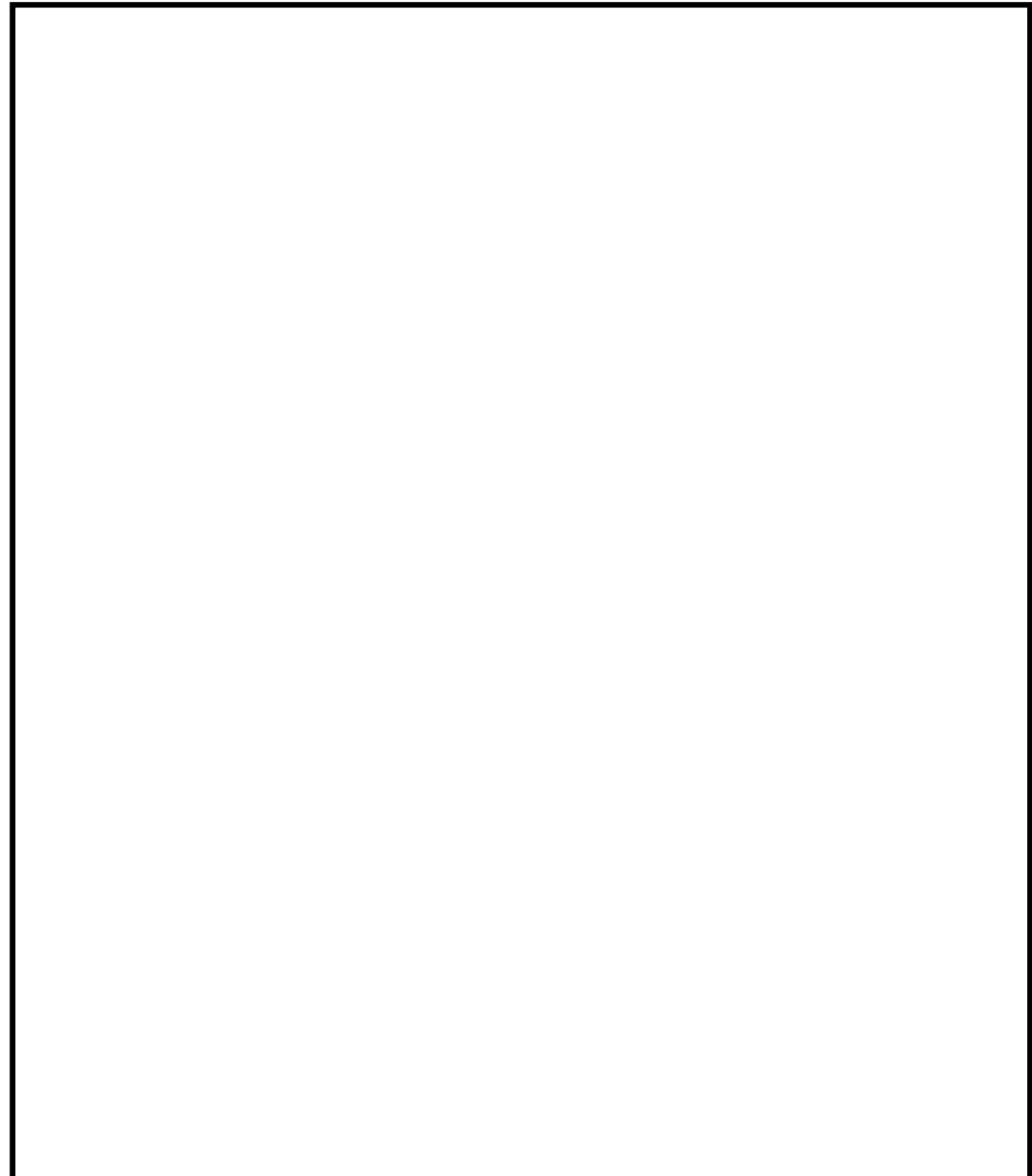
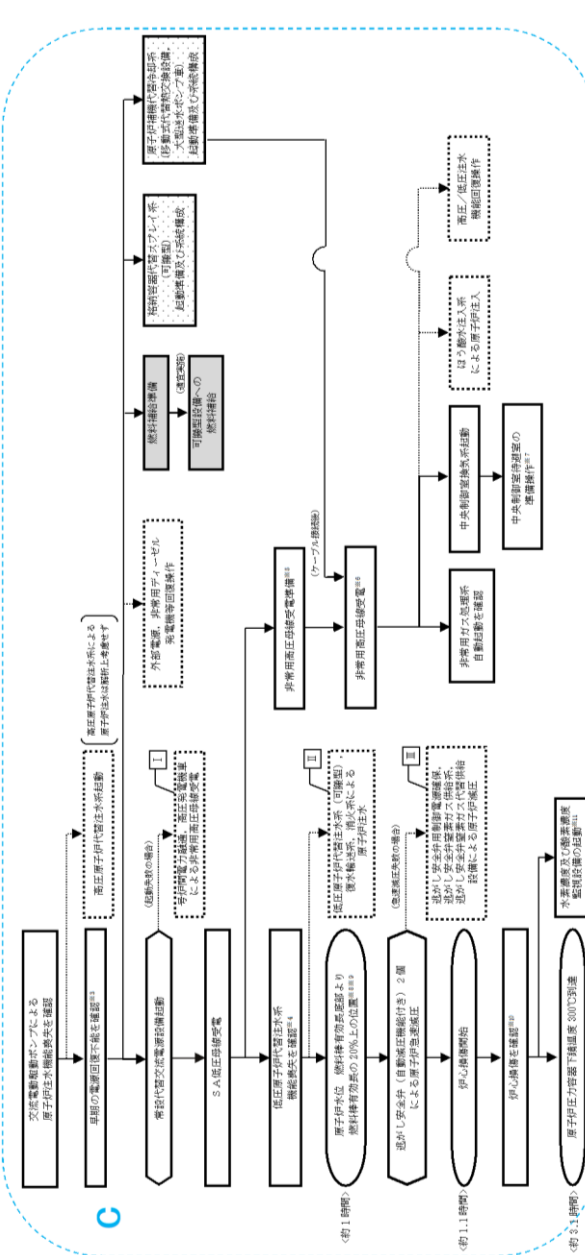
保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御 (3) 水位確保</p>	<p>①目的 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。</p> <p>②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合 ・一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サプレッションチェンバ圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合 ・不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合 ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合 ・不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合</p> <p>③脱出条件 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合</p>
<p>④基本的な考え方</p>	<p>・原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。</p>
<p>⑤主な監視操作内容</p>	<p>A. 水位確保 ・原子炉水位、原子炉圧力、格納容器隔離ならびに非常用炉心冷却系および非常用ディーゼル発電機の動作を確認する。 ・作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。</p> <p>B. 水位 ・給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧原子炉代替注水系、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系または低圧原子炉代替注水系（可搬型）、制御棒駆動水圧系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。 ・原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に回復、維持できない場合は、大量送水車の接続を要請する。 ・給復水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位の低下が継続した場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上または復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上による原子炉注水の準備を行い不測事態「急速減圧」および一次格納容器制御「格納容器水位濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水位濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位が不明の場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水位濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。</p>



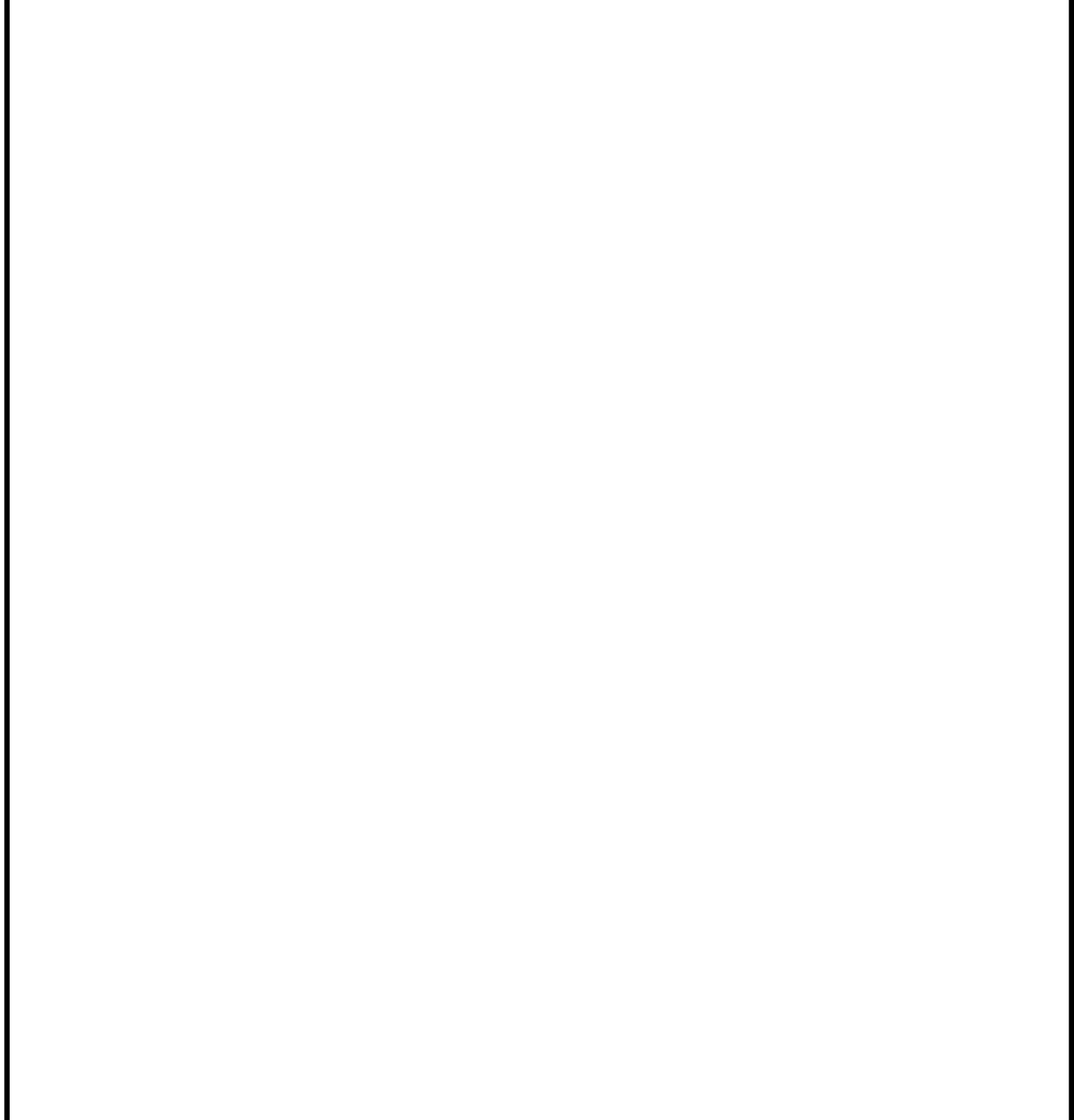
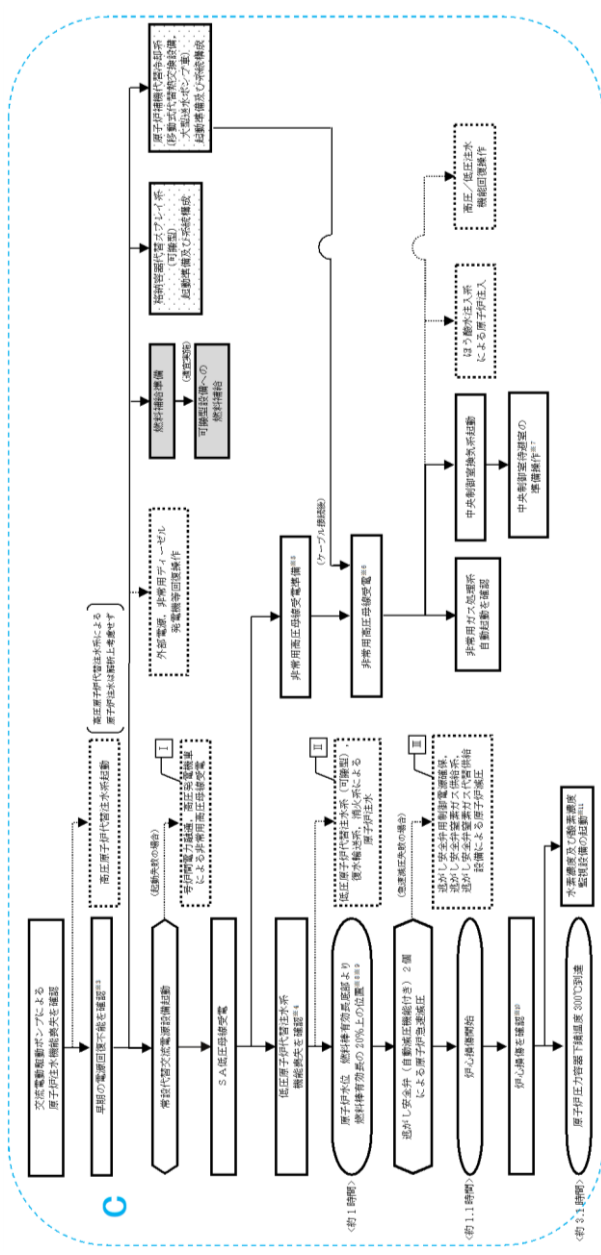
保安規定 添付1

<p>4. 不測事態</p> <p>(1) 水位回復</p> <p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を回復する。 <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 原子炉制御「水位確保」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 原子炉制御「減圧冷却」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合 <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位の徴候に応じて、非常用炉心冷却系の再起動や低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）の起動を行う。 原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合、炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならぬ。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が1200℃または燃料被覆管酸化割合が15%に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって、炉心が露出した時刻を記録し、前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系、低圧原子炉代替注水系（常設）、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）を起動する。 <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位回復</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位が不明の場合、不測事態「水位不明」に移行する。 原子炉水位が有効燃料頂部以下に低下した時刻を記録する。 原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系を起動する。 低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、少なくとも1系統の起動を試みる。 低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、1系統以上の起動ができない場合は、低圧原子炉代替注水系（常設）1系統以上、または、復水輸送系、消火系、低圧原子炉代替注水系（可搬型）から1系統以上を起動し、不測事態「急速減圧」に移行する。 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。 <p>B. 水位上昇中</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が作動していない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統の1系統以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」に移行する。 原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統の1系統以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」に移行する。 原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できる場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。 <p>C. 水位下降中</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以上の場合は、原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系を作動させる。 原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合は、または原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉代替注水系が作動したにもかかわらず原子炉水位が上昇しない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。
--



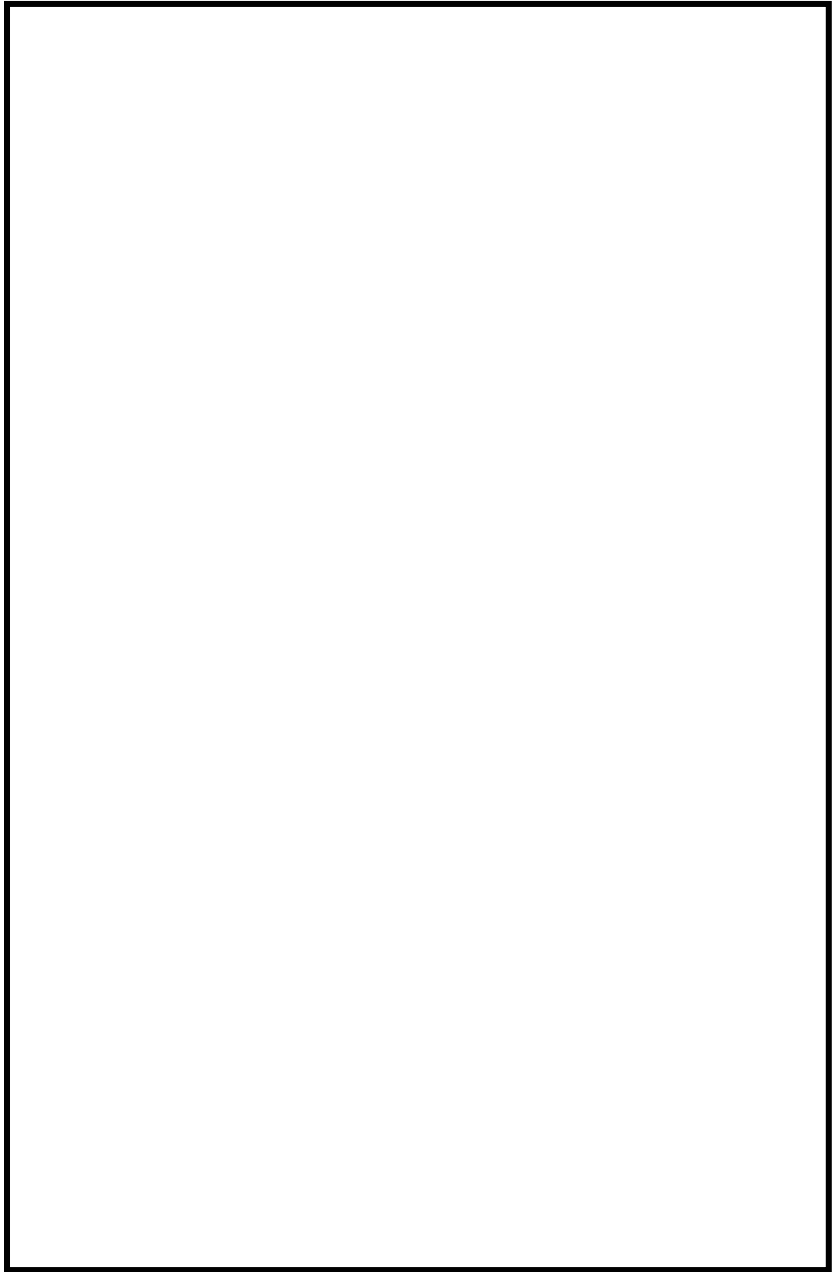
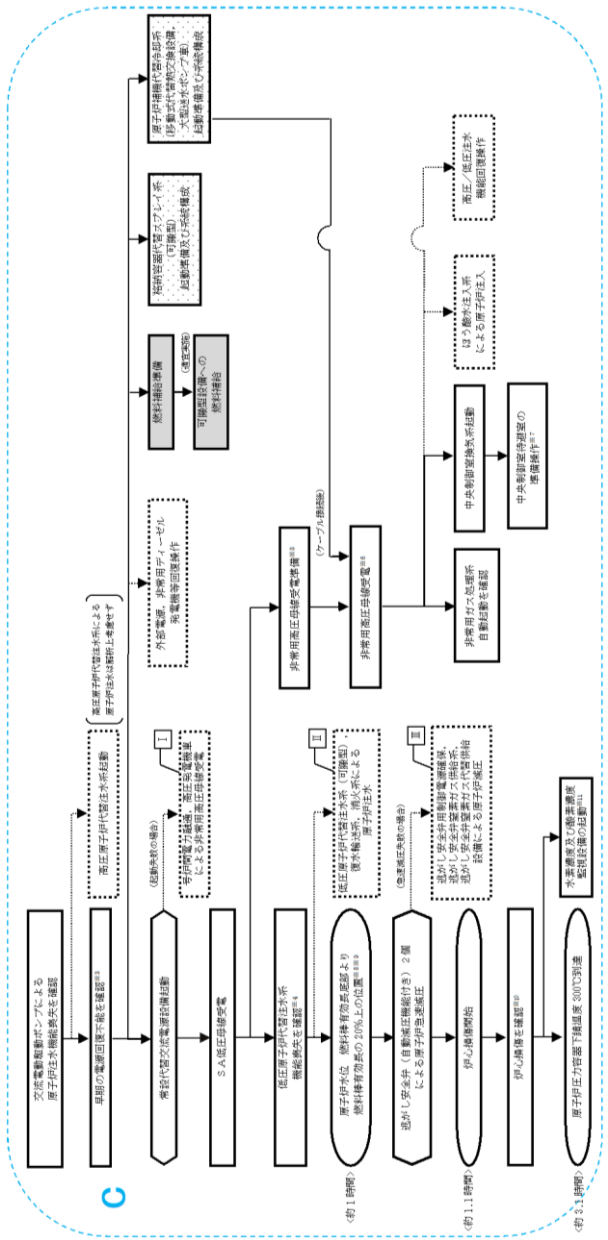
保安規定 添付1

<p>5. 電源制御</p> <p>(1) 交流／直流電源供給回復</p> <p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・交流電源および直流電源の供給を回復し、維持する。 <p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合 <p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。 <p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 非常用ディーゼル発電機</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機の状況を随時把握する。 ・原子炉補機海水系および高圧炉心スプレイ補機海水系の運転状態を随時把握し、非常用ディーゼル発電機の冷却が継続可能であることを確認する。 ・全交流電源喪失となった場合は、可搬型設備による冷却水供給要請、および原子炉隔離時冷却系または高圧原子炉炉代注水系を起動し原子炉圧力容器への注水を確保する。全交流電源喪失が継続し格納容器ベント基準に到達した場合は、格納容器フィルタベント系または耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。 <p>B. FLSR, RHAR 電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系および高圧原子炉代注水系の起動に失敗し高圧・低圧注水機能喪失となった場合には、常設代替交流電源設備により代替所内電気設備を受電し、低圧原子炉代注水系（常設）および残留熱代替除去系による原子炉注水に必要な設備の電源を確保する。 <p>C. 受電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 <p>D. 給電</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備による電源供給を回復させる。 <p>E. 直流電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。 <p>F. 直流電源回復</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、号炉間電力融通設備のうち、使用可能な給電設備の状況に応じ、代替所内電源設備を使用した電路を構成し、電源供給を回復させる。 <p>G. 復旧</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設電源設備または非常用電源設備の復旧状況に応じ、継続して電源供給可能な設備に切り替える。
--



保安規定 添付3

<p>操作手順</p> <p>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 対応手段等</p> <p>フロントライン系故障時</p> <p>1. 手動操作による減圧</p> <p>当直副長は、設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により原子炉の減圧ができない場合は、中央制御室からの手動操作により主蒸気逃がし安全弁を開操作し、原子炉を減圧する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>d. 炉心損傷後の減圧の場合</p> <p>(b) 低圧注水手段がない場合</p> <p>原子炉圧力容器への注水手段が確保できず、原子炉圧力容器内の水位が規定水位（燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置）に到達した場合で、主蒸気逃がし安全弁の開操作が可能なお場合。</p> <p>高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止</p> <p>当直副長は、炉心損傷時、原子炉圧力容器への注水手段がない場合は、原子炉圧力容器が高圧の状態での破損した場合に溶融物が放出され、格納容器内の雰囲気温度が直接加熱されることによる格納容器の破損を防止するため、主蒸気逃がし安全弁の手動操作により原子炉を減圧する。</p> <p>1. 手順着手の判断基準</p> <p>フロントライン系故障時 1. 手動操作による減圧 (1) 手順着手の判断基準 c. 炉心損傷後の減圧の場合」と同じ。</p>
--



保安規定 添付3

操作手順

16. 中央制御室の居住性等に関する手順等

対応手段等

居住性の確保

2. 炉心損傷時は、放射性物質等が環境に放出されるおそれがある格納容器フィルタベント系を使用する前に、中央制御室非常用循環系により中央制御室の正圧化を実施し、中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ）により中央制御室待避室の正圧化を実施する。また、格納容器ベント時のブルーム通過中には中央制御室非常用循環系を系統隔離運転とすることで放射性物質の侵入を防止する。

