

柏崎刈羽原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS - 41 (改訂3)
提出年月日	令和2年10月29日

本資料のうち、枠囲みの内容は機密事項に属しますので公開できません。

## 柏崎刈羽原子力発電所7号炉

### 原子炉施設保安規定に係る説明資料

(保安規定と手順書との関連)

令和2年10月

東京電力ホールディングス株式会社

## 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，火山影響等，その他自然災害及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

柏崎刈羽原子力発電所7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」及び添付3「重大事故等及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

・ 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
・ 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
・ 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	1-	.1-1
2. 「高圧注水・減圧機能喪失」の対応手順の概要	1-	.2-1
3. 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失 + DG 喪失）」の対応手順の概要		
「全交流動力電源喪失（外部電源喪失 + DG 喪失） + RCIC 失敗」 の対応手順の概要		
「全交流動力電源喪失（外部電源喪失 + DG 喪失） + 直流電源喪失」 の対応手順の概要	1-	.3-1
4. 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失 + DG 喪失） + SRV 再閉失敗」 の対応手順の概要	1-	.4-1
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	1-	.5-1
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	1-	.6-1
7. 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要	1-	.7-1
8. 「LOCA時注水機能喪失」の対応手順の概要	1-	.8-1
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	1-	.9-1
10. 「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（代替循環冷却系を使用する場合）		
「水素燃焼」	1-	.10-1
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（代替循環冷却系を使用しない場合）	1-	.11-1
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」	1-	.12-1
13. 「想定事故1」の対応手順の概要	1-	.13-1
14. 「想定事故2」の対応手順の概要	1-	.14-1

15 .「崩壊熱除去機能喪失」の対応手順の概要 .....	1-	.15-1
16 .「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要 .....	1-	.16-1
17 .「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要 .....	1-	.17-1
参考資料 . 格納容器ベントフローの注釈の記載について .....	1-	参考-1

<b>1. 原子炉制御</b> <b>(1) スクラム</b>	
<b>目的</b> ・ 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。 ・ 一次及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。)	
<b>導入条件</b> ・ 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	<b>脱出条件</b>
<b>基本的な考え方</b> ・ 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「原子炉建屋制御」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。	
<b>主な監視操作内容</b>	
<b>A. 原子炉出力</b> ・ 重要警報「スクラム」の発信を確認する。 ・ 全制御棒挿入状態を確認する。 ・ 平均出力領域モニタの指示を確認する。 ・ 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及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確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上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」へ移行する。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「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及び速度を確認する。 ・ 平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。	
<b>B. 原子炉水位</b> ・ 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の自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)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動作した場合は不要) ・ 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、高圧代替注水系、低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)、消火系又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、消防車の出動を要請し、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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。	



< 補足 >  
 保安規定 添付 1 及び添付 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。

- ・ 高圧代替注水系      高圧注水設備
- ・ 低圧代替注水系(常設)      注水設備
- ・ 低圧代替注水系(可搬型)      代替注水設備の A2 級消防車
- ・ 消火系      → 代替注水設備の D/D-FP と M/D-FP
- ・ 制御棒駆動水圧系      → 補助注水設備

- ・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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- ・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、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又は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖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「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。
- ・主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開し、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」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管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プール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プール冷却を行う。
- ・原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により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（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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及び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。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流／直流電源供給回復」へ移行する。
- ・主蒸気隔離弁が開の場合、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、空気抽出器及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。
- ・原子炉圧力制御が正常でない場合又は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖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に異常が確認された場合は、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。

### F．復旧

- ②① 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。
- ②② 格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- ②③ 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。
- ②④ 格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- ②⑤ 原子炉冷却材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、原子炉建屋換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- ②⑥ 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。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉減圧する。
- ②⑦ 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。
- ②⑧ 原子炉再循環ポンプが停止した場合、再起動が可能であれば原子炉再循環ポンプを起動する。
- ②⑨ 原子炉を冷温停止する。