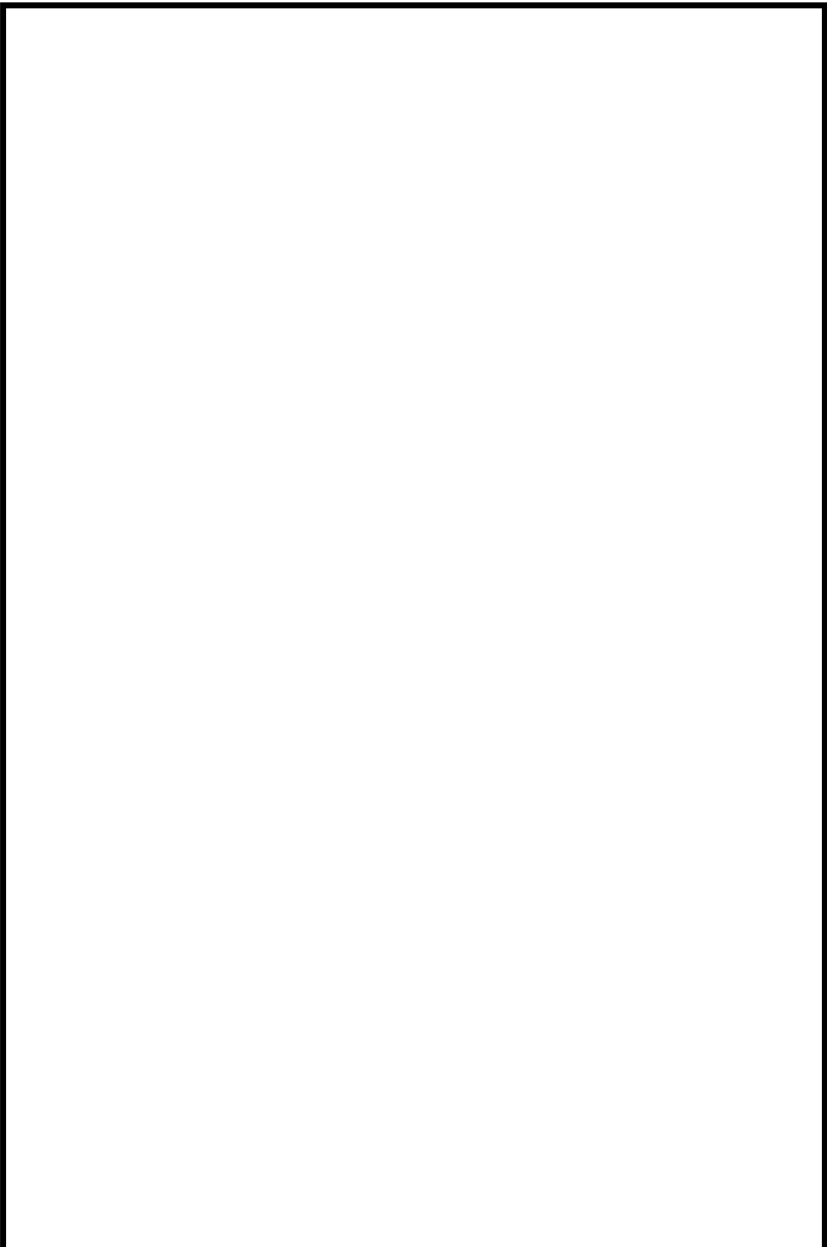
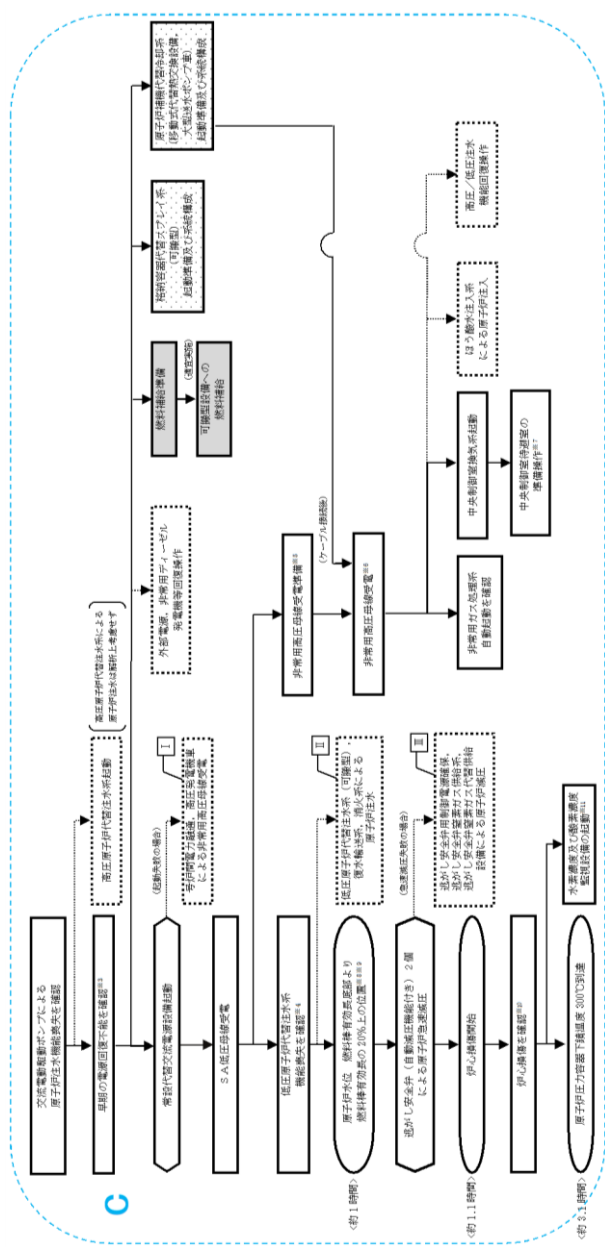
(1) 手順着手の判断基準

中央制御室非常用循環系加圧運転および中央制御室待避室の加圧準備の実施については、炉心損傷を当直副長が判断した場合^{※1}。

炉心損傷後に格納容器ベントを実施する際の中央制御室非常用循環系系統隔離運転については、中央制御室待避室正圧化装置（空気ポンペ）による中央制御室待避室の加圧操作が完了した場合。

中央制御室待避室から退室した後の中央制御室待避室への待避が終了し、中央制御室待避室から退出した場合、格納容器ベント実施による中央制御室待避室内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、または格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタで格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、または格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。



保安規定 添付3

操作手順

9. 水素爆発による格納容器の破損を防止するための手順等

4. 格納容器内の水素濃度および酸素濃度の監視

当直副長は、格納容器内に発生する水素ガスおよび酸素ガスの濃度を格納容器水素濃度（SA）、格納容器水素濃度（B系）、格納容器酸素濃度（SA）、格納容器酸素濃度（B系）を用いて測定し、監視する。全交流動力電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、格納容器水素濃度（SA）、格納容器水素濃度（B系）、格納容器酸素濃度（SA）、格納容器酸素濃度（B系）を用いて測定し、監視する。

(1) 手順着手の判断基準

格納容器内の水素濃度（SA）および格納容器酸素濃度（SA）については、炉心損傷を判断した場合※1。格納容器水素濃度（B系）および格納容器酸素濃度（B系）については、炉心損傷を判断した場合※1において、格納容器内雰囲気放射線モニタで格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、または格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

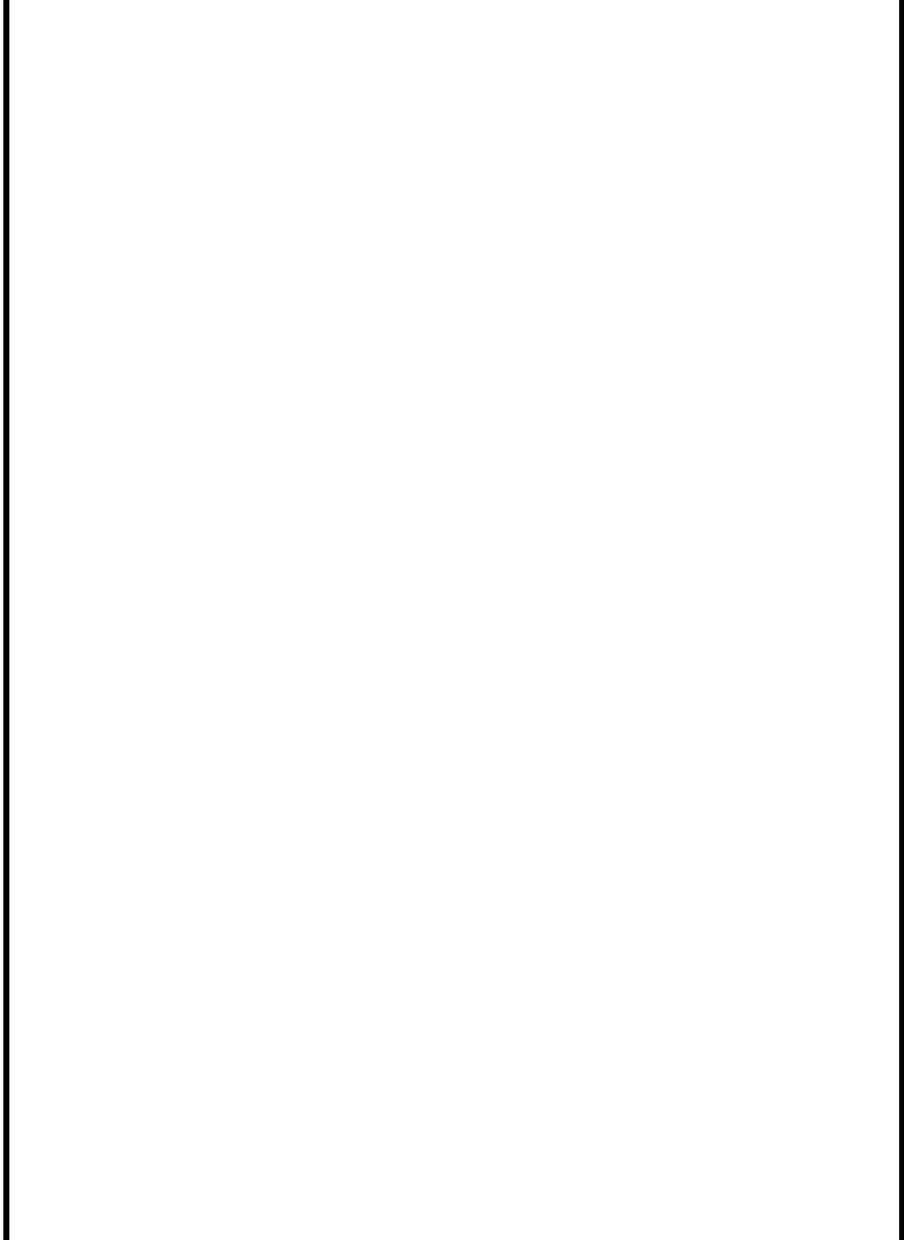
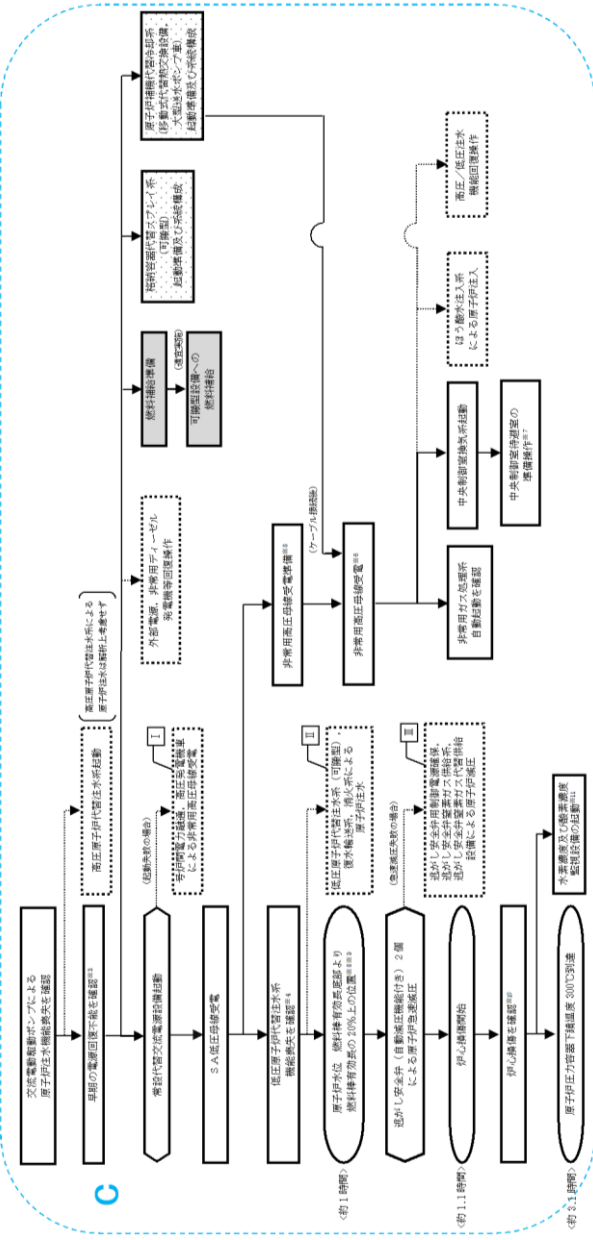
※1：格納容器内雰囲気放射線モニタで格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合、または格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※2：設備に異常がなく、電源および補機冷却水が確保されている場合。

(配慮すべき事項)

○重大事故等時の対応手段の選択

格納容器内の酸素濃度が規定値に到達した場合は、格納容器フィルタベント系を用いて格納容器内に滞留している水素ガスおよび酸素ガスを排出する。



保安規定 添付3

操作手順

8. 格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

対応手段等

格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

1. ペデスタル代替注水系または格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器下部への注水
 当直副長および緊急時対策本部は、炉心の著しい損傷が発生した場合は、格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却するため、以下の手段により格納容器下部へ注水する。

(2) ペデスタル代替注水系（常設）により注水できない場合は、輪谷貯水槽（西1）および輪谷貯水槽（西2）を水源として、格納容器代替スプレイ系（可搬型）またはペデスタル代替注水系（可搬型）等により注水する。格納容器代替注水系（可搬型）による注水の手順着手の判断基準を以下に示す。

なお、格納容器代替スプレイ系（可搬型）またはペデスタル代替注水系（可搬型）による注水は、海を水源として利用できる。

a. 手順着手の判断基準

(a) 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器下部への初期水張りの判断基準

損傷炉心の冷却が未達成の場合^{※1}で、格納容器代替スプレイ系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}。d) 原子炉圧力容器破損後のペデスタル代替注水系（可搬型）による格納容器下部への注水操作の判断基準

(d) 原子炉圧力容器破損後のペデスタル代替注水系（可搬型）による格納容器下部への注水操作の判断基準

原子炉圧力容器の破損の徴候^{※2}および破損によるパラメータの変化^{※3}により原子炉圧力容器の破損を判断した場合で、ペデスタル代替注水系（可搬型）が使用可能な場合^{※4}

※1：「損傷炉心の冷却が未達成」は、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合。

※2：「原子炉圧力容器の破損の徴候」は、原子炉圧力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉圧力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加および制御棒駆動機構温度指示値の喪失数増加により確認する。

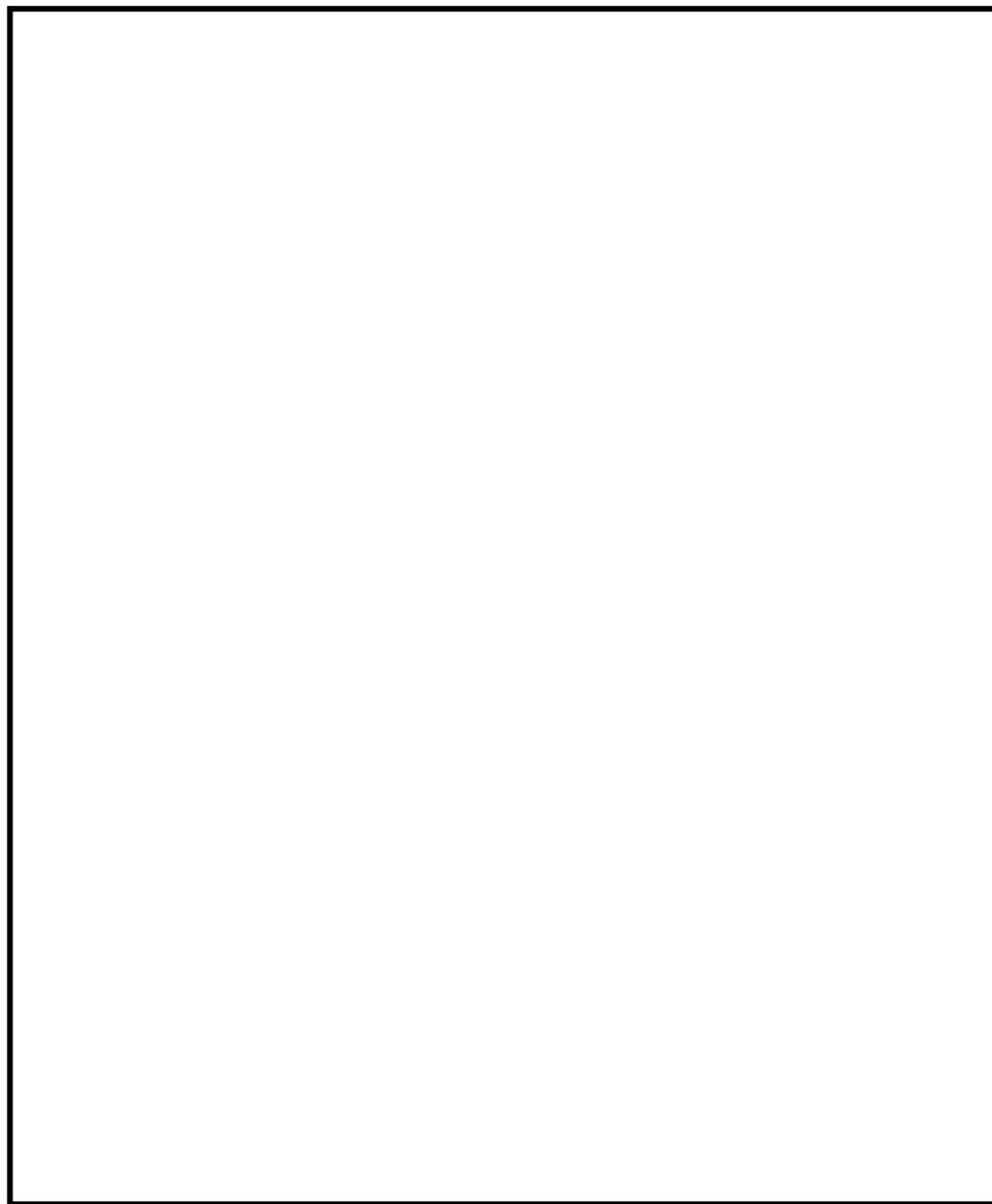
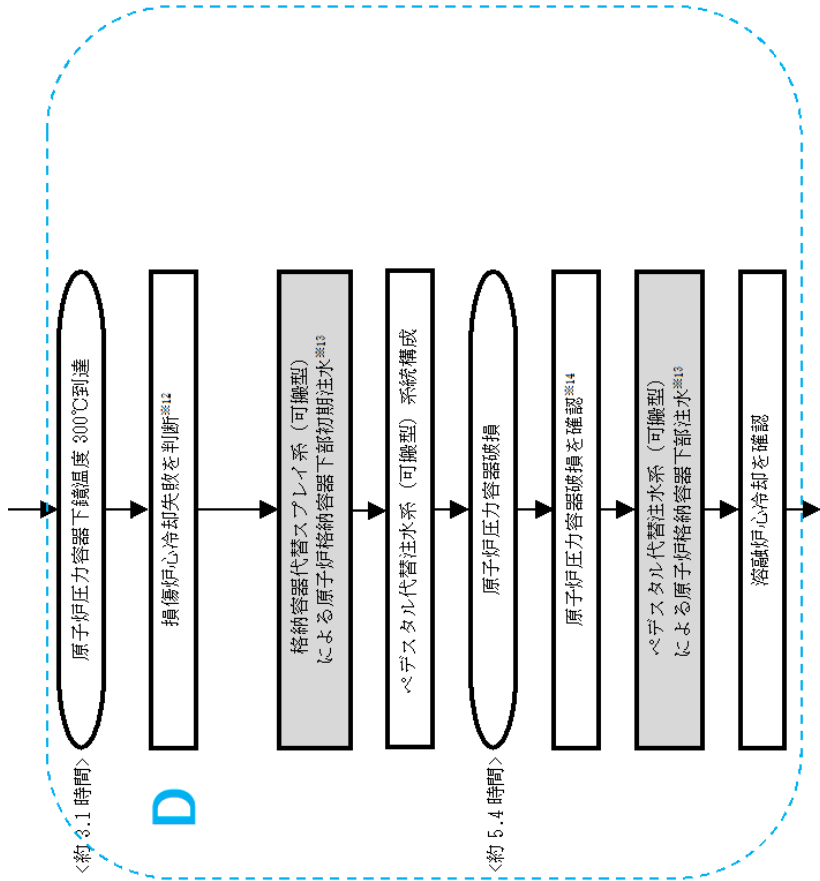
※3：「原子炉圧力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉圧力指示値の低下、ドライウエール圧力指示値の上昇、ペデスタル温度指示値の上昇、ペデスタル温度指示値の上昇または喪失により確認する。

※4：設備に異常がなく、電源、燃料および水源（輪谷貯水槽（西1）または輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合。

(配慮すべき事項)

○ 重大事故等時の対応手段の選択

ペデスタル代替注水系（常設）により格納容器下部へ注水できない状況において格納容器代替スプレイ系（可搬型）およびペデスタル代替注水系（可搬型）に異常がなく、燃料および水源（輪谷貯水槽（西1）または輪谷貯水槽（西2））が確保されている場合は、格納容器代替スプレイ系（可搬型）またはペデスタル代替注水系（可搬型）により格納容器下部へ注水する。



保安規定 添付3

操作手順

7. 格納容器の過圧破損を防止するための手順等

対応手段等

2. 残留熱代替除去系による格納容器内の減圧および除熱
当直副長および緊急時対策本部は、格納容器の破損を防止するため、残留熱代替除去系により格納容器内の圧力および温度を低下させる。

(1) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合※¹において、残留熱除去系の復旧に見込みがなく※²格納容器内の除熱が困難な状況で、以下の条件が全て成立した場合※³であること。

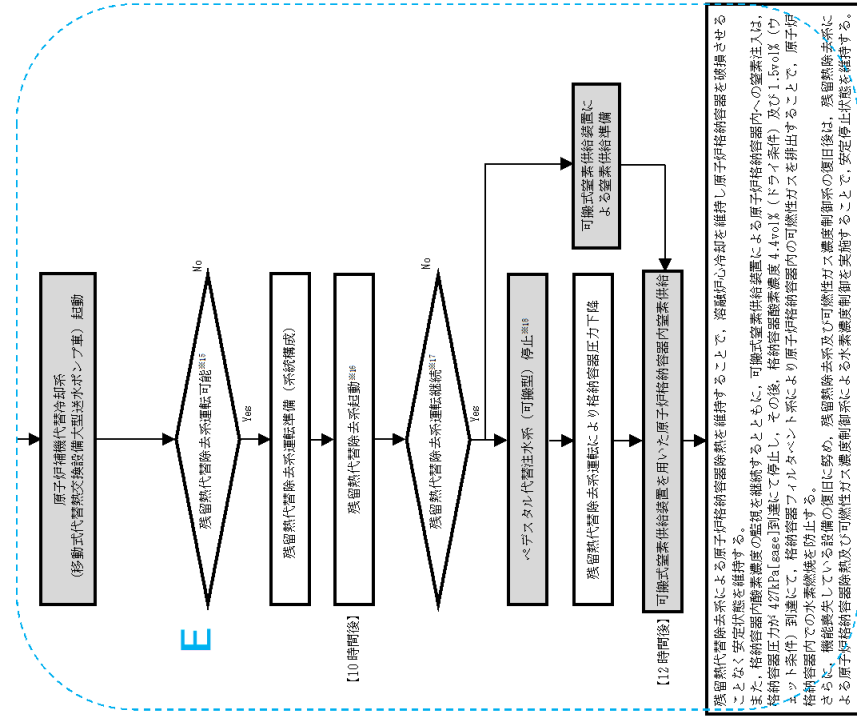
- a. 残留熱代替除去系が使用可能※³であること。
- b. 原子炉補機代替冷却系による冷却水供給が可能であること。
- c. 格納容器内のドライ条件の酸素濃度が4.4 vol%以下※⁴であること。

※¹：格納容器雰囲気放射線モニタで格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の1.0倍を超えた場合、または格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

※²：設備に故障が発生した場合、または駆動に必要な電源もしくは補機冷却水が確保できない場合。

※³：設備に異常がなく、電源および水源（サブプレッションタンク）が確保されている場合。

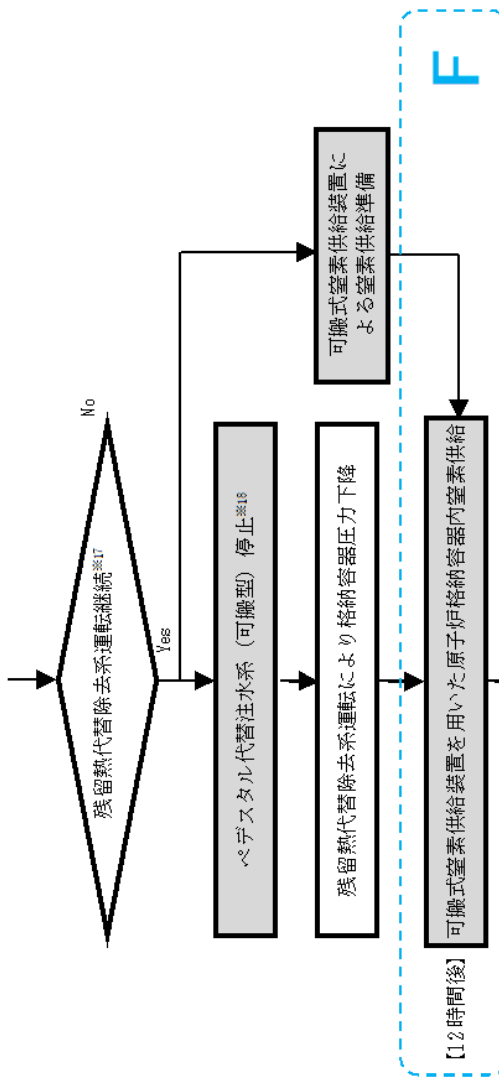
※⁴：格納容器酸素濃度にてドライ条件の酸素濃度が4.4 vol%を超過している場合においてウェット条件の酸素濃度が1.5 vol%未満の場合、残留熱代替除去系によるドライウェルステイを実施することで、ドライウェル側とサブプレッションタンク側のガスの混合を促進させる。