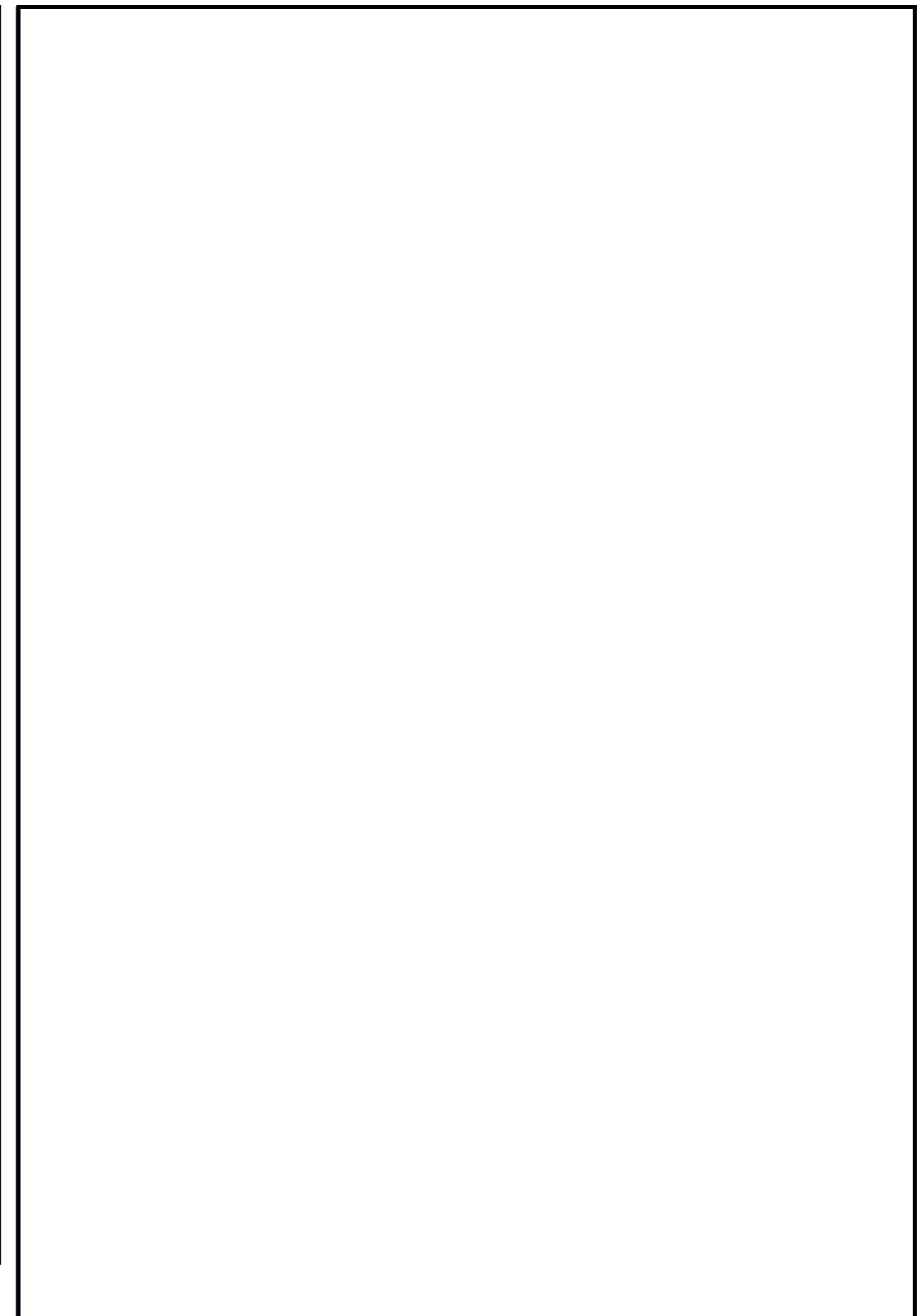
**G . 一次格納容器制御への導入**

- ・ 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。)

<b>1. 原子炉制御</b> <b>(2) 反応度制御</b>	
<b>目的</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>	
<b>導入条件</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」により全制御棒が全挿入位置又は同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本を超える制御棒が挿入されていない場合</li> </ul>	<b>脱出条件</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>全制御棒が全挿入位置又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</li> <li>同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以下まで挿入され、ほう酸水注入系が停止している場合</li> </ul>
<b>基本的な考え方</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>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プールの健全性を維持する。</li> <li>「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。</li> </ul>	
<b>主な監視操作内容</b>	
<b>A. 反応度制御</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されず、同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本を超える制御棒が挿入されていない場合には、「反応度制御」のほう酸水注入系起動操作及び水位制御、制御棒操作、圧力制御を並行操作する。</li> <li>タービンが運転中の場合は、原子炉再循環ポンプをランバック後停止する。また、タービンが停止中の場合は、原子炉再循環ポンプを停止する。</li> <li>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。</li> </ul>	
<b>B. ほう酸水注入系</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>ほう酸水注入系を起動する。</li> <li>原子炉冷却材浄化系が隔離したことを確認する。</li> <li>ほう酸水注入系を起動した場合には、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又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、ほう酸水注入系を停止する。</li> </ul>	
<b>C. 水位</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が不明となった場合、「反応度制御」水位不明及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>スクラム不能異常過渡事象発生時、原子炉出力高判定値以上の場合又は原子炉出力高判定未満の場合でかつ主蒸気隔離弁が閉の場合、「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。)</li> <li>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高判定値未満の場合で、かつ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隔離時冷却系自動作動水位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。)</li> <li>原子炉を減圧することにより高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位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の注水流量を増加し、原子炉水位を高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持する。</li> <li>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、原子炉水位を高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持できない場合には、低圧で原子炉に注水可能な系統又は低圧代替注水系(常設)低圧代替注水系(可搬型)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、原子炉水位を高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持する。</li> </ul> <p>: 低圧で原子炉へ注水可能な系統とは、高圧復水ポンプ、低圧復水ポンプ、高圧炉心注水系B系、高圧炉心注水系C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>	