残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を維持することで、炉心冷却を維持し、原子炉格納容器を破損させることなく安定運転を維持する。
また、格納容器の除熱準備を継続するとともに、可搬式酸素供給装置による原子炉格納容器内への酸素注入は、格納容器圧力約1.2 MPa (絶圧) 到達にて停止し、その後、格納容器除熱準備率4.4 vol% (ドライ条件) 及び1.5 vol% (ウェット条件) 到達にて、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の可燃性ガスを排出することで、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する。
また、機能喪失している設備の復旧に努め、残留熱除去系及び可燃性ガス燃焼制御の復旧後は、残留熱除去系による原子炉格納容器除熱及び可燃性ガス燃焼制御を実施することで、安定停止状態を維持する。

保安規定 添付3

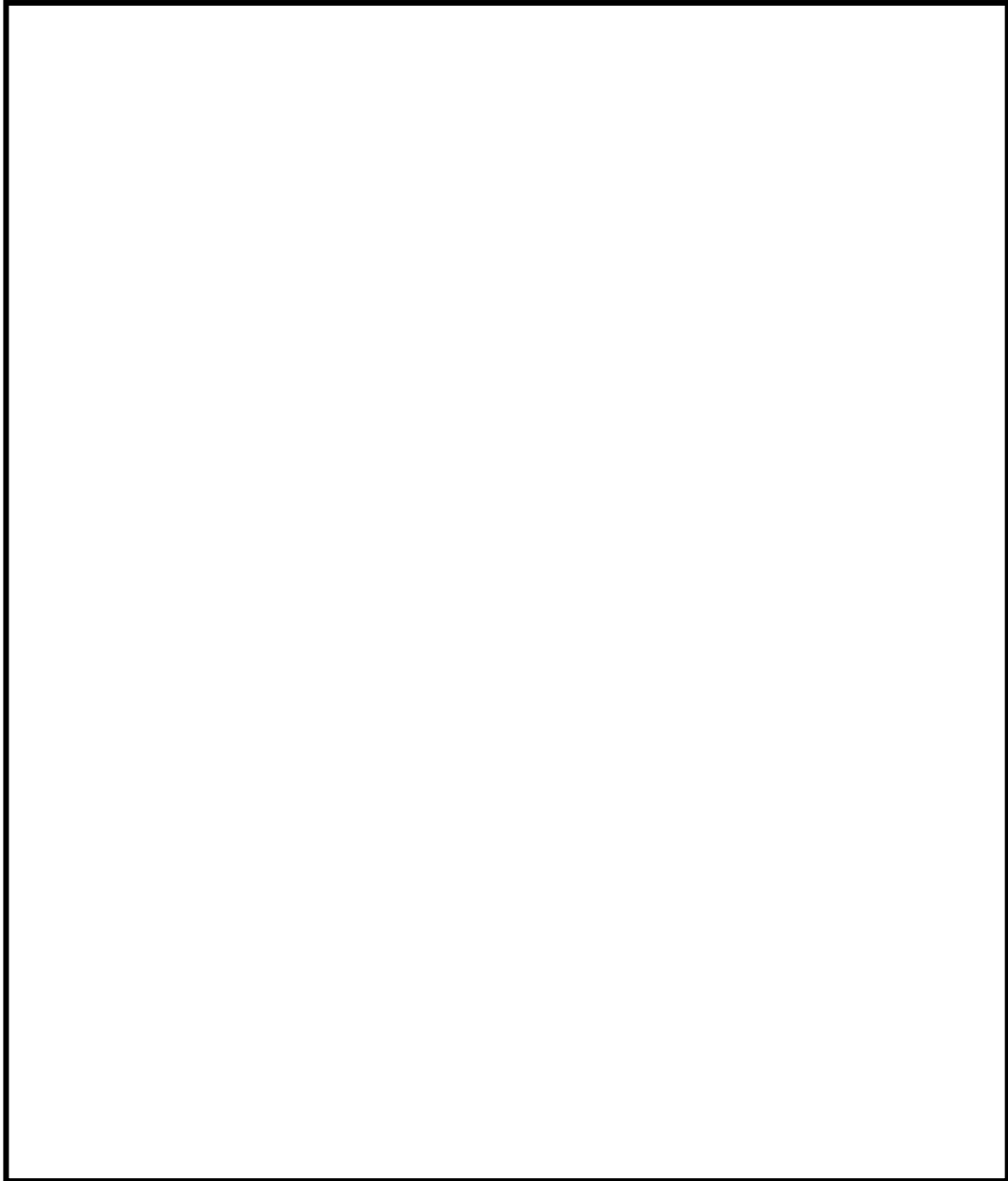
<p>操作手順</p>	<p>9. 水素爆発による格納容器の破損を防止するための手順等</p> <p>対応手段等</p> <p>2. 可搬式窒素供給装置による格納容器内の不活性化 当直副長は、残留熱除去系または残留熱代替除去系による格納容器内の減圧および除熱時に、格納容器内で発生する水素および酸素の反応による水素爆発を防止するため、可搬式窒素供給装置により格納容器内を不活性化する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 炉心損傷を判断した場合※1において、格納容器内の除熱を開始した場合※2に、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御ができない場合。 ※1：格納容器雰囲気放射線モニタで格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合または格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。 ※2：残留熱代替除去系または残留熱除去系による格納容器内の除熱を開始した場合。</p>
-------------	--



残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を維持することで、溶融炉心冷却を維持し原子炉格納容器を破壊させることなく安定状態を維持する。

また、格納容器内酸素濃度の監視を継続するとともに、可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入は、格納容器圧力が427kPa[Stage]到達にて停止し、その後、格納容器酸素濃度4.4vol%（ドライ条件）及び1.5vol%（ウェット条件）到達にて、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の可燃性ガスを排出することで、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する。

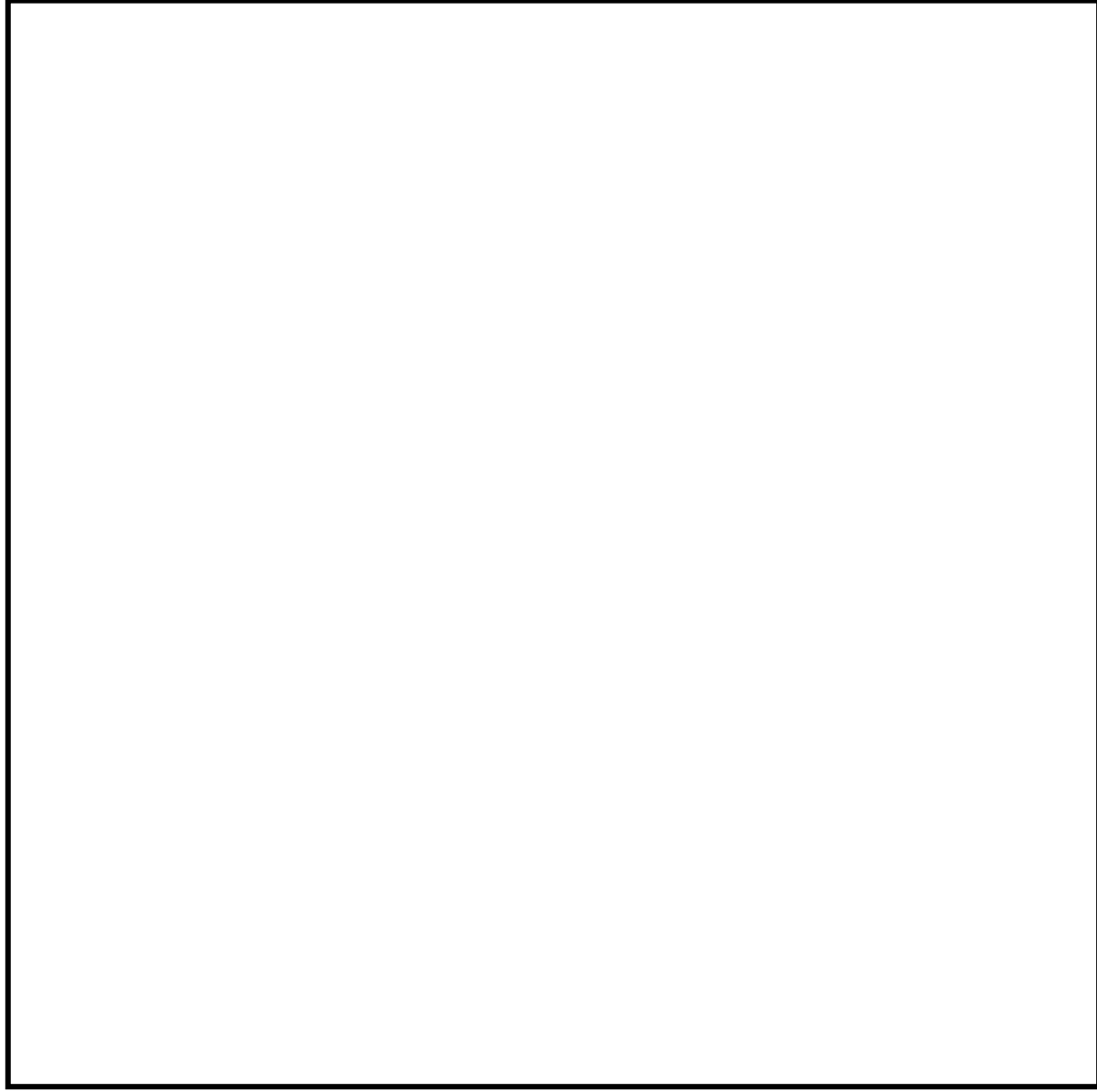
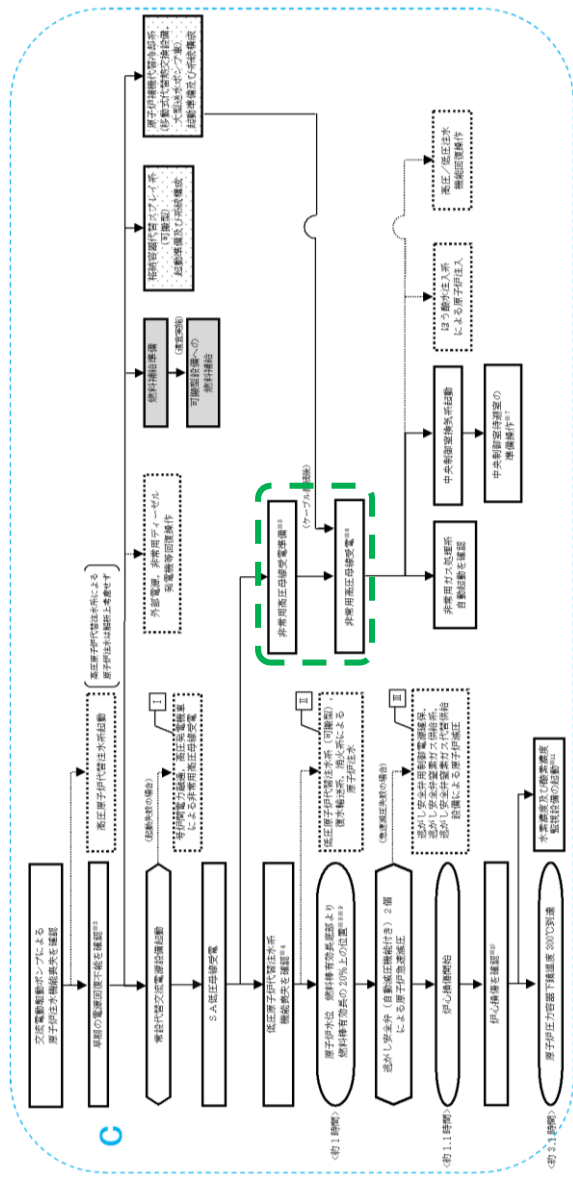
さらに、機能喪失している設備の復旧に努め、残留熱除去系及び可燃性ガス濃度制御系の復旧後は、残留熱除去系による原子炉格納容器除熱及び可燃性ガス濃度制御を実施することで、安定停止状態を維持する。



保安規定 添付3 表20 重大事故対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
7	残留熱代替除去系使用時における原子炉補機代替冷却系による補機冷却水確保※	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	3 15	7時間20分以内
1 4	常設代替交流電源設備による給電(非常用交流高圧電源母線B系受電) ※	運転員 (中央制御室, 現場)	3	40分以内
1 4	常設代替交流電源設備による給電(非常用交流高圧電源母線A系受電) ※	運転員 (中央制御室, 現場)	3	1時間10分以内

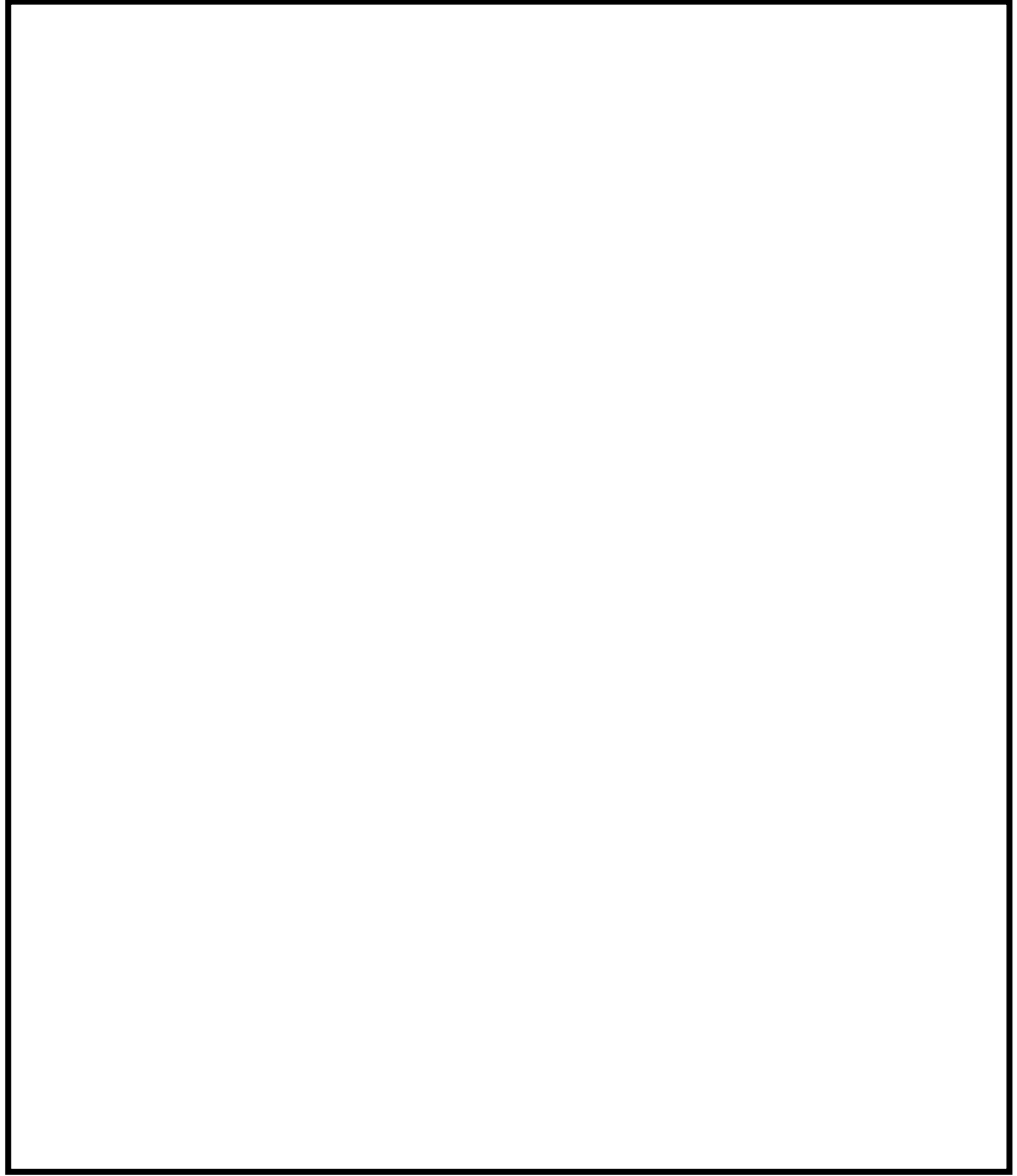
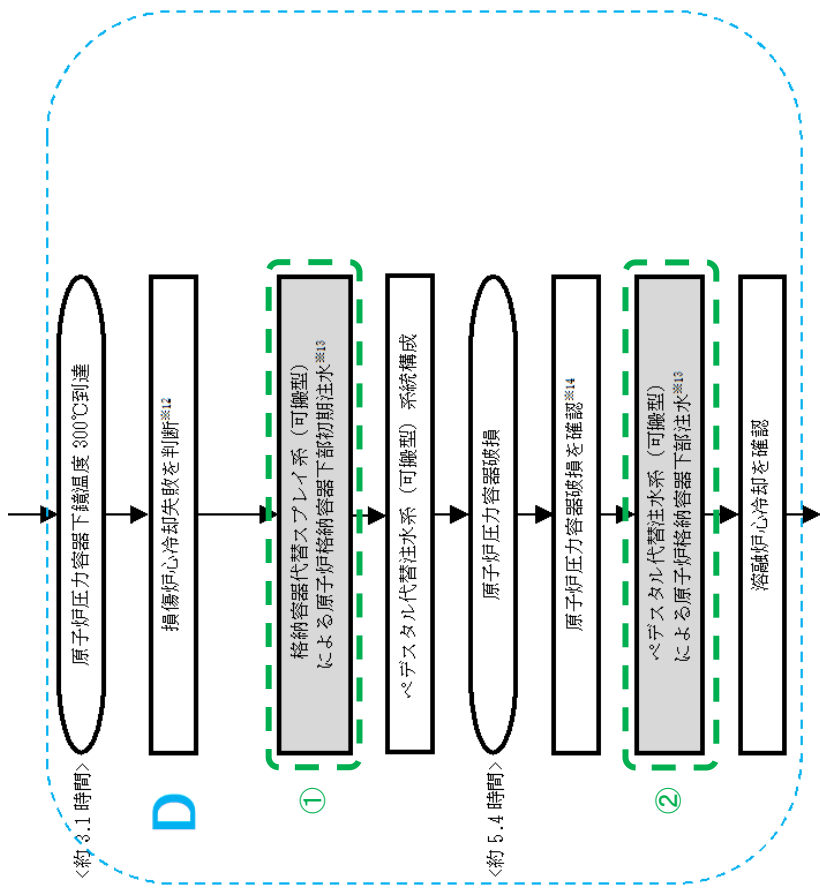
※ 有効性評価の重要事故シナリオに係る対応手段(以下, 本表において同じ。)



保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 8	格納容器代替スプレイ系（可搬型）による格納容器下部への注水※	運転員 （中央制御室，現場）	3	2時間10分以内
		緊急時対策要員	12	
② 8	ペデスタル代替注水系（可搬型）による格納容器下部への注水※	運転員 （中央制御室，現場）	3	2時間10分以内
		緊急時対策要員	12	

※ 有効性評価の重要事故シナリオに係る対応手段（以下，本表において同じ。）

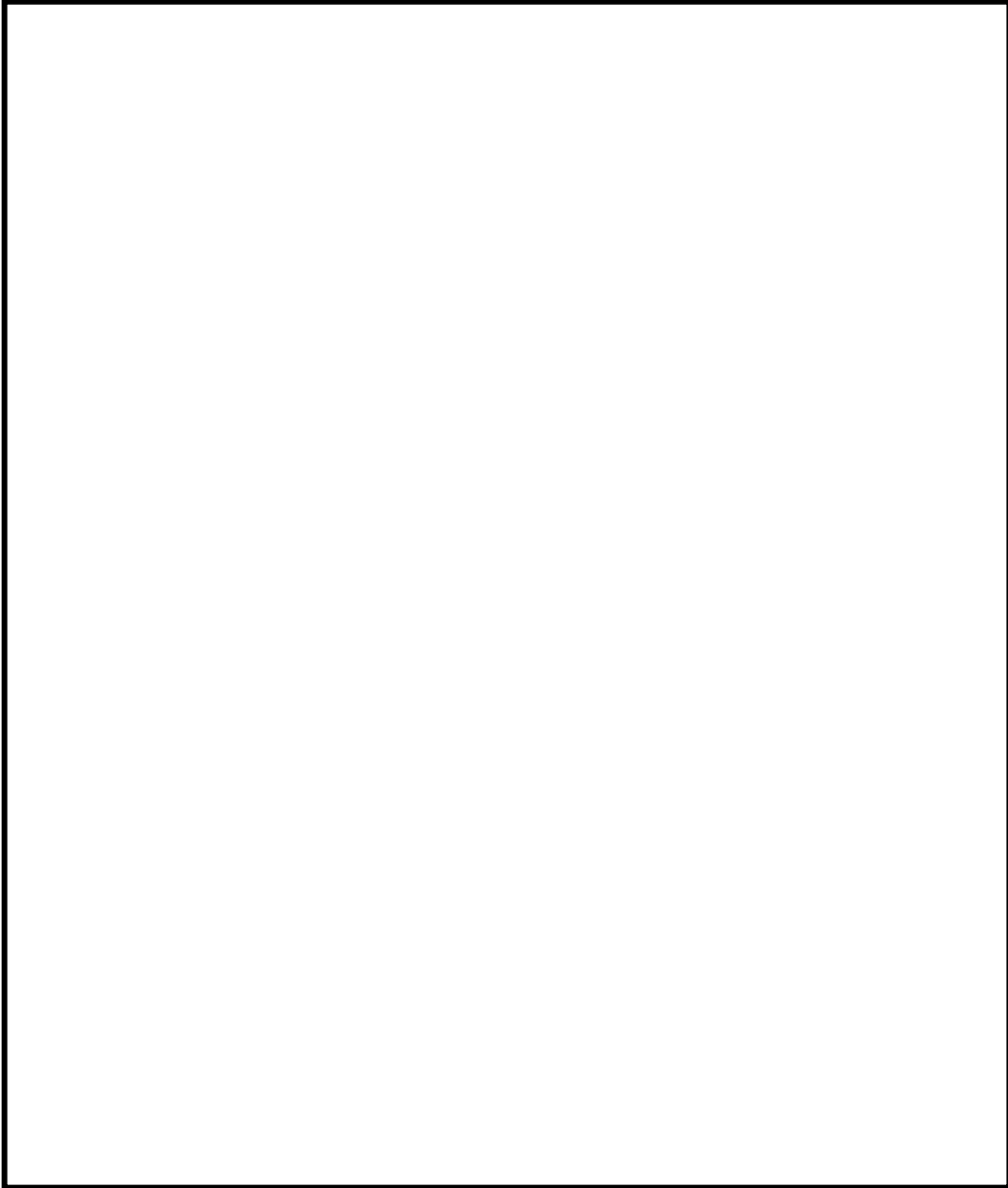
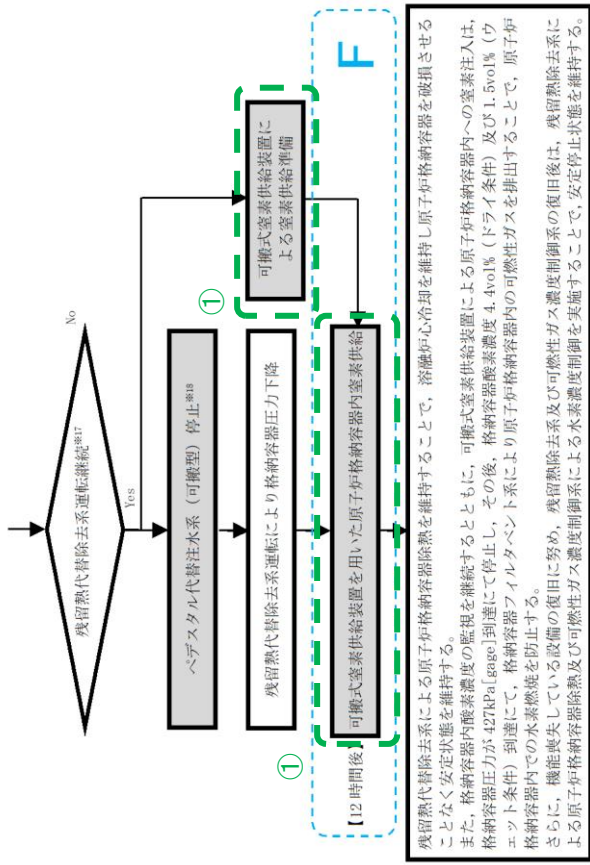