#### D. 制御棒

- ・スクラム弁が閉の場合、代替制御棒挿入機能の動作、スクラムテストスイッチ、スクラムパイロット弁電磁弁の電源切を行う。
- ・スクラム弁が開の場合、スクラムリセットし、再度手動スクラム又は代替制御棒挿入機能等によるスクラムを行う。
- ・個々の制御棒の電動挿入を行う。

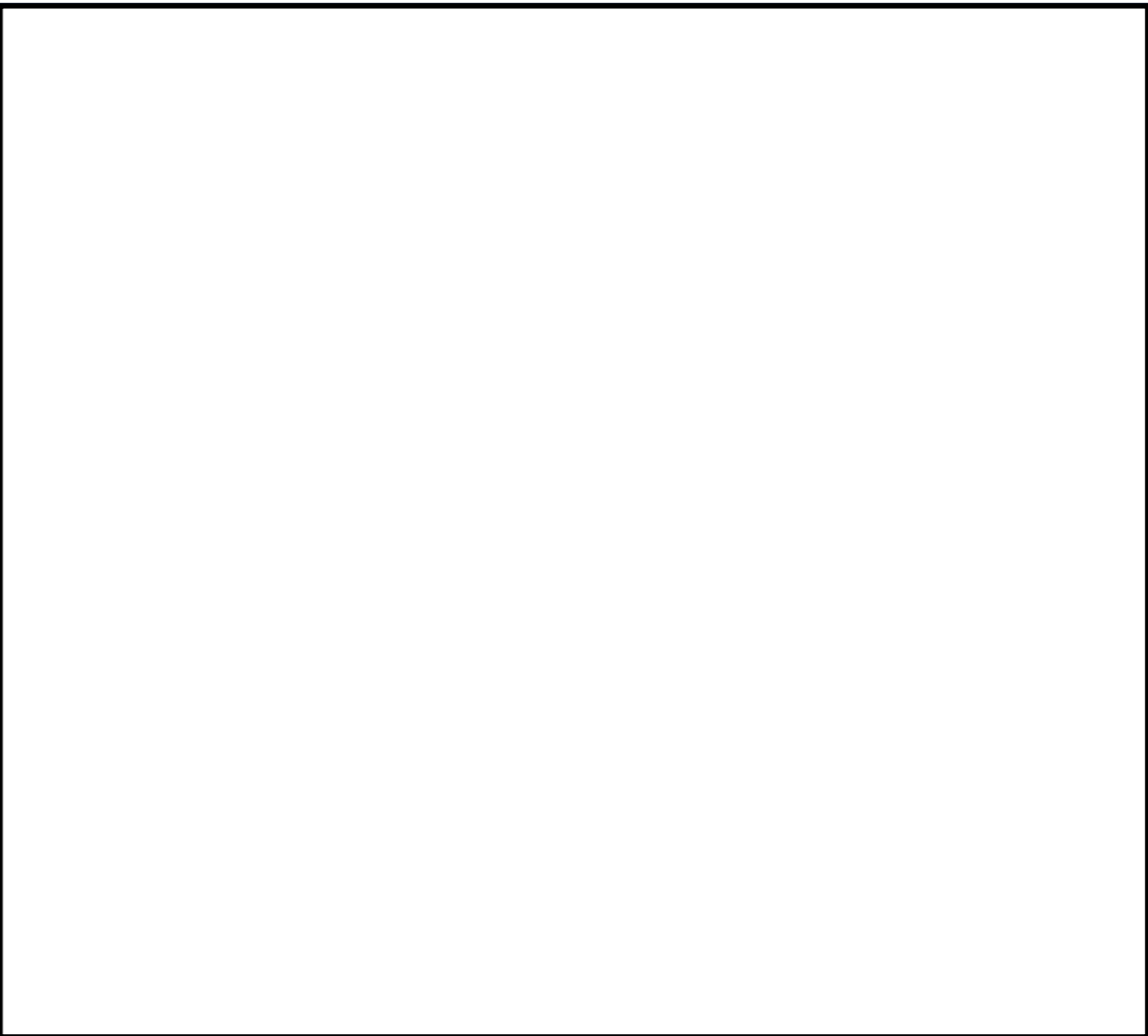
#### E. 圧力

- ・反応度制御中は、主蒸気逃がし安全弁又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又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（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力未満まで低下させ、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。