保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
9	可搬式窒素供給装置による格納容器への窒素ガス供給*	緊急時対策要員	2	2 時間以内

①

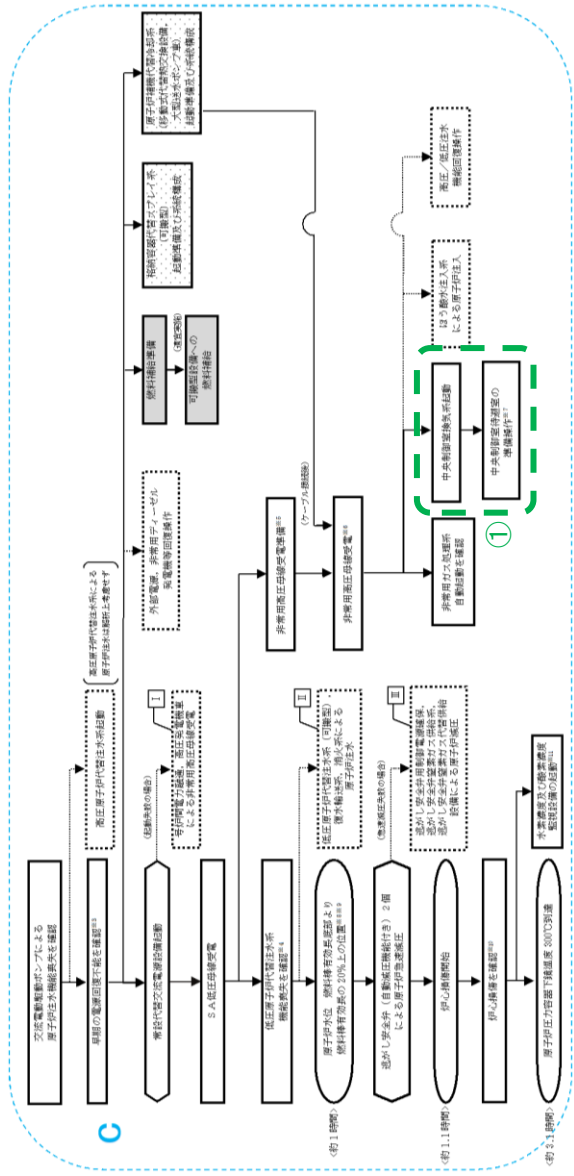
※ 有効性評価の重要事故シナリオに係る対応手段（以下、本表において同じ。）



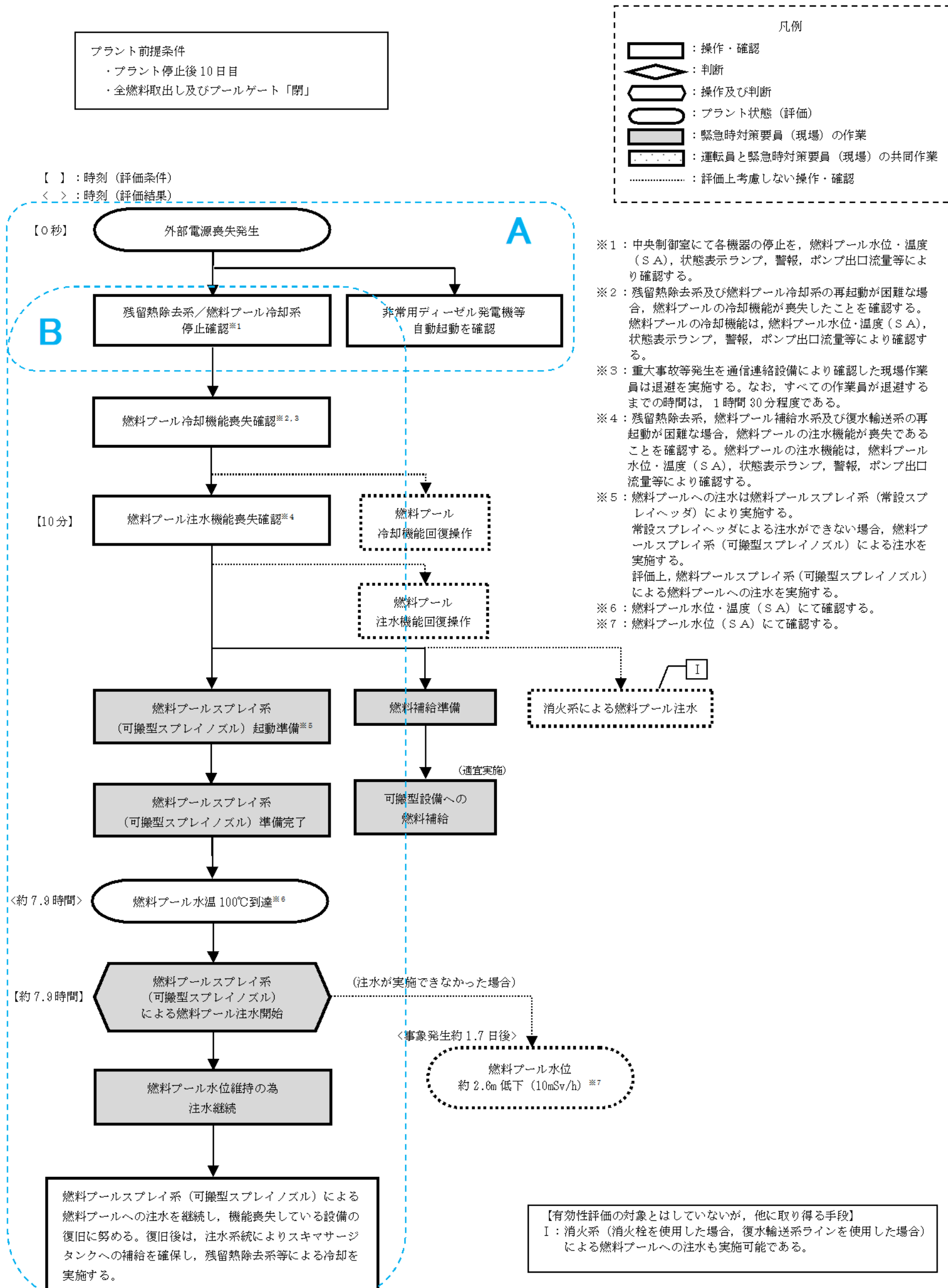
保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成り立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 1 6	炉心損傷の判断時の中央制御室換気系加圧 運転手順※	運転員 (中央制御室, 現場)	3	40分以内
① 1 6	中央制御室待避室の準備手順※	運転員 (現場)	2	30分以内

※ 有効性評価の重要事故シナリオに係る対応手段（以下、本表において同じ。）

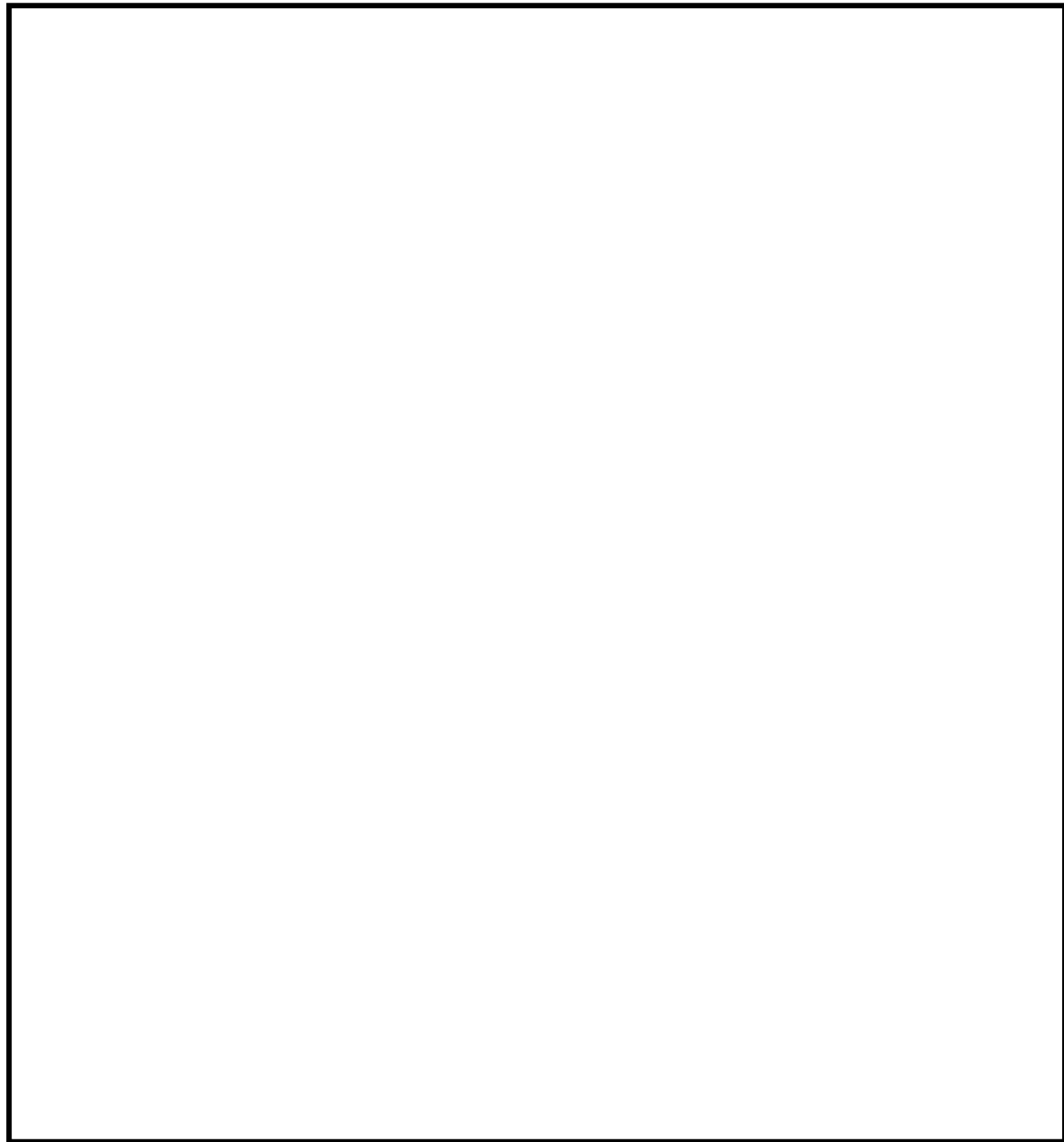
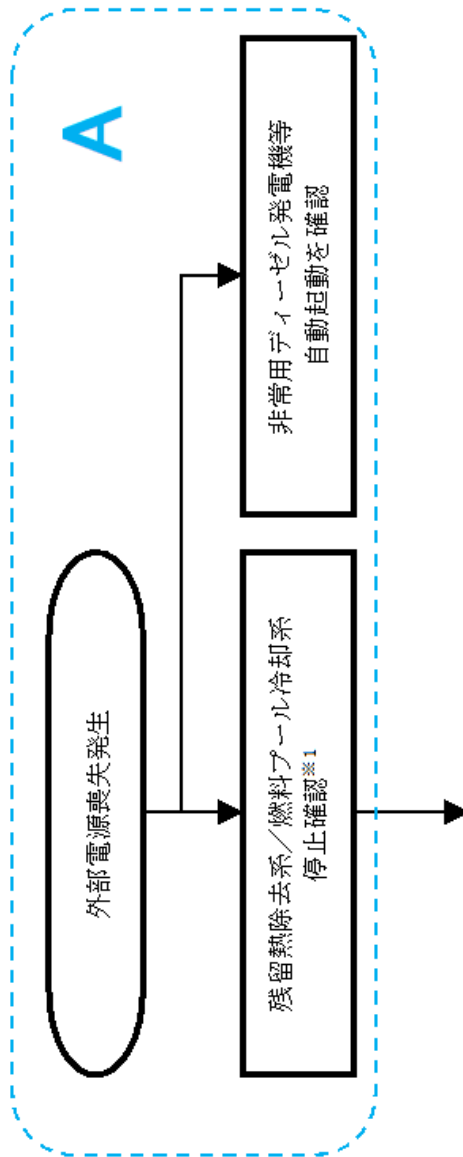


第3.3.1-2図 「想定事故1」の対応手順の概要

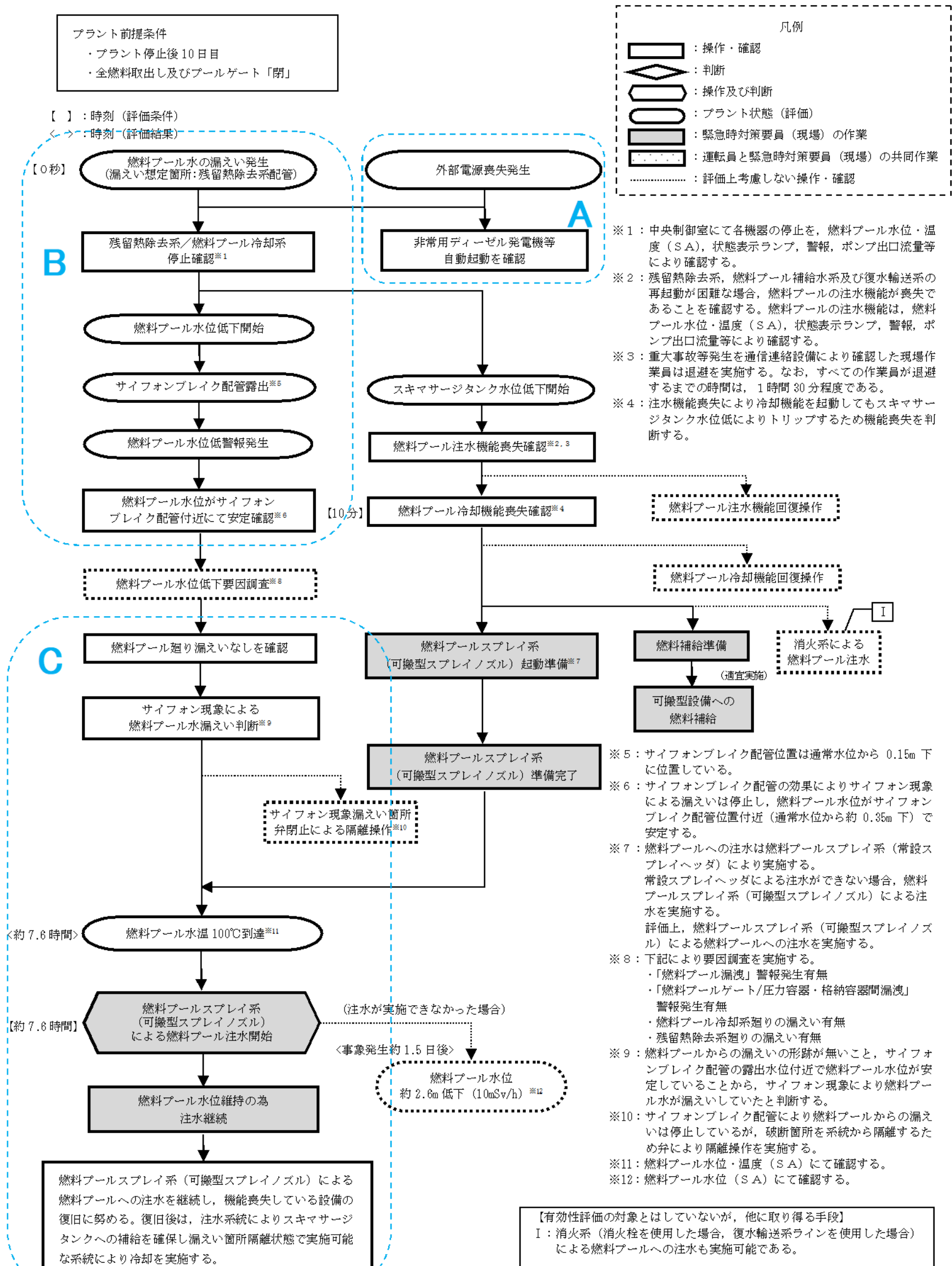


保安規定 添付3

操作手順 1 4. 電源の確保に関する手順等 対応手段等	<p style="text-align: center;">重大事故等対処設備（設計基準拡張）</p> <p>当直副長は、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備および非常用直流電源設備が健全であれば、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付け、重大事故等の対処に用いる。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p style="padding-left: 20px;">非常用交流電源設備による給電については、外部電源が喪失した場合は非常用交流高圧電源母線の電圧がないことを確認した場合。</p>
------------------------------------	---



第3.3.2-2図 「想定事故2」の対応手順の概要



保安規定 添付3

操作手順

1 4. 電源の確保に関する手順等

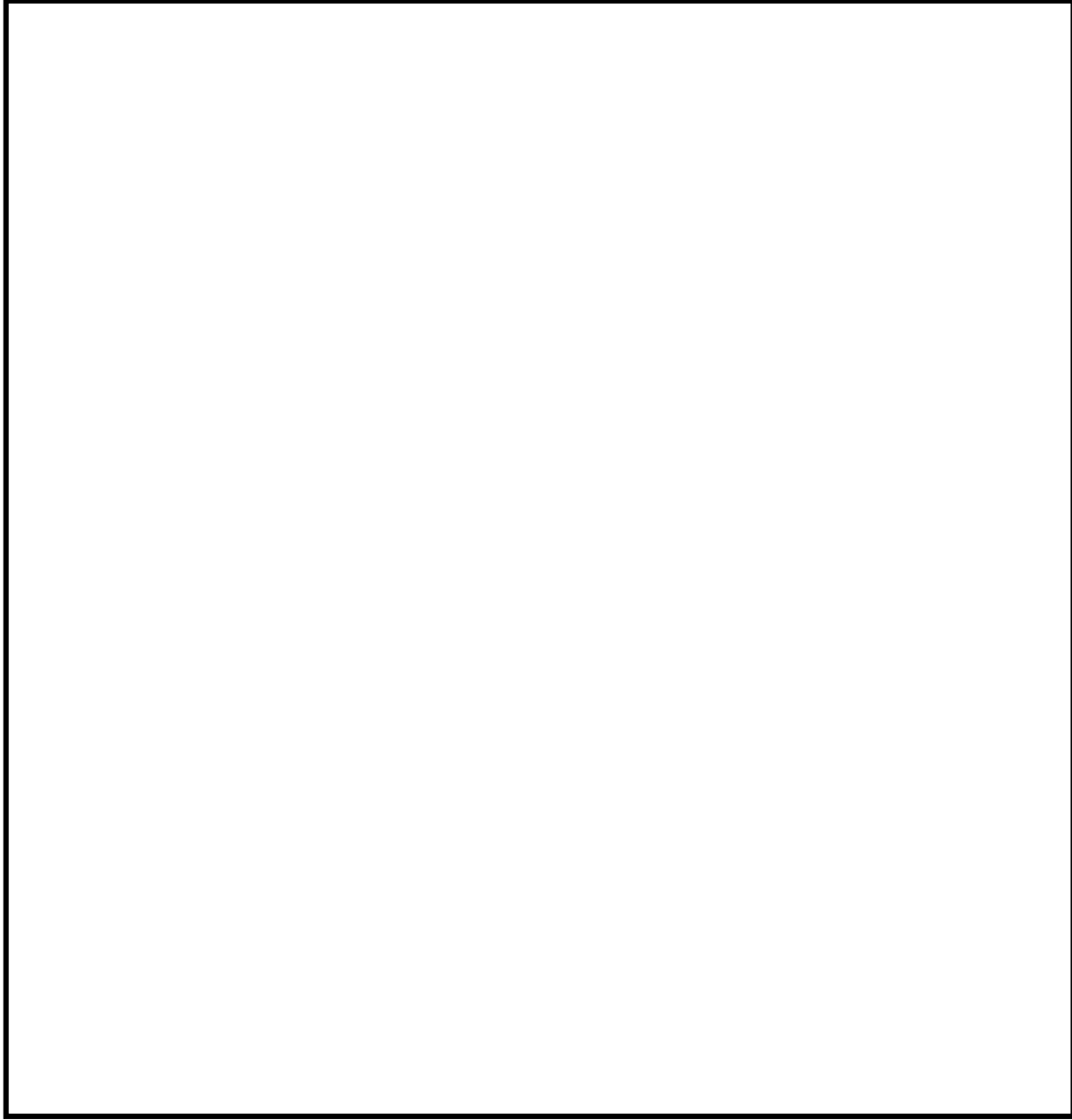
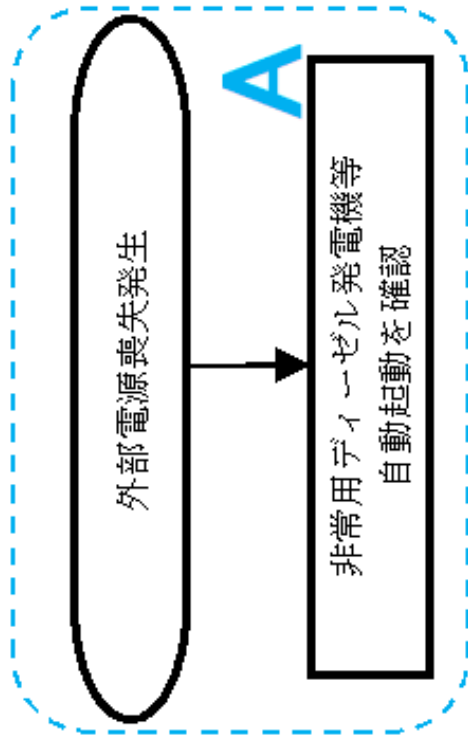
対応手段等

重大事故等対処設備（設計基準拡張）

当直副長は、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備および非常用直流電源設備が健全であれば、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付け、重大事故等の対処に用いる。

(1) 手順着手の判断基準

非常用交流電源設備による給電については、外部電源が喪失した場合は非常用交流高圧電源母線の電圧がないことを確認した場合。



保安規定 添付3

操作手順

1 1. 燃料プールの冷却等のための手順等

対応手段等

燃料プールの冷却機能もしくは注水機能の喪失時または燃料プールの小規模な漏えい発生時

2. 漏えい抑制

当直副長は、燃料プールに接続する配管の破断等により、燃料プールディフューザ配管からサイフォン現象による燃料プール水漏えいが発生した場合は、サイフォンブレイク配管により漏えいが停止したことを確認する。

重大事故等時における燃料プールの監視

1. 燃料プールの監視設備による燃料プールの状態監視

当直副長は、燃料プールの冷却機能または注水機能が喪失した場合、または燃料プール水の漏えいが発生した場合は、燃料プール水位（SA）燃料プール水位・温度（SA）、燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）および燃料プール監視カメラ（SA）により燃料プールの状態を監視する。

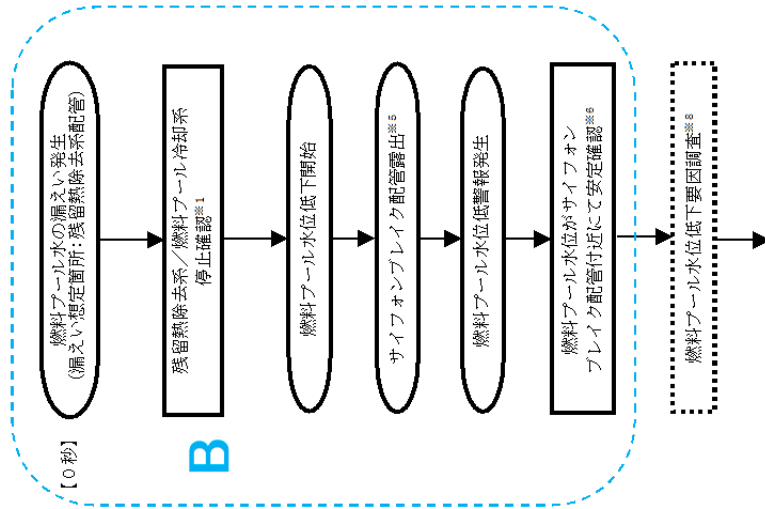
なお、燃料プール監視カメラは、耐環境性向上のため冷気を供給することで冷却する。

燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）（SA）等の機能が喪失している場合は、あらかじめ評価した水位／放射線量の関係により燃料プールの空間線量率を推定する。

(1) 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。

- ・ 燃料プール水位低警報または燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・ 燃料プールの冷却機能または注水機能が喪失し、復旧が見込まない場合。



保安規定 添付3

操作手順

1 1. 燃料プールの冷却等のための手順等

対応手段等

燃料プールの冷却機能もしくは注水機能の喪失時または燃料プール水の小規模な漏えい発生時

1. 燃料プール代替注水

当直副長および緊急時対策本部は、残留熱除去系（燃料プール冷却機能）および燃料プール冷却系の有する燃料プールの冷却機能が喪失した場合、残留熱除去系ポンプによる燃料プールへの補給機能が喪失した場合、または燃料プール水の小規模な水の漏えいにより燃料プールの水位が低下した場合は輪谷貯水槽（西1）および輪谷貯水槽（西2）を水源として、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）または燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）により燃料プールへ注水する。

なお、燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）または燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）による燃料プールへの注水は、海を水源として利用できる。

(1) 手順着手の判断基準

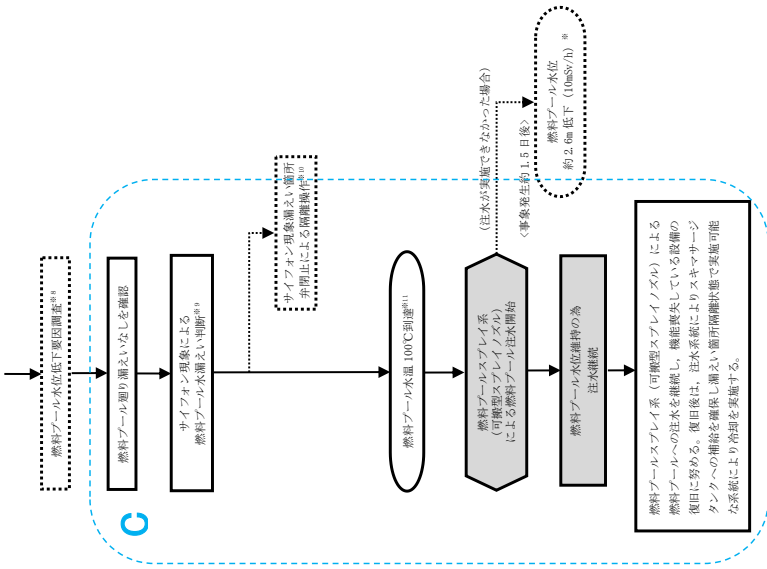
以下のいずれかの状況に至った場合。

燃料プールのスプレイ系（常設スプレイヘッド）による燃料プールへの注水ができない場合は燃料プールのスプレイ系（可搬型スプレイノズル）を使用した注水とする。

- ・ 燃料プール水位低警報または燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・ 燃料プールの冷却機能または注水機能が喪失し、復旧が見込まない場合。

2. 漏えい抑制

当直副長は、燃料プールに接続する配管の破断等により、燃料プールディフューザ配管からサイフォン現象による燃料プール水漏えいが発生した場合は、サイフォンブレイク配管により漏えいが停止したことを確認する。

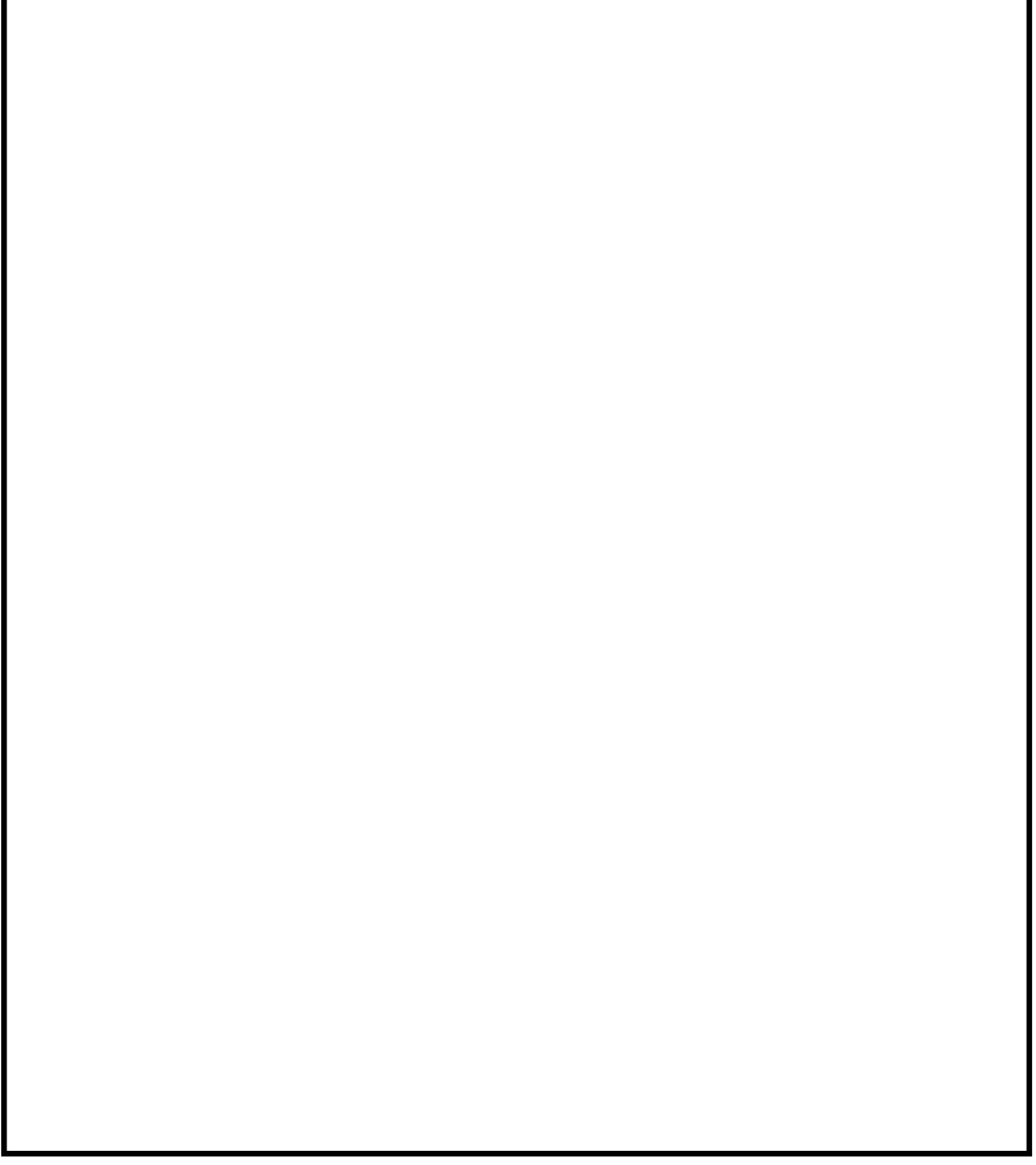
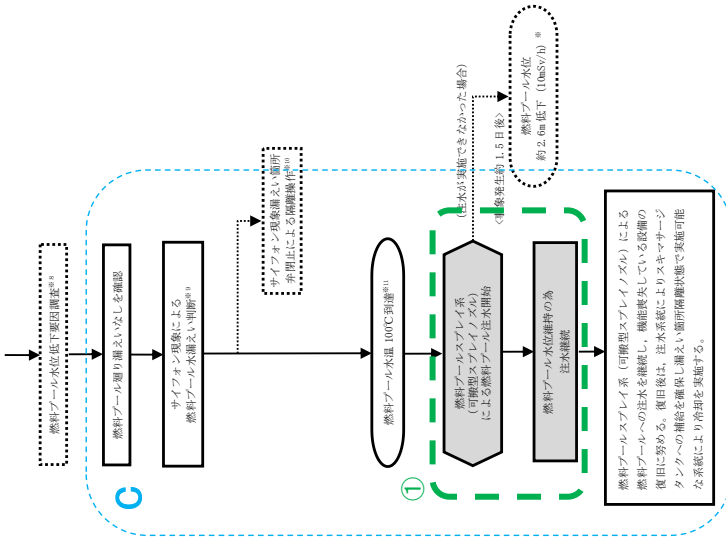


保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

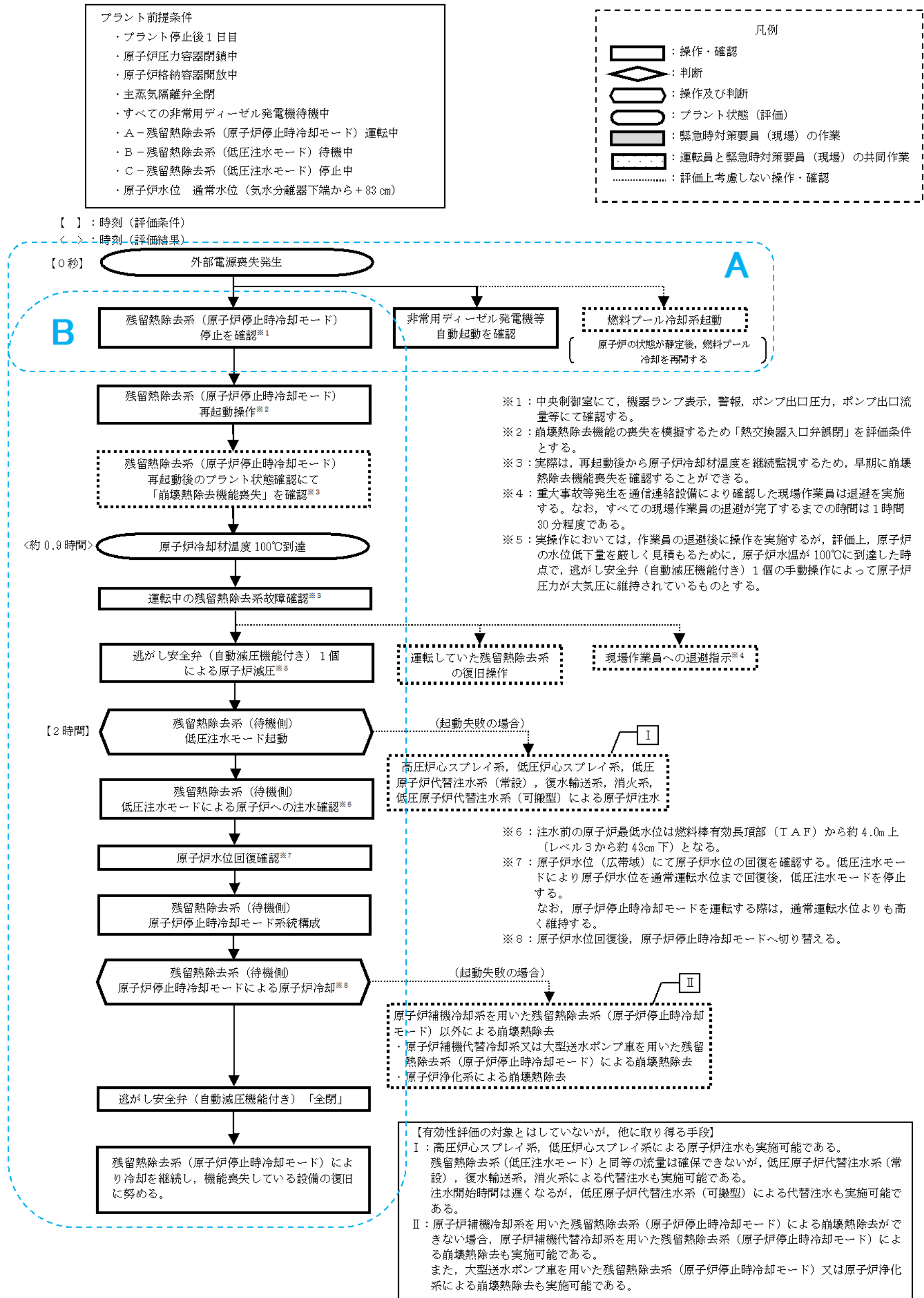
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
1 1	燃料プールのスプレイス系(可搬型スプレイズル)による燃料プールへの注水※	運転員(中央制御室) 緊急時対策要員	1 12	2時間50分以内

①

※ 有効性評価の重大事故シナリオに係る対応手段(以下、本表において同じ。)



第3.4.1-2図 「崩壊熱除去機能喪失」の対応手順の概要



保安規定 添付3

操作手順

1 4. 電源の確保に関する手順等

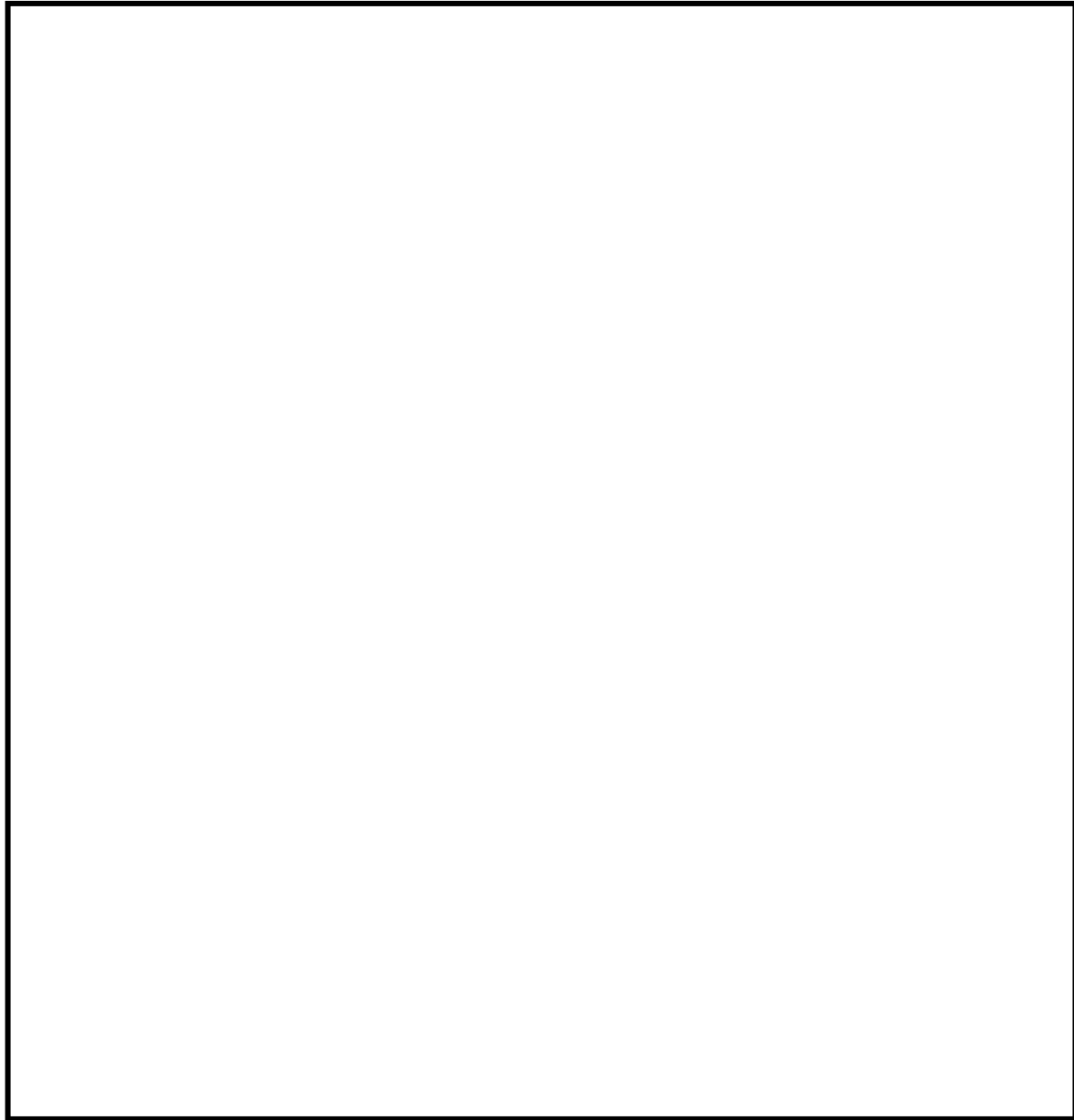
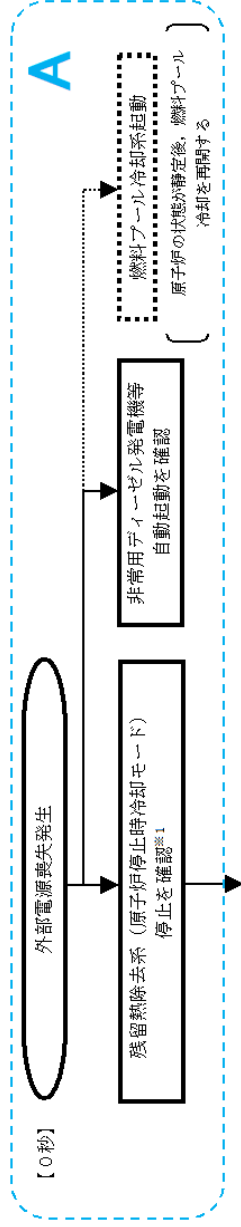
対応手段等

重大事故等対処設備（設計基準拡張）

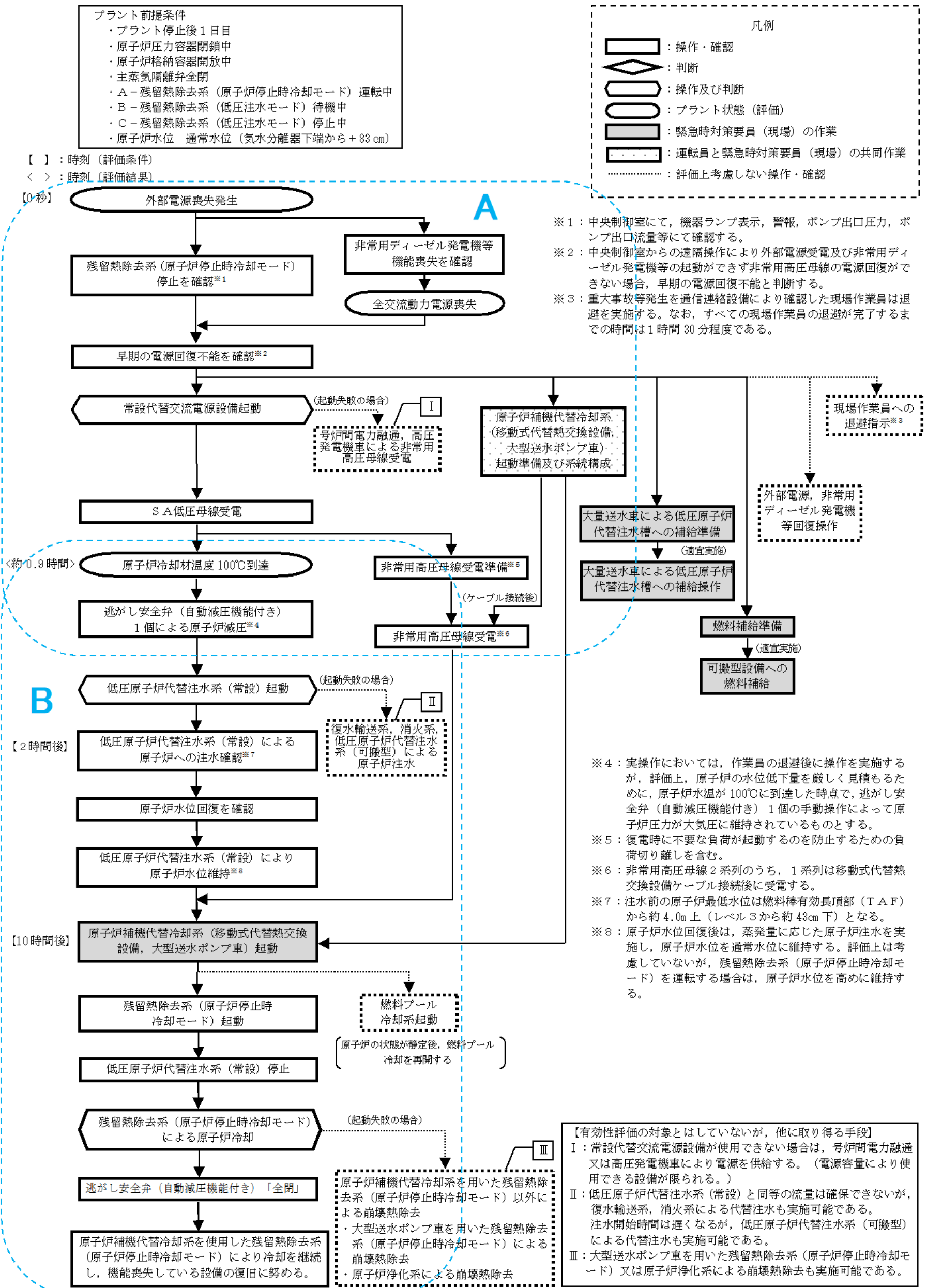
当直副長は、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備および非常用直流電源設備が健全であれば、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付け、重大事故等の対処に用いる。

(1) 手順着手の判断基準

非常用交流電源設備による給電については、外部電源が喪失した場合または非常用交流高圧電源母線の電圧がないことを確認した場合。



第3.4.2-2図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要



保安規定 添付3

操作手順

1 4. 電源の確保に関する手順等

対応手段等

交流電源喪失時

1. 代替交流電源設備による給電

当直副長および緊急時対策本部は、全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手段により非常用所内電気設備または代替所内電気設備へ給電する。

(1) 常設代替交流電源設備を用いて給電する。

(2) 常設代替交流電源設備を用いて給電できず、号炉間電力融通により給電できない場合は、可搬型代替交流電源設備を用いて給電する。

a. 手順着手の判断基準

外部電源、非常用ディーゼル発電機の機能喪失により非常用交流高圧電源母線A系、非常用交流高圧電源母線B系および非常用交流高圧電源母線高圧炉心スプレイスレイ系へ給電できない場合。なお、ガスタービン発電機の現場起動については、ガスタービン発電機の中央制御室起動が失敗した場合および要員が確保されている場合に、他の手段と同時並行で実施する。

操作手順

5. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

対応手段等

サポート系故障時

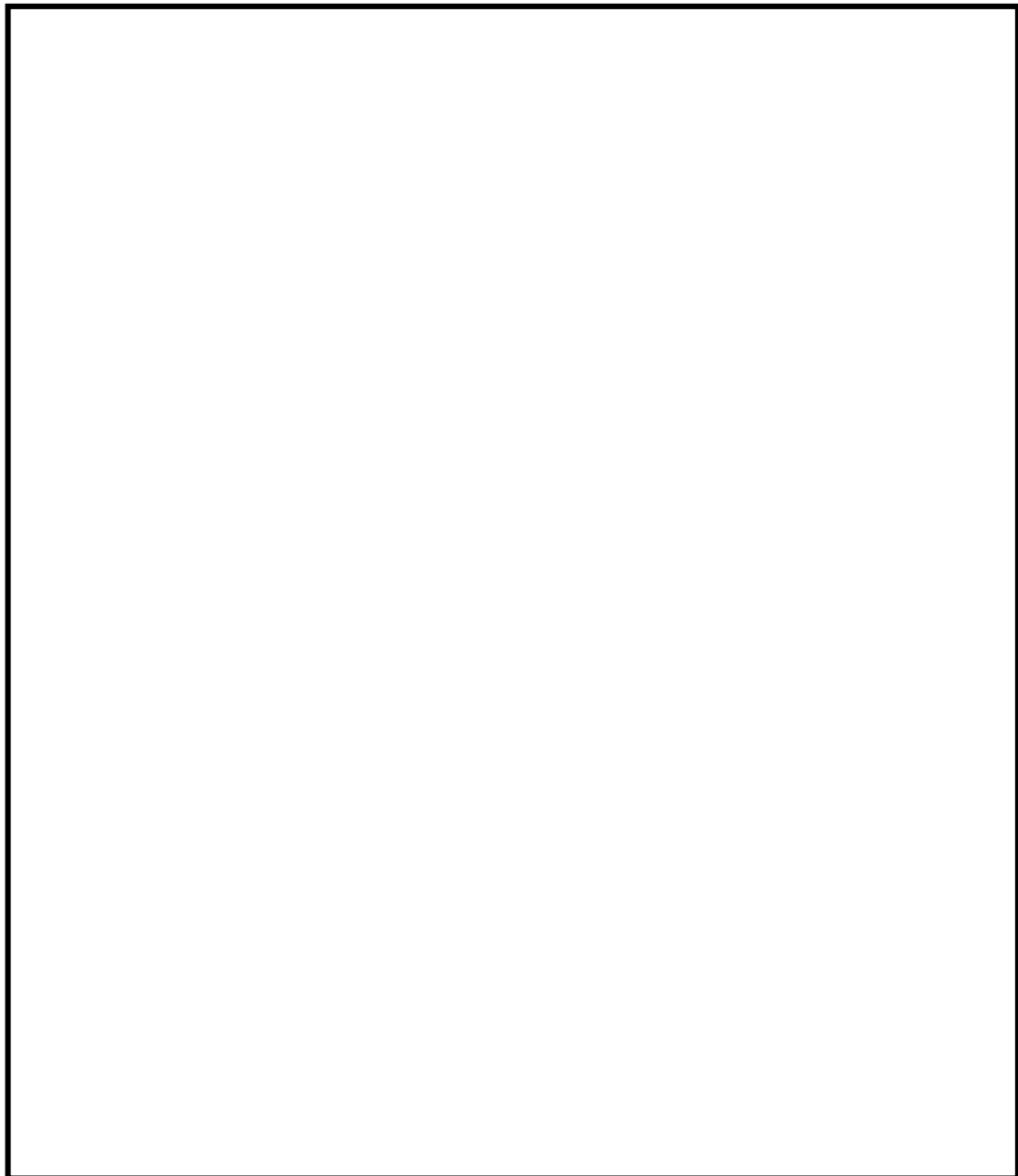
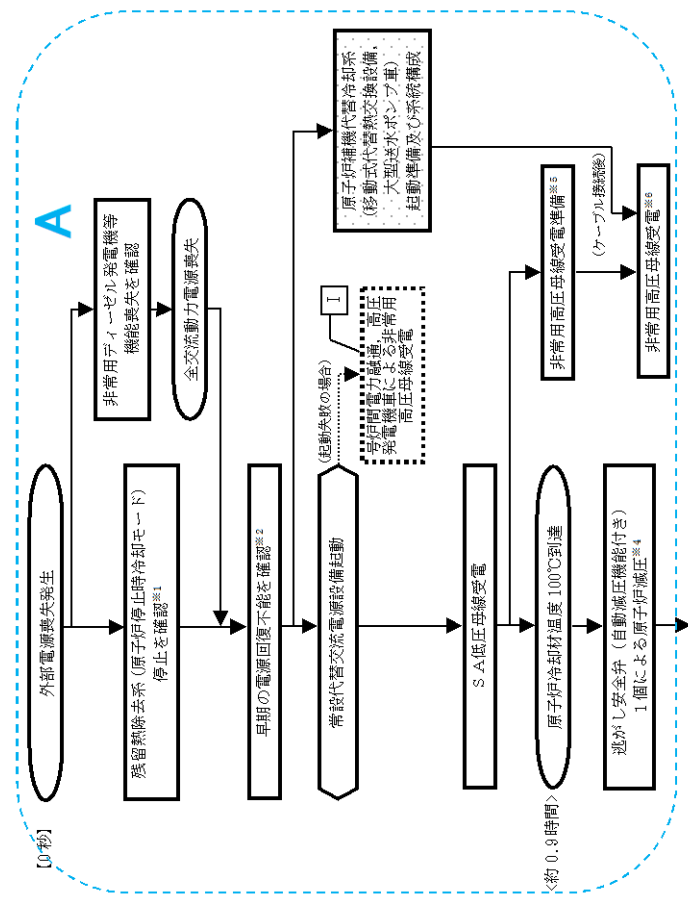
1. 原子炉補機代替冷却系による除熱

当直副長および緊急時対策本部は、設計基準事故対応設備である原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系の故障等または全交流動力電源喪失により最終ヒートシンクへ熱を輸送できない場合は、原子炉補機代替冷却系、格納容器冷却系、残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）、残留熱除去系原子炉停止時冷却モード等により、発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送する。原子炉補機代替冷却系、格納容器冷却系、残留熱除去系（サブプレッションプール冷却モード）、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードによる熱輸送の手順着手の判断基準を以下に示す。

(1) 手順着手の判断基準

原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系の故障または全交流動力電源の喪失により原子炉補機冷却水系および原子炉補機海水系を使用できない場合。ただし、原子炉注水手段がない場合は、原子炉注水準備を優先する*。

※：常設設備による注水手段がない場合、または低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を実施している場合は大量送水車による注水または補給準備を実施。



保安規定 添付3

操作手順

4. 原子炉冷却材圧カバウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等

対応手段等

原子炉停止中の場合

フロントライン系故障時

1. 低圧原子炉代替注水系による原子炉の冷却

当直副長および緊急時対策本部は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの故障等により原子炉の冷却機能が喪失した場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、原子炉を冷却する。

(1) 低圧原子炉代替注水槽を水源として、低圧原子炉代替注水系（常設）により注水する。

a. 手順着手の判断基準

「対応手段等」原子炉運転中の場合 フロントライン系故障時 1. 低圧原子炉代替注水系による原子炉の冷却 a. 手順着手の判断基準と同じ。

原子炉停止中の場合

サポート系故障時

1. 常設代替交流電源設備による残留熱除去系原子炉停止時冷却モードの復旧

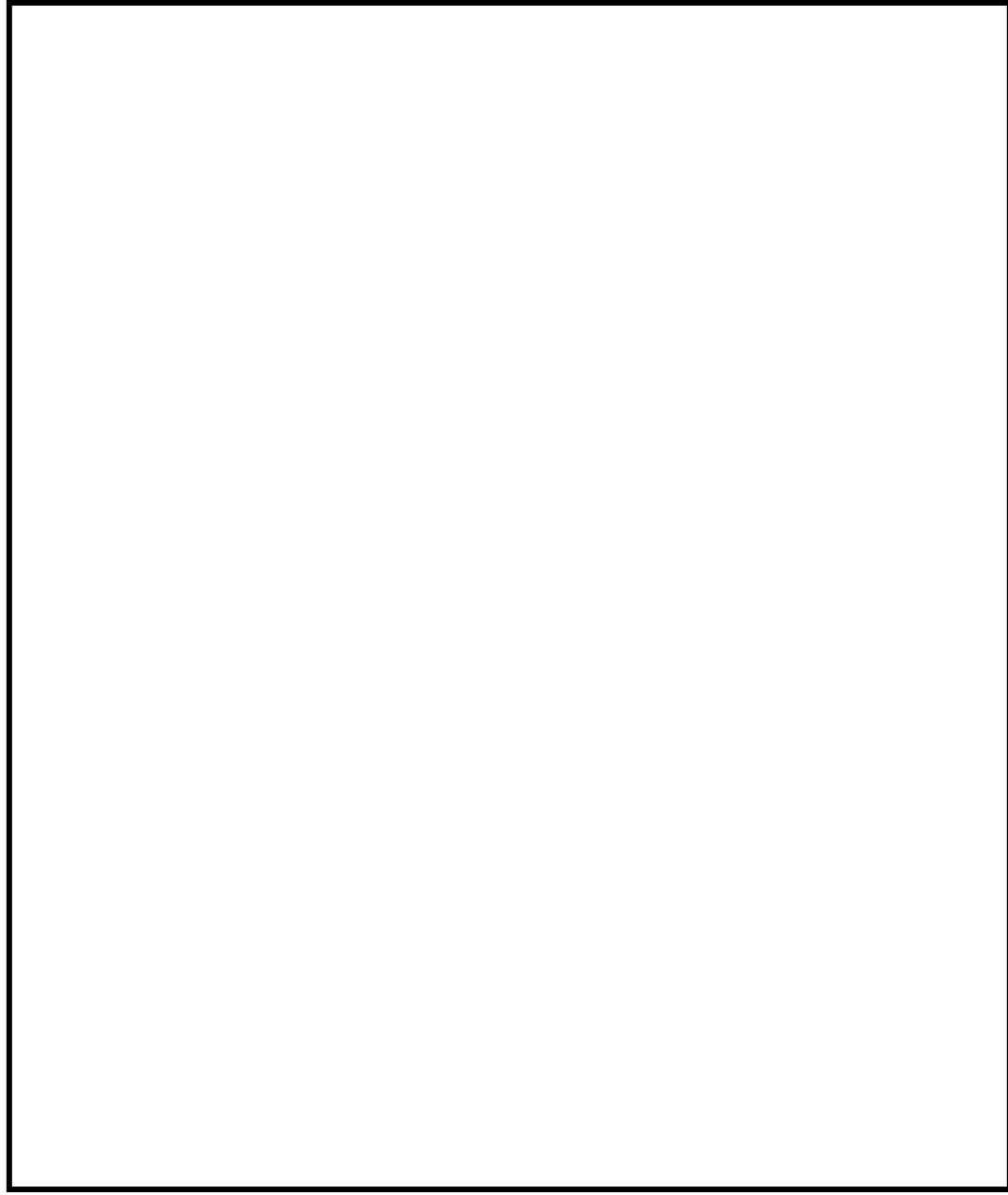
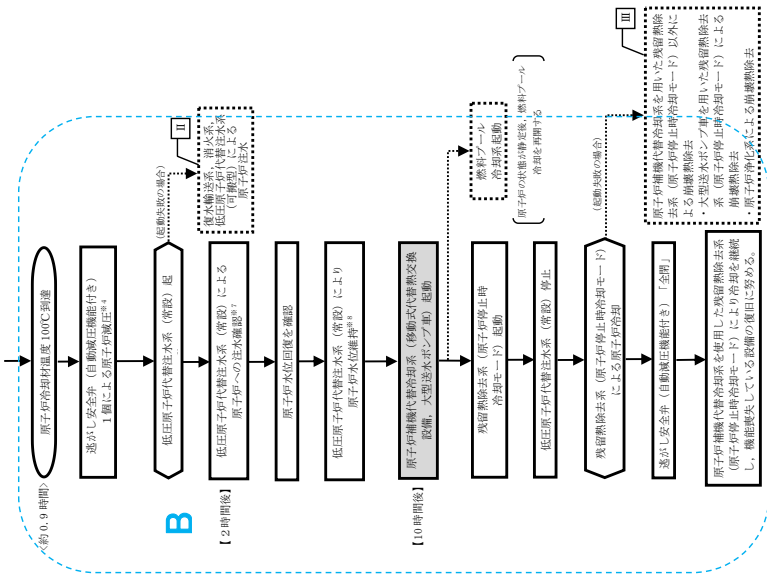
当直副長は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、低圧原子炉代替注水系による原子炉の冷却に加え、常設代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備へ給電することにより残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを復旧し、原子炉の除熱を実施する。

また、常設代替交流電源設備等へ燃料を補給し、電源の供給を継続することにより残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを運転継続する。

(1) 手順着手の判断基準

常設代替交流電源設備として使用するガスタービン発電機を用いて緊急用メタクラを受電した後、緊急用メタクラから非常用所内電気設備である非常用交流高圧電源母線A系または非常用交流高圧電源母線B系の受電が完了し、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードが使用可能な状態※1に復旧された場合。

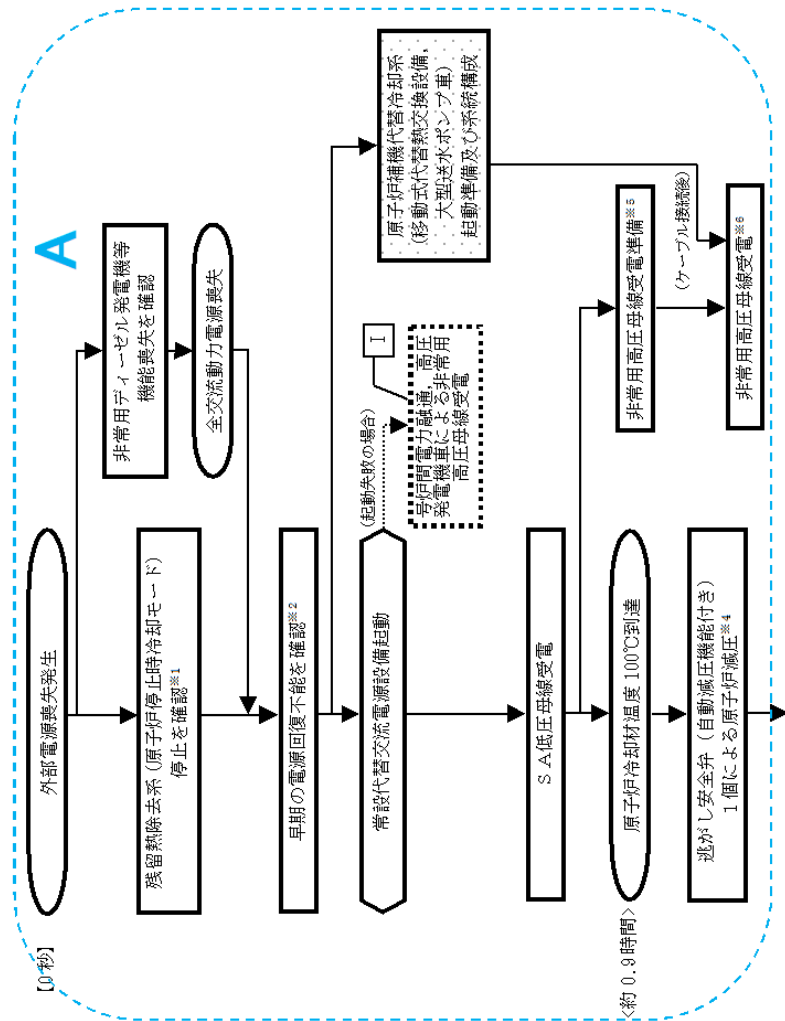
※1：設備に異常がなく、電源および補機冷却水が確保されており、原子炉水位指示値が原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が規定値以下の状態。



保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

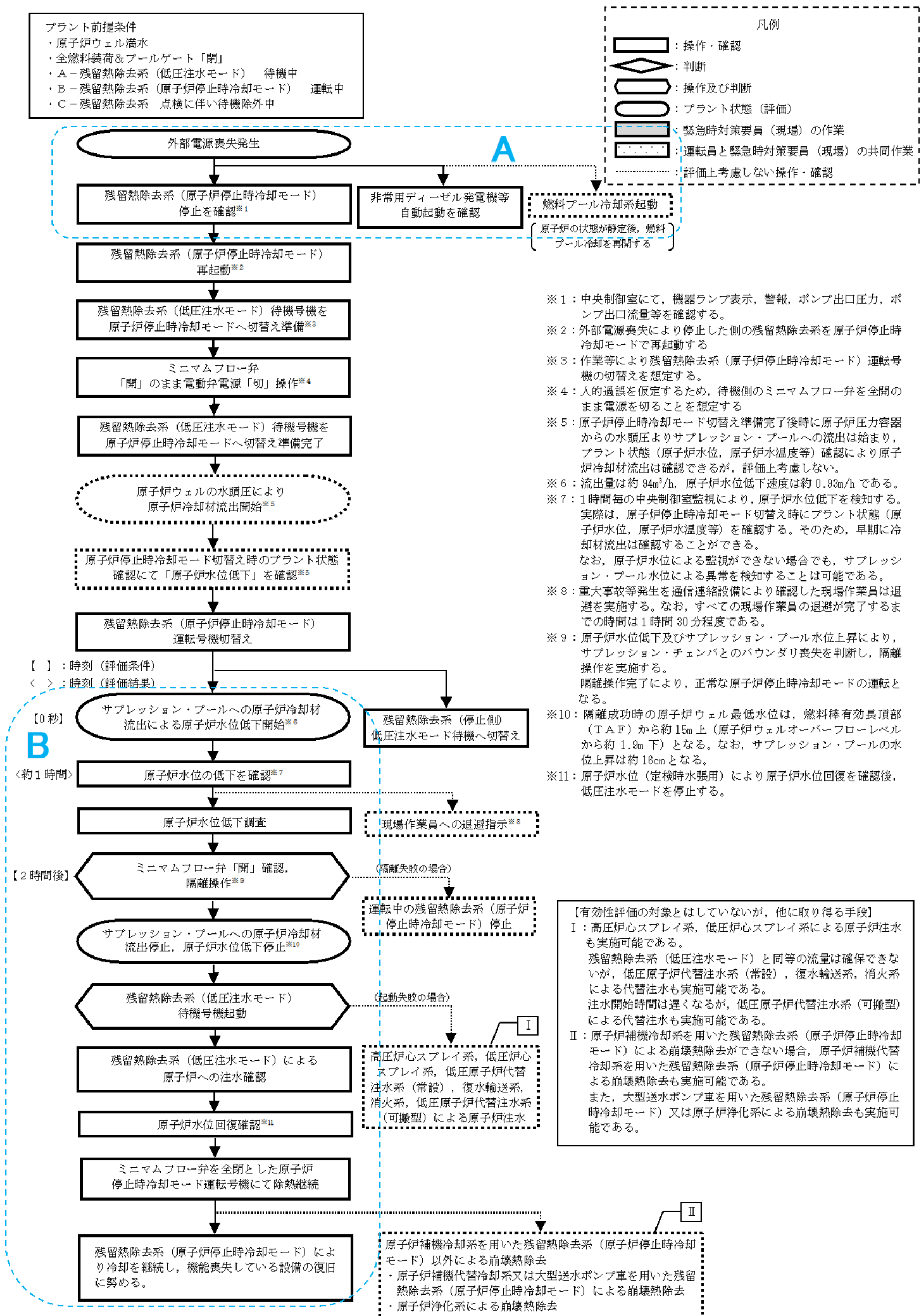
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 1 4	常設代替交流電源設備による給電(非常用交流 流高压電源母線B系受電) ※	運転員 (中央制御室, 現場)	3	40分以内
① 1 4	常設代替交流電源設備による給電(非常用交流 流高压電源母線A系受電) ※	運転員 (中央制御室, 現場)	3	1時間10分 以内
② 5	原子炉補機代替冷却系による除熱 ※	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	5 15	7時間20分 以内

※ 有効性評価の重大事故シナリオに係る対応手段 (以下, 本表において同じ。)

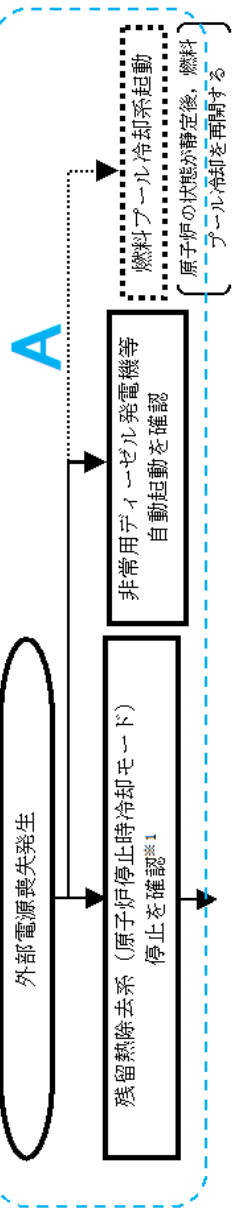


III. 重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理
 17. 「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要

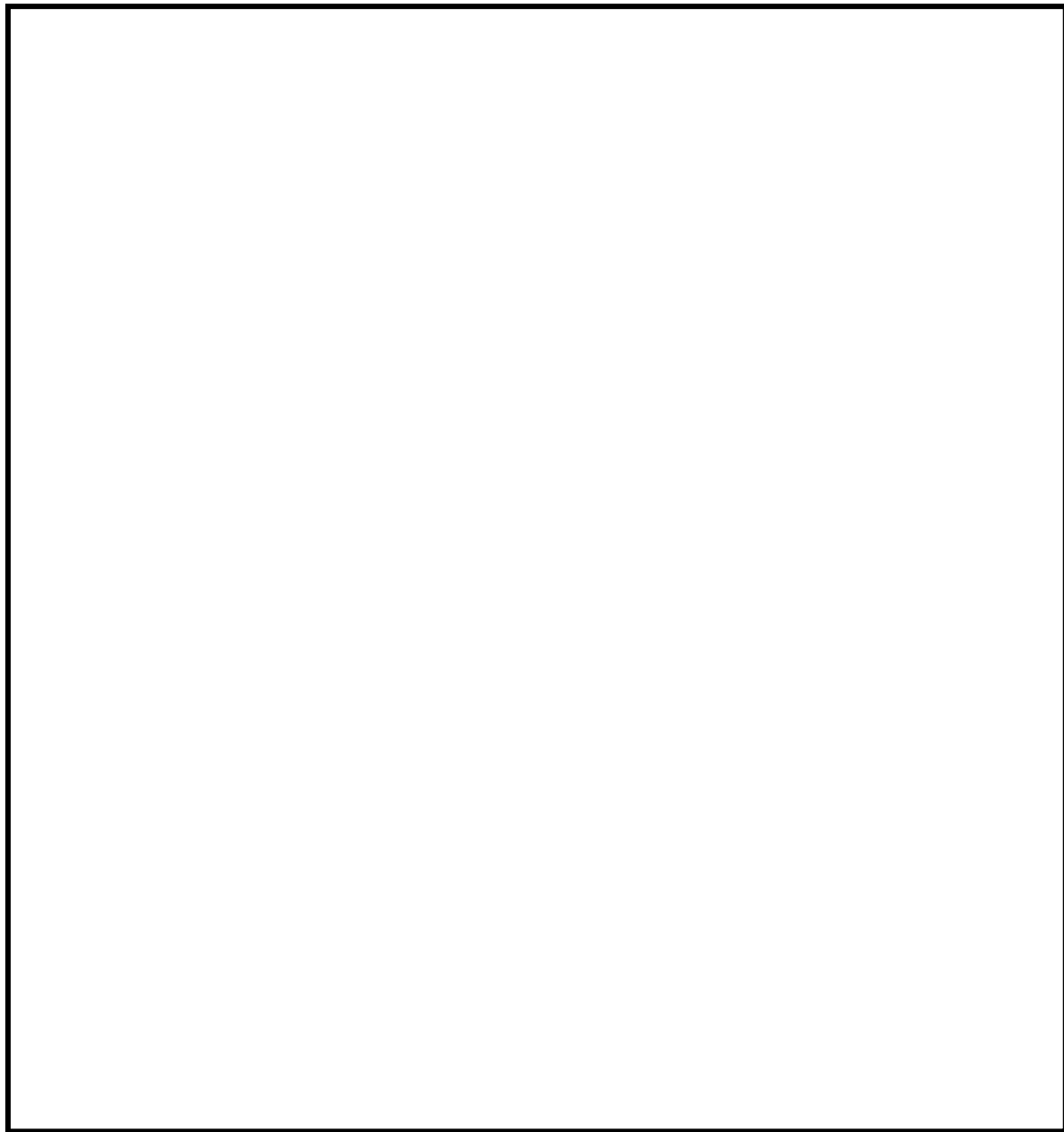
第3.4.3-2図 「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要



保安規定 添付3



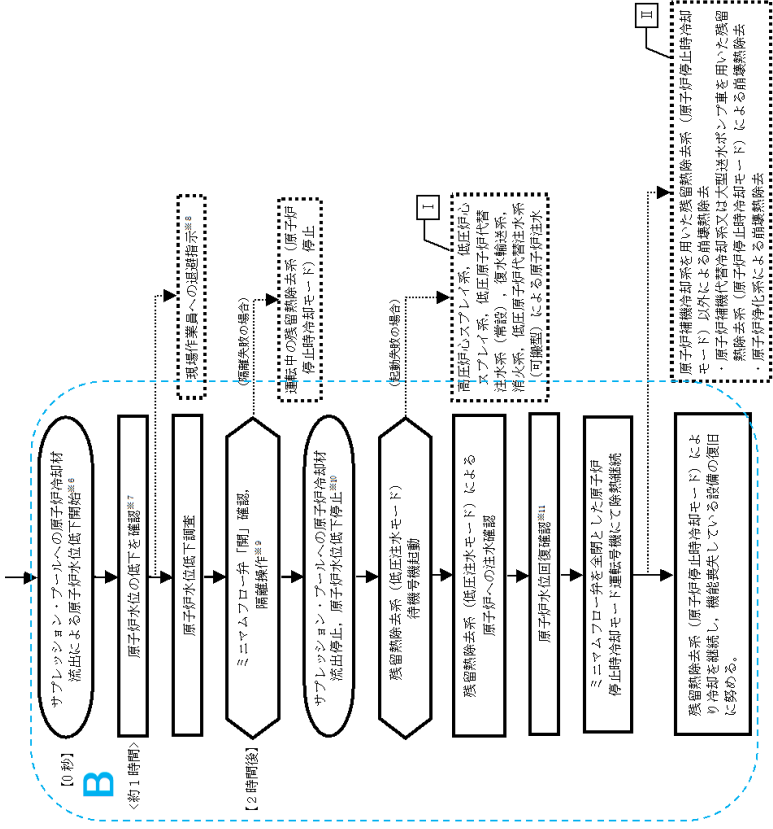
<p>操作手順</p> <p>1 4. 電源の確保に関する手順等</p> <p>対応手段等</p> <p>重大事故等対処設備（設計基準拡張）</p> <p>当直副長は、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備および非常用直流電源設備が健全であれば、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として位置付け、重大事故等の対処に用いる。</p> <p>（1）手順着手の判断基準</p> <p>非常用交流電源設備による給電については、外部電源が喪失した場合または非常用交流高圧電源母線の電圧がないことを確認した場合。</p>
--



保安規定 添付3

<p>操作手順</p>	<p>4. 原子炉冷却材圧カバウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等</p> <p>対応手段等</p> <p>重大事故等対処設備（設計基準拡張）</p> <p>当直副長は、設計基準事故対処設備である低圧注水系、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードまたは低圧炉心スプレイ系が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いる。</p> <p>1. 手順着手の判断基準</p> <p>低圧注水系については、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系および高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。</p> <p>低圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水については、復水・給水系、原子炉隔離時冷却系および高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を規定値以下の場合、かつ原子炉水位高（レベル8）の間で維持され、かつ原子炉圧力指示値が規定値以下の場合。</p>
-------------	--

<p>操作手順</p>	<p>5. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</p> <p>対応手段等</p> <p>重大事故等対処設備（設計基準拡張）</p> <p>当直副長は、設計基準事故対処設備である格納容器冷却系、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）、残留熱除去系原子炉停止時冷却モード、原子炉補機冷却系および原子炉補機海水系が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いる。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>格納容器冷却系、残留熱除去系（サブプレッションプール水冷却モード）、残留熱除去系原子炉停止時冷却モードを使用した原子炉圧力容器内および格納容器内の除熱が必要な場合。</p>
-------------	--



2. 火災, 内部溢水, その他自然災害および有毒ガスに係る対応と保安規定記載内容について

目次

I. 火災発生時の対応について	2-I-1
II. 内部溢水発生時の対応について	2-II-1
III. 津波発生時の対応について	2-III-1
IV. 竜巻発生時の対応について	2-IV-1
V. 火山(降灰)発生時の対応について	2-V-1
VI. 有毒ガス発生時の対応について	2-VI-1
VII. 地震発生時の対応について	2-VII-1

I. 火災発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付 2	関連する社内規定文書
<p>事象発生前の対応</p> <ul style="list-style-type: none"> ①消火用水の確保 ②防火帯の維持・管理 ③油量制限管理 ④巡視点検（火災発生有無の確認） ⑤持込可燃物の管理 ⑥火気作業時の管理 ⑦延焼防止 ⑧定検作業時の運用 ⑨施設管理・点検 ⑩評価条件の変更に伴う影響確認 <p>事象発生時の対応</p> <ul style="list-style-type: none"> ①⑤消火要員による消火活動 ②故障警報発生時の対応 ③⑧火災感知器動作時および使用時の対応 ④⑥⑦消火設備動作時および使用時の対応 ④全域ガス消火設備動作時の対応 ⑨⑩排煙設備の起動 ⑩水素感知時の対応 ⑫⑬外気取入ダンパ閉、換気空調系の停止、再循環運転 ⑭代替設備の確保 ⑮原子炉施設の損傷の有無を確認 ⑯火災発生の有無の確認 	<p>第17条 〔2号炉〕 課長（保修管理）は、火災が発生した場合（以下「火災発生時」という。）における原子炉施設の保全のための活動^{*1}を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定し、保修部長の確認、所長の承認を得る。また、計画は、添付2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害および有毒ガス対応に係る実施基準」に従い策定する。</p> <p>(1) 発電所から消防機関へ通報するために必要な専用回線を使用した通報設備設置^{*2}に関すること</p> <p>(2) 火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置に関すること</p> <p>(3) 火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練に関すること</p> <p>(4) 火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材の配備に関すること</p> <p>(5) 発電所における可燃物の適切な管理に関すること</p> <p>2. 各課長は、前項の計画に基づき、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。</p> <p>3. 各課長は、第2項の活動の実施結果をとりまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価するとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、課長（保修管理）に報告する。課長（保修管理）は、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p> <p>4. 当直長は、火災の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、あらかじめ定められた経路に従い、所長、原子炉主任技術者、各部長および総務課長に連絡する。発電部長は、必要に応じて、所長、原子炉主任技術者、品質保証部長、技術部長、廃止措置・環境管理部長および保修部長と原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>※1：消防機関への通報、消火または延焼の防止その他公設消防隊が火災の現場に到着するまでに行う活動を含む</p>	<p>1. 火災</p> <p>1.5 手順書の整備</p> <p>(1) 課長（保修管理）は、原子炉施設全体を対象とした火災防護対策を実施するために定める火災防護計画に以下の項目を含める。</p> <p>ア. 火災防護対策を実施するための体制、責任者の権限、体制の運営管理に必要な要員の確保および教育訓練、火災発生防止のための活動、火災防護設備の施設管理、点検および火災情報の共有化等</p> <p>イ. 原子炉施設安全機能を有する構造物、系統および機器を設置する火災区域および火災区画を考慮した火災の発生防止、火災の早期感知および消火ならびに火災の影響軽減の3つの深層防護の概念に基づく火災防護対策</p> <p>ウ. 重大事故等対処施設を設置する火災区域および火災区画を考慮した火災の発生防止、火災の早期感知および消火の2つの深層防護の概念に基づく火災防護対策</p> <p>エ. その他の原子炉施設については、消防法、建築基準法、一般社団法人 日本電気協会電気技術規程・指針に基づき設備に応じた火災防護対策</p> <p>オ. 安全施設を外部火災から防護するための運用等</p> <p>(2) 課長（保修管理）は、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを手順書に定める。</p> <p>ア. 消火活動</p> <p>①各課長または当直長は、火災発生現場の確認および中央制御室への連絡ならびに消火器、消火栓等を用いた消火活動を実施する。</p> <p>イ. 消火設備故障時の対応</p> <p>②当直長は、消火設備の故障警報が発信した場合、中央制御室および必要な現場の制御盤の警報の確認を実施する。</p> <p>ウ. 消火設備のうち、自動起動による全域ガス消火設備を設置する火災区域または火災区画における火災発生時の対応</p> <p>(ア) ③当直長は、火災感知器が作動した場合、火災区域または火災区画からの退避警報および全域ガス消火設備の動作後の消火状況の確認、消火状況を踏まえた消火活動の実施およびプラント運転状況の確認等を実施する。</p> <p>(イ) ④当直長は、全域ガス消火設備を設置する火災区域または火災区画における火災発生時の対応</p> <p>(ア) ⑤当直長は、火災感知器が作動し、火災を確認した場合、消火活動を実施する。</p> <p>(イ) ⑥当直長は、消火が困難な場合、職員の退避確認後に全域ガス消火設備を手動操作により動作させ、その動作状況、消火状況およびプラント運転状態の確認等を実施する。</p> <p>オ. 格納容器内における火災発生時の対応</p> <p>⑦当直長は、原子炉の起動中および冷温停止中の格納容器内において火災が発生した場合には、消火器等による消火活動、消火状況の確認、プラント運転状況の確認および必要な運転操作等を実施する。</p> <p>カ. 単一故障も想定した中央制御室または補助燃室または補助燃室内における火災発生時の対応（中央制御室または補助燃室の制御盤1面の機能が火災により全て喪失した場合における原子炉の安全停止に係る対応を含む。）</p> <p>(ア) ⑧当直長は、中央制御室内の高感度煙検出設備により火災を感知し、火災を確認した場合は、常駐する運転員による二酸化炭素消火器を用いた消火活動を行い、プラント運転状況の確認等を実施する。また、補助燃室内の高感度煙検出設備により火災を感知し、火災を確認した場合は、全域ガス消火設備による消火を行い、プラント運転状況の確認等を実施する。火災の発生箇所が特定できない場合は、サーモグラフィカメラ等、火災の発生箇所を特定できる装置を使用して消火活動を行い、プ</p>	<p>【体制】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・火災防護計画 <p>【事象発生前の対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ①、②、⑤～⑧、⑩ ・火災防護計画 ③、④ ・火災防護計画 ・2号機巡視点検要領書 ⑨ ・火災防護計画 ・施設管理要領 <p>【事象発生時の対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> ①、⑭～⑯ ・火災防護計画 ②～⑬ ・火災防護計画 ・火災発生時の消火活動手順書 ・火災発生時の初期対応手順書 ・2号機事故時操作要領書

I. 火災発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付 2	関連する社内規定文書
	<p>原子炉施設保安規定</p> <p>む。また、火災の発生防止、火災の早期感知および消火ならびに火災による影響の軽減に係る措置を含む（以下、本条において同じ。）。</p> <p>※2：一般回線の代替設備である専用回線、通報設備が点検または故障により使用不能となった場合は故障により点検後または修復後は遅滞なく復旧させる。</p>	<p>原子炉施設保安規定 添付 2</p> <p>ラント運転状況の確認等を実施する。</p> <p>(イ) ⑨当直長は、煙の充満により運転操作に支障がある場合、火災発生時の煙を排気するため、排煙設備を起動する。</p> <p>キ. 水素濃度検知器が設置される火災区域または火災区画における水素濃度上昇時の対応</p> <p>⑩当直長は、換気空調設備の運転状態の確認および換気空調設備の追加起動や切替え等を実施する。</p> <p>ク. 火災発生時の煙の充満により消火活動に支障を生じた際のポンプ室の消火活動</p> <p>⑪全域ガス消火設備による消火後、消火要員が消火の確認のためにポンプ室へ入室する場合は、十分に冷却時間を確保した上で、可搬型排煙装置を準備し、扉の開放、換気空調設備および可搬型排煙装置により換気し入室する。</p> <p>ケ. 消火用水の最大放水量の確保</p> <p>⑬課長（保守管理）は、水源である補助消火水槽および4 4 m盤消火タンクには、最大放水量 120m³、4 5 m盤消火タンクおよび5 0 m盤消火タンクには、最大放水量 84 m³ならびにサイトバンガ建物消火タンクには、最大放水量 31.2m³に対して、十分な水量を確保する。</p> <p>コ. 防火帯の維持・管理</p> <p>②課長（保守管理）は、防火帯の維持・管理を実施する。</p> <p>サ. 外部火災によるばい煙発生時の対応</p> <p>⑫当直長は、ばい煙発生時、ばい煙侵入防止のため、給気隔離弁および排気隔離弁の閉止、換気空調設備の停止または中央制御室の系統隔離運転モードへの切替えの実施による建物内へのばい煙の侵入の防止を実施する。</p> <p>シ. 外部火災による有毒ガス発生時の対応</p> <p>⑬当直長は、有毒ガス発生時、有毒ガス侵入防止のため、給気隔離弁および排気隔離弁の閉止、換気空調設備の停止または中央制御室の系統隔離運転モードへの切替えの実施による建物内への有毒ガスの侵入の防止を実施する。</p> <p>ス. 外部火災によりモニタリングポストが影響を受けた場合</p> <p>⑭課長（放射線管理）は、モニタリングポストが外部火災の影響を受けた場合、代替設備をモニタリングポスト周辺に設置できる場合はその周辺に設置し、モニタリングポスト周辺に設置できない場合は、防火帯の内側同一方向に設置する。</p> <p>セ. 油貯蔵設備の運用</p> <p>③課長（保守管理）は、油貯蔵設備の油量制限を実施する。</p> <p>ソ. 火災予防活動（巡視点検）</p> <p>④各課長および当直長は、巡視点検により、火災発生の有無の確認を実施する。</p> <p>タ. 火災予防活動（可燃物管理）</p> <p>⑤課長（保守管理）は、原子炉施設的安全機能を有する構築物、系統および機器を設置する火災区域または火災区画については、当該施設を火災から防護するため、恒設機器および点検等に使用する可燃物（資機材）の総発熱量が、制限発熱量を超えない管理（持ち込みと保管）ならびに重大事故等対処施設を設置する屋外の火災区域については、当該施設を火災から防護するため、可燃物を置かない管理を実施する。</p> <p>また、火災感知器を設置しない火災区域または火災区画については、可燃物を持ち込まない管理を実施する。</p> <p>チ. 火災予防活動（火気作業等の管理）</p> <p>⑥各課長は、火災区域または火災区画において、溶接等の火気作業を実施する場合、火気作業前に計画を策定するとともに、火気作業時の養生、消火器等の配備および監視人の配置等を実施する。</p> <p>ツ. 延焼防止</p> <p>⑦課長（保守管理）は、重大事故等対処施設を設置する屋外の火災区域では、周辺施設および植生との隔離を確保し、火災区域内の周辺の植生区域については、除草等の管</p>	<p>関連する社内規定文書</p>

I. 火災発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付 2	関連する社内規定文書
		<p>理を実施し、延焼防止を図る。</p> <p>テ. 火災鎮火後の原子炉施設への影響確認</p> <p>⑮各課長または当直長は、原子炉施設に火災が発生した場合、火災鎮火後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長、原子炉主任技術者および各部長に報告する。</p> <p>ト. 地震発生時における火災発生の有無の確認</p> <p>⑯各課長または当直長は、発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等において震度5弱以上の地震が観測された場合、地震終了後、原子炉施設の火災発生の有無を確認するとともに、その結果を所長、原子炉主任技術者、各部長および総務課長に報告する。</p> <p>ナ. 定事検停止時等における運用管理</p> <p>⑰課長（保修管理）は、定事検停止時等の作業に伴う防護対象設備の不待機や扉の開放等、影響評価上設定したプラント状態の一時的な変更時においても、その状態を踏まえた必要な安全機能が損なわれないよう管理を行う。</p> <p>ニ. 施設管理、点検</p> <p>⑱各課長は、火災防護に必要な設備の要求機能を維持するため、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。</p> <p>なお、格納容器内に設置する火災感知器については、起動時の窒素ガス封入後に作動信号を切り替え、次のプラント停止後には速やかに健全性を確認し機能喪失した火災感知器を取り替える。</p> <p>ス. ⑩火災影響評価条件の変更の要否確認</p> <p>(ア) 内部火災影響評価</p> <p>各課長は、設備改造等を行う場合、都度、課長（保修管理）へ設備更新計画を連絡し内部火災影響評価への影響確認を行う。</p> <p>課長（保修管理）は、内部火災影響評価にて改善すべき知見が得られた場合には改善策の検討を行う。</p> <p>また、定期的に内部火災影響評価を実施し、評価結果に影響がある際は、原子炉施設内の火災に対しても、安全保護系および原子炉停止系の作動が要求される場合には、火災による影響を考慮しても、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉の高温停止および冷温停止を達成し維持できることを確認するため、内部火災影響評価の再評価を実施する。</p> <p>(イ) 外部火災影響評価</p> <p>課長（保修管理）は、評価条件を定期的に確認し、評価結果に影響がある場合は、発電所敷地内外で発生する火災が外部事象防護対象施設へ影響を与えないことおよび火災の二次的影響に対する適切な防護対策が施されていることを確認するために、外部火災影響評価の再評価を実施する。</p>	

II. 内部溢水発生時の対応について

<p>事象対応</p>	<p>原子炉施設保安規定</p>	<p>原子炉施設保安規定 添付 2</p>	<p>関連する 社内規定文書</p>
<p>事象発生前の対応</p> <p>① 運転時間実績の管理 ② 水密扉の運用 ③ 屋外タンクの運用 ④ 蒸気漏えいに対する管理 ⑤ 排水誘導経路に対する管理 ⑥ 配管の内厚管理 ⑦ 施設管理・点検 ⑧ 評価条件の変更に伴う影響確認 ⑨ 定事検停止時等</p> <p>事象発生時の対応</p> <p>① 溢水時の対応操作 ② 原子炉施設の損傷の有無を確認 ③ 燃料プールへの注水および冷却対応操作 ④ 排水作業</p>	<p>第17条の2 〔2号炉〕 課長（技術）は、原子炉施設内において溢水が発生した場合（以下「内部溢水発生時」という。）における原子炉施設の保全のための活動^{※1}を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定し、技術部長の確認、所長の承認を得る。計画の策定にあたっては、添付2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害および有毒ガス対応に係る実施基準」に従って実施する。 （1）内部溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置に関すること （2）内部溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練に関すること （3）内部溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材の配備に関すること 2. 各課長は、前項の計画に基づき、内部溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。 3. 各課長は、第2項の活動の実施結果をとりまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価するとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。 4. 当直長は、内部溢水の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、あらかじめ定められた経路に従い、所長、原子炉主任技術者、各部長および総務課長に連絡する。発電部長は、必要に応じて、所長、原子炉主任技術者、品質保証部長、技術部長、廃止措置・環境管理部長および保修部長と原子炉停止等の措置について協議する。 ※1：内部溢水発生時に行う活動を含む（以下、本条において同じ。）。</p>	<p>2. 4 手順書の整備 （1）課長（第一発電）および課長（保修技術）は、溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを手順書に定める。 ア. 溢水発生時の措置に関する手順 （ア）①各課長または当直長は、想定破損による溢水、消火水の放水による溢水、地震起因による溢水およびその他の要因による溢水が発生した場合の措置を行う。 （イ）③当直長は、燃料プール冷却系や燃料プール補給水系が機能喪失した場合、残留熱除去系による燃料プールの注水および冷却の措置を行う。 イ. 運転時間実績管理 ①課長（保修技術）は、運転実績（高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の2%またはプラント運転期間の1%より小さい）により、低エネルギー配管としてしている系統についての運転時間実績管理を行う。 ウ. 水密扉の閉止状態の管理 ②当直長は、中央制御室等において水密扉監視設備等の警報監視により、必要な水密扉の閉止状態の確認を行う。また、各課長または当直長は、水密扉開放後の確実な閉止操作および閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。 エ. 屋外タンクの運用の管理 ③各課長または当直長は、防護すべき設備が設置される建物等へ溢水が流入することを防ぐため、1号処理水受入タンク、1号補助サージタンク、3号代替注水槽、3号地上式淡水タンク（A）（B）および3号補助消火水槽（A）（B）を空運用とする。また、1号復水貯蔵タンクの保有水量を500m³、2号復水貯蔵タンク、2号補助復水貯蔵タンクおよび2号トーラス水受入タンクの保有水量を1800m³、3号復水貯蔵タンクおよび3号補助復水貯蔵タンクの保有水量を1600m³に制限する。 オ. 溢水発生時の原子炉施設への影響確認に関する手順 ②各課長または当直長は、原子炉施設に溢水が発生した場合は、事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。 カ. 蒸気漏えいに対する管理 ④各課長は、原子炉建物内における所内蒸気系漏えいによる影響の発生を防止するための管理を行う。 キ. 排水誘導経路に対する管理 ⑤当直長は、排水を期待する設備の状態監視を行う。また、課長（保修技術）は、排水を期待する箇所からの排水を阻害する要因に対し、それを防止するための管理を行う。 ク. 排水作業に関する手順 ④当直長または各課長は、溢水発生後の滞留区画等での排水作業を行う。 ケ. 定期事業者検査停止時等における運用管理 ⑤課長（保修技術）は、定期事業者検査停止時等の作業に伴う防護すべき設備の不待機、扉の開放、堰の取り外し等、影響評価上設定したプラント状態の一時的な変更時においても、その状態を踏まえた必要な安全機能が損なわれないよう管理を行う。 コ. 施設管理、点検 （ア）⑥各課長は、配管の想定破損評価において、応力評価の結果により破損形状の想定を行う配管は、評価結果に影響するような減肉がないことを確認するために、継続的な肉厚管理を行う。 （イ）⑦各課長は、浸水防護施設を維持するため、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。 サ. 溢水評価条件の変更の要否を確認する手順 ⑧課長（保修技術）は、各種対策設備の追加および資機材の持ち込み等により評価条</p>	<p>【事象発生前の対応】 ①, ②, ③, ④, ⑧ ・内部溢水発生時対応手順書 ⑤ ・内部溢水発生時対応手順書 ・2号機巡視点検要領書 ⑥ ・内部溢水発生時対応手順書 ・配管肉厚管理手引書 ⑦ ・内部溢水発生時対応手順書 ・施設管理要領 ⑨ ・内部溢水発生時対応手順書 ・プラント停止時工程管理手順書 【事象発生時の対応】 ① ・内部溢水発生時対応手順書 ・2号機設備別運転要領書 別冊 警報発生時の措置 ・2号機事故時操作要領書 ・2号機事故時操作要領書（徴候ベース） ②, ④ ・内部溢水発生時対応手順書 ③ ・2号機事故時操作要領書（徴候ベース）</p>

II. 内部溢水発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付 2	関連する 社内規定文書
		<p><u>件に見直しがある場合、都度、溢水評価への影響確認を行う。</u></p>	

III. 津波発生時の対応について

<p>事象対応</p>	<p>原子炉施設保安規定</p>	<p>原子炉施設保安規定 添付 2</p>	<p>関連する 社内規定文書</p>
<p>事象発生前の対応</p> <p>①防波扉および水密扉の閉止状態の管理 ②施設管理・点検 ③④津波評価条件の変更の要否確認</p> <p>事象発生時の対応</p> <p>①大津波警報発令時の常用系海水ポンプの停止（プラント停止） ②燃料等輸送船および作業船等の緊急回避 ④漂流物化防止対策 ⑤津波襲来時の監視 ⑥原子炉施設の損傷の有無を確認 ⑦代替設備の確保</p>	<p>第17条の4 〔2号炉〕 課長（技術）は、原子炉施設内においてその他自然災害（「地震、津波、竜巻および積雪等」をいう。以下、本条において同じ。）が発生した場合における原子炉施設の保全のための活動^{※1}を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定し、技術部長の確認、所長の承認を得る。計画の策定にあたっては、添付2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害および有毒ガス対応に係る実施基準」に従って実施する。 (1) その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置に関すること (2) その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練に関すること (3) その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材の配備に関すること 2. 各課長は、前項の計画に基づき、その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。 3. 各課長は、第2項の活動の実施結果を取りまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、課長（技術）に報告する。課長（技術）は、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。 4. 当直長は、その他自然災害の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合、あらかじめ定められた経路に従い、所長、原子炉主任技術者、各部長および総務課長に連絡する。発電部長は、必要に応じて、所長、原子炉主任技術者、品質保証部長、技術部長、廃止措置・環境管理部長および保修部長と原子炉停止等の措置について協議する。 5. 電源事業本部長（原子力安全技術）は、その他自然災害に係る新たな知見等の収集、反映等を実施する。 6. 電源事業本部長（原子力安全技術）は、その他自然災害のうち地震に関して、新たな波及的影響の観点の抽出を実施する。</p>	<p>5. 4 手順書の整備 (1) 課長（技術）は、津波発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを手順書に定める。 ア. 津波の来襲が予想される場合の対応 (ア) ①当直長は、発電所を含む地域に大津波警報が発令された場合、原子炉を停止し、冷却操作を開始するとともに、日本海東縁部に想定される地震による津波に対しては、原子炉補機海水ポンプによる原子炉補機冷却に必要な海水を確保するため、津波到達予想時刻5分前までに、常用系海水ポンプ（循環水ポンプ）を停止する。また、取水槽水位を中央制御室にて監視し、引き波による水位低下を確認した場合、原子炉を停止し、冷却操作を開始する。 (イ) ②各課長は、燃料等輸送船、その他の作業船、貨物船等に関し、発電所を含む地域に津波警報が発令された場合、荷役作業を中断し、陸側作業員および輸送物の退避に関する措置を実施する。また、取水口、津波防護施設等の機能に影響を及ぼす可能性のある船舶については、緊急離岸できない場合を想定し、着岸時には耐震性を有する係船柱への係留を実施する。 (ウ) ③各課長は、緊急離岸に関する情報連絡を行う。 (エ) ④各課長は、荷揚場周辺の漂流物となる可能性のある車両等のうち、取水口、津波防護施設等の機能に影響を及ぼす可能性のあるものに関し、発電所を含む地域に津波警報が発令された場合、漂流物化防止対策を実施し、作業員の退避に関する措置を実施する。 (オ) ⑤当直長は、津波監視カメラおよび取水槽水位計による津波の来襲状況の監視を実施する。 イ. 防波扉および水密扉の閉止状態の管理 ①当直長は、中央制御室等において水密扉監視設備等の警報監視により、防波扉および必要な水密扉の閉止状態の確認を行う。また、各課長または当直長は、防波扉および水密扉開放後の確実な閉止操作および閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。 ウ. 津波発生時の原子炉施設への影響確認 ⑥各課長または当直長は、発電所を含む地域に大津波警報が発令された場合は、事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。 エ. 施設管理、点検 ②各課長は、津波防護施設、浸水防止設備および津波監視設備について、その要求機能を維持するため、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。 オ. 津波評価条件の変更の要否確認 (ア) ③各課長は、設備改造等を行う場合、都度、津波評価への影響確認を行う。 (イ) ④課長（技術）は、津波評価に係る評価条件を定期的に確認する。 カ. 代替設備の確保 ⑦各課長または当直長は、津波の来襲により、安全施設の構造健全性が維持できない場合を考慮して、代替設備による必要な機能の確保、安全上支障のない期間における補修の実施等により、安全機能を維持する。</p>	<p>【事象発生前の対応】 ①、③、④ ・ 自然災害等発生時対応手順書</p> <p>② ・ 自然災害等発生時対応手順書 ・ 施設管理要領</p> <p>【事象発生後の対応】 ①、⑤ ・ 自然災害等発生時対応手順書 ・ 2号機事故時操作要領書</p> <p>②、③、④、⑥、⑦ ・ 自然災害等発生時対応手順書</p>

Ⅲ. 津波発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付 2	関連する社内規定文書
	<p>原子炉施設保安規定</p> <p>7. 電源事業本部部長（原子力安全技術）は、地震観測および影響確認に関する活動を実施する。</p> <p>8. 電源事業本部部長（原子力安全技術）は、定期的に発電所周辺の航空路の変更状況を確認し、確認結果に基づき防護措置の要否を判断する。防護措置が必要と判断された場合は、関係箇所へ防護措置の検討依頼を行う。また、関係箇所の対応が完了したことを確認する。</p> <p>※ 1：その他自然災害発生時に行う活動を含む（以下、本条において同じ。）。</p>		

IV. 竜巻発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付 2	関連する社内規定文書						
<p>事象発生前の対応</p> <p>① 屋外常設物、屋外仮設物の固定、固縛および隔離</p> <p>② 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備の位置的分散</p> <p>③ 防護板、竜巻防護扉等による防護</p> <p>事象発生時の対応</p> <p>① 竜巻襲来が予想される場合の車両の固縛・回避</p> <p>② 竜巻襲来が予測される場合の燃料取扱作業および屋外クレーン作業の中止</p> <p>③ 竜巻防護扉の閉止</p> <p>④ 代替設備、補修のために必要な予備品による安全機能維持</p> <p>⑤ 原子炉施設の損傷の有無を確認</p>	<p>第17条の4 〔2号炉〕</p> <p>課長（技術）は、原子炉施設内においてその他自然災害（「地震、津波、竜巻および積雪等」をいう。以下、本条において同じ。）が発生した場合における原子炉施設の保全のための活動^{※1}を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定し、技術部長の確認、所長の承認を得る。計画の策定にあたっては、添付2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害および有毒ガス対応に係る実施基準」に従って実施する。</p> <p>(1) その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置に関すること</p> <p>(2) その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練に関すること</p> <p>(3) その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材の配備に関すること</p> <p>2. 各課長は、前項の計画に基づき、その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。</p> <p>3. 各課長は、第2項の活動の実施結果を取りまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、課長（技術）に報告する。課長（技術）は、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p> <p>4. 当直長は、その他自然災害の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、あらかじめ定められた経路に従い、所長、原子炉主任技術者、各部長および総務課長に連絡する。発電部長は、必要に応じて、所長、原子炉主任技術者、品質保証部長、技術部長、廃止措置・環境管理部長および保修部長と原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>5. 電源事業本部長（原子力安全技術）は、その他自然災害に係る新たな知見等の収集、反映等を実施する。</p> <p>6. 電源事業本部長（原子力安全技術）は、その他自然災害のうち地震に関して、新たな波及的影響の観測の抽出を実施する。</p>	<p>6. 4 手順書の整備</p> <p>課長（技術）は、竜巻発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを手順書に定める。</p> <p>(1) 飛来物管理の手順</p> <p>ア. ①各課長は、衝突時に建物、竜巻防護対策設備等に与えるエネルギー、貫通力が設計飛来物^{※1}（極小飛来物である砂利を除く。）よりも大きなものについて、設置場所等に応じて固縛、固定または外部事象防護対象施設からの隔離により飛来物とならない管理を実施する。</p> <p>イ. ②各課長は、屋外の重大事故等対処設備について、設計基準事故対処設備と位置的分散を図ることで、設計基準事故対処設備と同時に重大事故等対処設備の機能を損なわないよう管理する。</p> <p>※1：設計飛来物の寸法等は、以下のとおり。</p> <table border="1" data-bbox="751 1187 892 1647"> <tr> <td>飛来物の種類</td> <td>鋼製材</td> </tr> <tr> <td>寸法 (m)</td> <td>長さ×幅×奥行き 4.2×0.3×0.2</td> </tr> <tr> <td>質量 (kg)</td> <td>135</td> </tr> </table> <p>(2) 竜巻の襲来が予想される場合の対応</p> <p>ア. ①各課長は、車両に関して停車している場所に応じて退避または固縛することにより飛来物とならない管理を実施する。</p> <p>イ. ②各課長は、炉心変更、原子炉棟内で照射された燃料に係る作業および屋外におけるクレーン作業を中止し、取水槽ガントリークレーンについては、係留位置に固定する。</p> <p>ウ. ③当直長は、外部事象防護対象施設を内包する区画に設置する扉の閉止状態を確認する。また、各課長または当直長は、外部事象防護対象施設を内包する区画に設置する扉の開放後の確実な閉止操作および閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。</p> <p>(3) 代替設備の確保</p> <p>④各課長または当直長は、竜巻の襲来により、安全施設の構造健全性が維持できない場合を考慮して、代替設備による必要な機能の確保、安全上支障のない期間における補修の実施等により、安全機能を維持する。</p> <p>(4) 竜巻発生時の原子炉施設への影響確認</p> <p>⑤各課長または当直長は、発電所敷地内に竜巻が発生した場合は、事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>(5) 施設管理、点検</p> <p>③各課長は、竜巻防護対策設備について、その要求機能を維持するために、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じて補修を行う。</p>	飛来物の種類	鋼製材	寸法 (m)	長さ×幅×奥行き 4.2×0.3×0.2	質量 (kg)	135	<p>【事象発生前の対応】</p> <p>①, ②</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 自然災害等発生時対応手順書 <p>③</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 自然災害等発生時対応手順書 ・ 施設管理要領 <p>【事象発生後の対応】</p> <p>①, ②, ④, ⑤</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 自然災害等発生時対応手順書 ・ 2号機事故時操作要領書 <p>③</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 自然災害等発生時対応手順書 ・ 2号機事故時操作要領書
飛来物の種類	鋼製材								
寸法 (m)	長さ×幅×奥行き 4.2×0.3×0.2								
質量 (kg)	135								

IV. 竜巻発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付 2	関連する社内規定文書
	<p>原子炉施設保安規定</p> <p>7. 電源事業本部部长（原子力安全技術）は、地震観測および影響確認に関する活動を実施する。</p> <p>8. 電源事業本部部长（原子力安全技術）は、定期的に発電所周辺の航空路の変更状況を確認し、確認結果に基づき防護措置の要否を判断する。防護措置が必要と判断された場合は、関係箇所へ防護措置の検討依頼を行う。また、関係箇所の対応が完了したことを確認する。</p> <p>※ 1：その他自然災害発生時に行う活動を含む（以下、本条において同じ）。</p>		

V. 火山（降灰）発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付 2	関連する社内規定文書
<p>事象発生前の対応</p> <p>①施設管理, 点検</p> <p>事象発生時の対応</p> <p>①給気隔離弁の閉止, 空調換気系の停止, 系統隔離運転</p> <p>②降下火砕物の除去 (建物等)</p> <p>③改良型フィルタ取付</p> <p>④高圧原子炉代替注水ポンプによる炉心の冷却</p> <p>⑤原子炉隔離時冷却ポンプによる炉心の冷却</p> <p>⑥緊急時対策所扉の開放</p> <p>⑦通信連絡設備への給電</p> <p>⑧代替設備の確保</p> <p>⑨原子炉施設の損傷の有無を確認</p>	<p>第17条の3〔2号炉〕</p> <p>課長(技術)は、火山現象による影響が発生するおそれがある場合または発生した場合(以下「火山影響等発生時」という。)における原子炉施設の保全のための活動^{※1}を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定し、技術部長の確認、所長の承認を得る。計画の策定にあたっては、添付2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害および有毒ガス対応に係る実施基準」に従って実施する。</p> <p>(1) 火山影響等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置に関すること</p> <p>(2) 火山影響等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練に関すること</p> <p>(3) 火山影響等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要なフィルタその他の資機材の配備に関すること</p> <p>2. 各課長は、前項の計画に基づき、次の各号を含む火山影響等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。</p> <p>(1) 火山影響等発生時における非常用交流動力電源設備の機能を維持するための対策に関すること</p> <p>(2) (1)に掲げるもの他、火山影響等発生時における代替電源設備その他の炉心を冷却するために必要な設備の機能を維持するための対策に関すること</p> <p>(3) (2)に掲げるもの他、火山影響等発生時に交流動力電源が喪失した場合における炉心の著しい損傷を防止するための対策に関すること</p> <p>3. 各課長は、第1項(1)の要員に第2項の手順を遵守させる。</p> <p>4. 各課長は、第2項の活動の実施結果を取りまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、課長(技術)に報告する。課長(技術)は、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p> <p>5. 当直長は、火山現象の影響により、原子</p>	<p>3. 4 手順書の整備</p> <p>課長(技術)は、火山影響等および積雪発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを手順書に定める。</p> <p>(1) ①降下火砕物の侵入防止</p> <p>当直長は、外気取入口に設置しているバグフィルタ等の差圧監視および給気隔離弁の閉止、空調換気設備の停止または系統隔離運転モードにより建物内への降下火砕物の侵入を防止する。</p> <p>(2) ②降下火砕物および積雪の除去作業</p> <p>各課長は、降下火砕物の堆積または積雪が確認された場合は、降下火砕物および積雪より防護すべき屋外の施設、ならびに降下火砕物および積雪より防護すべき施設を内包する建物等について、堆積により施設に悪影響を及ぼさないよう降下火砕物および積雪を除去する。</p> <p>(3) ③非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機を除く。)の機能を維持するための対策</p> <p>火山影響等発生時において、非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機を除く。)の機能を維持するため、非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機を除く。)への改良型フィルタの取付けを実施する。</p> <p>ア. 非常用ディーゼル発電機(高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機を除く。)への改良型フィルタ取付け</p> <p>課長(原子炉)は、フィルタの取付けが容易な改良型フィルタを取り付ける。</p> <p>(ア) 手順着手の判断基準</p> <p>気象庁が発表する降灰予報(「速報」または「詳細」)により島根原子力発電所を含む地域(松江市)への「多量」の降灰が予想された場合、気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において、地理的領域(発電所敷地から半径160km)内の火山に噴火が確認されたが、噴火後10分以内に降灰予報が発表されない場合または降下火砕物による発電所への重大な影響が予想された場合</p> <p>(4) ④高圧原子炉代替注水系を用いた炉心を冷却するための対策</p> <p>火山影響等発生時において外部電源喪失および非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、かつ原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合は、炉心損傷を防止するため高圧原子炉代替注水系を使用し炉心の冷却を行う。</p> <p>ア. 高圧原子炉代替注水系を用いた炉心冷却</p> <p>当直長は、原子炉隔離時冷却系による注水ができない場合は、高圧原子炉代替注水系を用いた炉心冷却を行う。</p> <p>(ア) 手順着手の判断基準</p> <p>火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、非常用ディーゼル発電機3台がともに機能喪失し、かつ原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合</p> <p>(5) ⑤原子炉隔離時冷却系を用いた炉心の著しい損傷を防止するための対策</p> <p>火山影響等発生時において外部電源喪失および非常用ディーゼル発電機が機能喪失した場合は、炉心損傷を防止するため原子炉隔離時冷却系を使用し炉心の冷却を行う。</p> <p>ア. 原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却</p> <p>当直長は、原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却を行う。</p> <p>(ア) 手順着手の判断基準</p> <p>火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、非常用ディーゼル発電機3台がともに機能喪失した場合</p> <p>(6) ⑥緊急時対策所の居住性確保に関する対策</p> <p>火山影響等発生時において緊急時対策所扉を開放することにより緊急時対策所の居住性を確保する。</p> <p>ア. 緊急時対策所の居住性確保</p>	<p>【事象発生前の対応】</p> <p>①</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 自然災害等発生時対応手順書 ・ 施設管理要領 <p>【事象発生後の対応】</p> <p>①, ④, ⑤, ⑦</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 自然災害等発生時対応手順書 ・ 2号機事故時操作要領書 <p>②, ③, ⑥, ⑧, ⑨</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 自然災害等発生時対応手順書

V. 火山（降灰）発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付2	関連する社内規定文書																									
	<p>原子炉施設保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、あらかじめ定められた経路に従い、所長、原子炉主任技術者、各部長および総務課長に連絡する。発電部長は、必要に応じて、所長、原子炉主任技術者、品質保証部長、技術部長、廃止措置・環境管理部長および保修部長と原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>6. 電源事業本部長（原子力安全技術）は、火山現象に係る新たな知見等の収集、反映等を実施する。</p> <p>※1：火山影響等発生時に行う活動を含む（以下、本条において同じ。）。</p>	<p>各課長は、緊急時対策所扉の開放により居住性を確保し、降下火砕物の侵入を防止するため、仮設フェルトを設置する。</p> <p>(ア) 手順着手の判断基準</p> <p>気象庁が発表する降灰予報（「速報」または「詳細」）により島根原子力発電所を含む地域（松江市）への「多量」の降灰が予想された場合、気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において、地理的領域（発電所敷地から半径160km）内の火山に噴火が確認されたが、噴火後10分以内に降灰予報が発表されない場合は降下火砕物による発電所への重大な影響が予想された場合</p> <p>(7) ⑦通信連絡設備に関する対策</p> <p>火山影響等発生時における通信連絡について、降下火砕物の影響を受けない有線系の設備を複数手段確保することにより機能を確保する。非常用ディーゼル発電機A系の機能が喪失した場合においては、原子炉建物内に配置した高圧発電機車から緊急時対策所内の通信連絡設備へ給電する。</p> <p>ア. 高圧発電機車の準備作業</p> <p>各課長は、高圧発電機車を降下火砕物の影響を受けることのない原子炉建物内へ移動し準備作業を行う。</p> <p>(ア) 手順着手の判断基準</p> <p>気象庁が発表する降灰予報（「速報」または「詳細」）により島根原子力発電所を含む地域（松江市）への「多量」の降灰が予想された場合、気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において、地理的領域（発電所敷地から半径160km）内の火山に噴火が確認されたが、噴火後10分以内に降灰予報が発表されない場合は降下火砕物による発電所への重大な影響が予想された場合</p> <p>イ. 高圧発電機車からの給電作業</p> <p>各課長および当直長は、高圧発電機車からの給電準備を行ったのち給電を開始する。</p> <p>(ア) 手順着手の判断基準</p> <p>高圧発電機車による給電開始は、火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、非常用ディーゼル発電機A系からの受電が不能となった場合</p> <p style="text-align: center;">火山影響等発生時の対策における主な作業</p> <table border="1" data-bbox="1266 641 1665 1712"> <thead> <tr> <th>作業手順No.</th> <th>対応手段</th> <th>要員</th> <th>要員数</th> <th>想定時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(3) ア.</td> <td>非常用ディーゼル発電機 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。)へ改良型フェルト取り付け※1</td> <td>緊急時対策要員</td> <td>8</td> <td>45分</td> </tr> <tr> <td>(4) ア.</td> <td>高圧原子炉代替注水系を用いた炉心冷却</td> <td>運転員 (中央制御室)</td> <td>1</td> <td>10分</td> </tr> <tr> <td>(5) ア.</td> <td>原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却</td> <td>運転員 (中央制御室)</td> <td>1</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>(7) ア.イ.</td> <td>高圧発電機車の準備作業および給電作業</td> <td>運転員 (中央制御室、現場) 、緊急時対策要員</td> <td>7</td> <td>1時間50分</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1班4名で2班が並行で実施する。</p> <p>(8) ⑧代替設備の確保</p> <p>各課長または当直長は、火山影響等発生時または積雪により、安全施設の構造健全性が維持できない場合を考慮して、代替設備による必要な機能の確保、安全上支障のない期間における補修の実施等により、安全機能を維持する。</p>	作業手順No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	(3) ア.	非常用ディーゼル発電機 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。)へ改良型フェルト取り付け※1	緊急時対策要員	8	45分	(4) ア.	高圧原子炉代替注水系を用いた炉心冷却	運転員 (中央制御室)	1	10分	(5) ア.	原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却	運転員 (中央制御室)	1	速やかに	(7) ア.イ.	高圧発電機車の準備作業および給電作業	運転員 (中央制御室、現場) 、緊急時対策要員	7	1時間50分	<p>関連する社内規定文書</p>
作業手順No.	対応手段	要員	要員数	想定時間																								
(3) ア.	非常用ディーゼル発電機 (高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を除く。)へ改良型フェルト取り付け※1	緊急時対策要員	8	45分																								
(4) ア.	高圧原子炉代替注水系を用いた炉心冷却	運転員 (中央制御室)	1	10分																								
(5) ア.	原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却	運転員 (中央制御室)	1	速やかに																								
(7) ア.イ.	高圧発電機車の準備作業および給電作業	運転員 (中央制御室、現場) 、緊急時対策要員	7	1時間50分																								

V. 火山（降灰）発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付 2	関連する 社内規定文書
		<p>(9) ⑨降灰時の原子炉施設への影響確認 各課長または当直長は、降灰が確認された場合は、原子炉施設への影響を確認するため、降下火砕物より防護すべき施設ならびに降下火砕物より防護すべき施設を内包する建物等について、点検を行うとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>(10) ⑩施設管理，点検 各課長は、火山防護対策設備について、その要求機能を維持するため、施設管理計画に基づき適切に施設管理，点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。</p>	

VI. 有毒ガス発生時の対応について

<p>事象対応</p>	<p>原子炉施設保安規定</p>	<p>原子炉施設保安規定 添付 2</p>	<p>関連する 社内規定文書</p>
<p>事象発生前の対応</p> <p>①発電所敷地内外の有毒化学物質の確認 ②堰および防液堤等の運用管理 ③可動源に対する終息活動 ④防護具の着用および防護具のバックアップ体制整備の対策 ⑤保守管理・点検</p> <p>事象発生時の対応</p> <p>なし</p>	<p>第17条の5 〔2号炉〕 課長（技術）は、発電所敷地内において有毒ガスを確認した場合（以下「有毒ガス発生時」という。）における重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な運転員、緊急時対策要員および自衛消防隊（以下「重大事故等に対応する要員」という。）の防護のための活動^{※1}を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定し、技術部長の確認、所長の承認を得る。計画の策定にあたっては、添付2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害および有毒ガス対応に係る実施基準」に従って実施する。</p> <p>(1) 有毒ガス発生時における重大事故等に対応する要員の防護のための活動を行うために必要な要員の配置に関すること</p> <p>(2) 有毒ガス発生時における重大事故等に対応する要員の防護のための活動を行う要員に対する教育訓練の実施に関すること</p> <p>(3) 有毒ガス発生時における重大事故等に対応する要員の防護のための活動を行うために必要な資機材の配備に関すること</p> <p>2. 各課長は、前項の計画に基づき、有毒ガス発生時における重大事故等に対応する要員の防護のための活動を実施する。</p> <p>3. 各課長は、第2項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、課長（技術）に報告する。課長（技術）は、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p> <p>4. 当直長は、有毒ガスの影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合、あらかじめ定められた経路に従い、所長、原子炉主任技術者、各部長および総務課長に連絡する。発電部長は、必要に応じて、所長、原子炉主任技術者、品質保証部長、技術部長、廃止措置・環境管理部長および保修部長と原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>※1：有毒ガス発生時に行う活動を含む（以下、本条において同じ。）。</p>	<p>7. 4 手順書の整備</p> <p>(1) 課長（放射線管理）は、有毒ガス発生時における重大事故等に対処する要員の防護のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを手順書に定める。</p> <p>ア. 有毒ガス防護の確認に関する手順</p> <p>(ア) ①各課長は、発電所敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質（以下「固定源」という。）に対して、(イ) 項、(ウ) 項およびウ. 項の実施により、重大事故等に対処する要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。</p> <p>(イ) ①課長（放射線管理）は、発電所敷地内および中央制御室等から半径10k m近傍における新たな有毒化学物質および有毒化学物質の性状、貯蔵状況等の変更を確認し、固定源の見直しがある場合は、有毒ガスが発生した場合の吸気中の有毒ガス濃度評価を実施し、評価結果に基づき必要な有毒ガス防護を実施する。可動源の見直しがある場合は、必要な有毒ガス防護を実施する。</p> <p>(ウ) ②各課長は、有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガス影響を軽減することを目指す防液堤について、適切に運用管理を実施する。</p> <p>イ. 有毒ガス発生時の防護に関する手順</p> <p>(ア) ③当直長および各課長は、可動源に対して、立会人の随行、通信連絡手段による連絡、中央制御室空調換気系および緊急時対策所換気設備の隔離、防護具の着用ならびに終息活動等の対策を実施する。</p> <p>(イ) ④各課長は、予期せぬ有毒ガスの発生に対して、防護具の着用および防護具のバックアップ体制整備の対策を実施する。</p> <p>ウ. 施設管理、点検</p> <p>⑤各課長は、有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤は、有毒ガス影響を軽減する機能を維持するため、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。</p>	<p>【事象発生前の対応】</p> <p>①、②</p> <ul style="list-style-type: none"> ・構内有毒ガス管理手順書 <p>③</p> <ul style="list-style-type: none"> ・構内有毒ガス管理手順書 ・2号機事故時操作要領書 <p>⑤</p> <ul style="list-style-type: none"> ・構内有毒ガス管理手順書 ・施設管理要領 <p>【事象発生後の対応】</p> <p>無し</p>

Ⅶ. 地震発生時の対応について

<p>事象対応</p>	<p>原子炉施設保安規定</p>	<p>原子炉施設保安規定 添付 2</p>	<p>関連する 社内規定文書</p>
<p>事象発生前の対応 ①②③④波及的影響防止の観点による設備の設置位置、構造および影響防止措置等の管理</p> <p>事象発生時の対応 ①原子炉施設の損傷の有無を確認 ②代替設備の確保</p>	<p>第17条の4 〔2号炉〕 課長（技術）は、原子炉施設内においてその他自然災害（「地震、津波、竜巻および積雪等」をいう。以下、本条において同じ。）が発生した場合における原子炉施設の保全のための活動^{※1}を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定し、技術部長の承認、所長の承認を得る。計画の策定にあたっては、添付2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害および有毒ガス対応に係る実施基準」に従って実施する。 (1) その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置に関すること (2) その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練に関すること (3) その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材の配備に関すること 2. 各課長は、前項の計画に基づき、その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。 3. 各課長は、第2項の活動の実施結果を取りまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、課長（技術）に報告する。課長（技術）は、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。 4. 当直長は、その他自然災害の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、あらかじめ定められた経路に従い、所長、原子炉主任技術者、各部長および総務課長に連絡する。発電部長は、必要に応じて、所長、原子炉主任技術者、品質保証部長、技術部長、廃止措置・環境管理部長および保修部長と原子炉停止等の措置について協議する。 5. 電源事業本部長（原子力安全技術）は、その他自然災害に係る新たな知見等の収集、反映等を実施する。 6. 電源事業本部長（原子力安全技術）は、その他自然災害のうち地震に関して、新たな波及的影響の観点の抽出を実施する。</p>	<p>4. 4 手順書の整備 (1) 課長（技術）は、地震発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを手順書に定める。 ア. 波及的影響防止に関する手順 (ア) ①各課長は、波及的影響を防止するよう現場を維持するため、2号炉の機器設置時の配慮事項等を定めて管理する。 (イ) ②各課長は、2号炉の機器・配管等の設置および点検資材等の仮設・仮置時における、耐震重要施設（耐震Sクラス施設）、常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備および常設重大事故防止設備（設計基準拡張）（当該設備が属する耐震重要度分類がSクラスのもの）ならびにこれらが設置される重大事故等対処施設（以下「耐震重要施設等」という。）に対する下位クラス施設^{※1}の波及的影響（4つの観点^{※2}および溢水・火災の観点）を防止する。 ※1：耐震重要施設等以外の施設をいう。 ※2：4つの観点とは、以下をいう。 a. 設置地盤および地震応答性状の相違等に起因する相対変位または不等沈下による影響 b. 耐震重要施設等と下位クラス施設との接続部における相互影響 c. 建物内における下位クラス施設の損傷、転倒および落下等による耐震重要施設等への影響 d. 屋外における下位クラス施設の損傷、転倒および落下等による耐震重要施設等への影響 イ. 設備の保管に関する手順 (ア) ③各課長は、2号炉の可搬型重大事故等対処設備について、地震による周辺斜面の崩壊・溢水・火災等の影響により重大事故等に対処するために必要な機能を喪失しないよう、固縛措置、分散配置、転倒防止対策等による適切な保管がなされていることを確認する。 (イ) ④各課長は、2号炉の可搬型重大事故等対処設備のうち、屋外の車両型設備等について、離隔距離を基に必要な設備間隔を定め適切な保管がなされていることを確認する。 ウ. ①地震発生時の原子炉施設への影響確認に関する手順 各課長または当直長は、発電所周辺のあらかじめ定められた測候所等において震度5弱以上の地震が観測された場合、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。 エ. ②代替設備の確保 各課長または当直長は、地震の影響により、安全施設の構造健全性が維持できない場合を考慮して、代替設備による必要な機能の確保、安全上支障のない期間における補修の実施等により、安全機能を維持する。</p>	<p>【事象発生前の対応】 ①、②、③、④ ・ 自然災害等発生時対応手順書</p> <p>【事象発生後の対応】 ①、② ・ 自然災害等発生時対応手順書</p>

Ⅶ. 地震発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付 2	関連する社内規定文書
	<p>原子炉施設保安規定</p> <p>7. 電源事業本部部长（原子力安全技術）は、地震観測および影響確認に関する活動を実施する。</p> <p>8. 電源事業本部部长（原子力安全技術）は、定期的に発電所周辺の航空路の変更状況を確認し、確認結果に基づき防護措置の要否を判断する。防護措置が必要と判断された場合は、関係箇所へ防護措置の検討依頼を行う。また、関係箇所の対応が完了したことを確認する。</p> <p>※ 1：その他自然災害発生時に行う活動を含む（以下、本条において同じ。）。</p>		