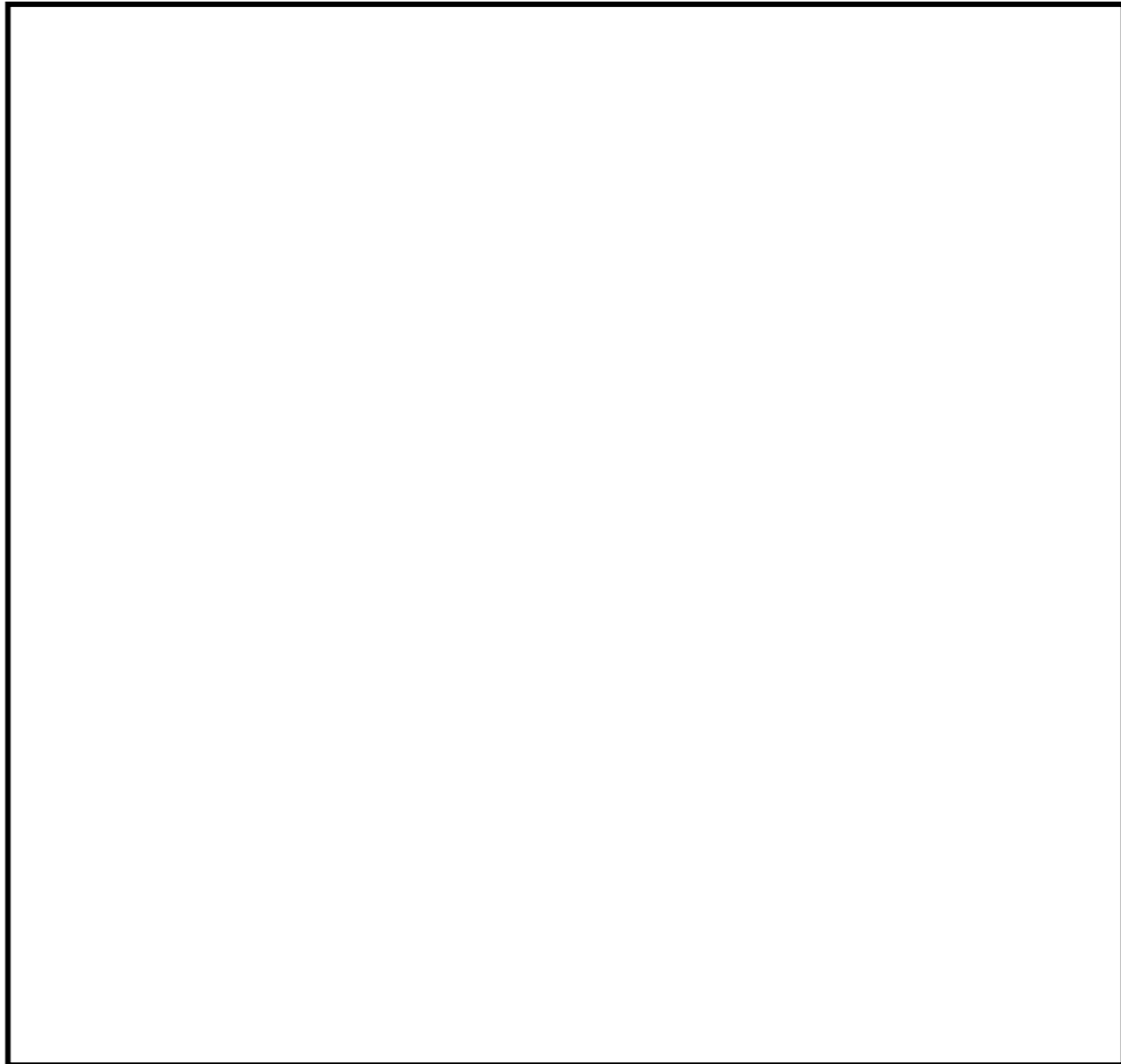
#### F. 「反応度制御」水位不明

- ・「反応度制御」水位不明を実行中に全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合又は同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上が挿入された場合には、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、格納容器隔離弁及び主蒸気管ドレン弁、並びに原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し、「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、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」原子炉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、高圧炉心注水系、低圧注水系、又は低圧代替注水系（常設）低圧代替注水系（可搬型）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6%未満の場合、ほう酸水注入系を起動30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。

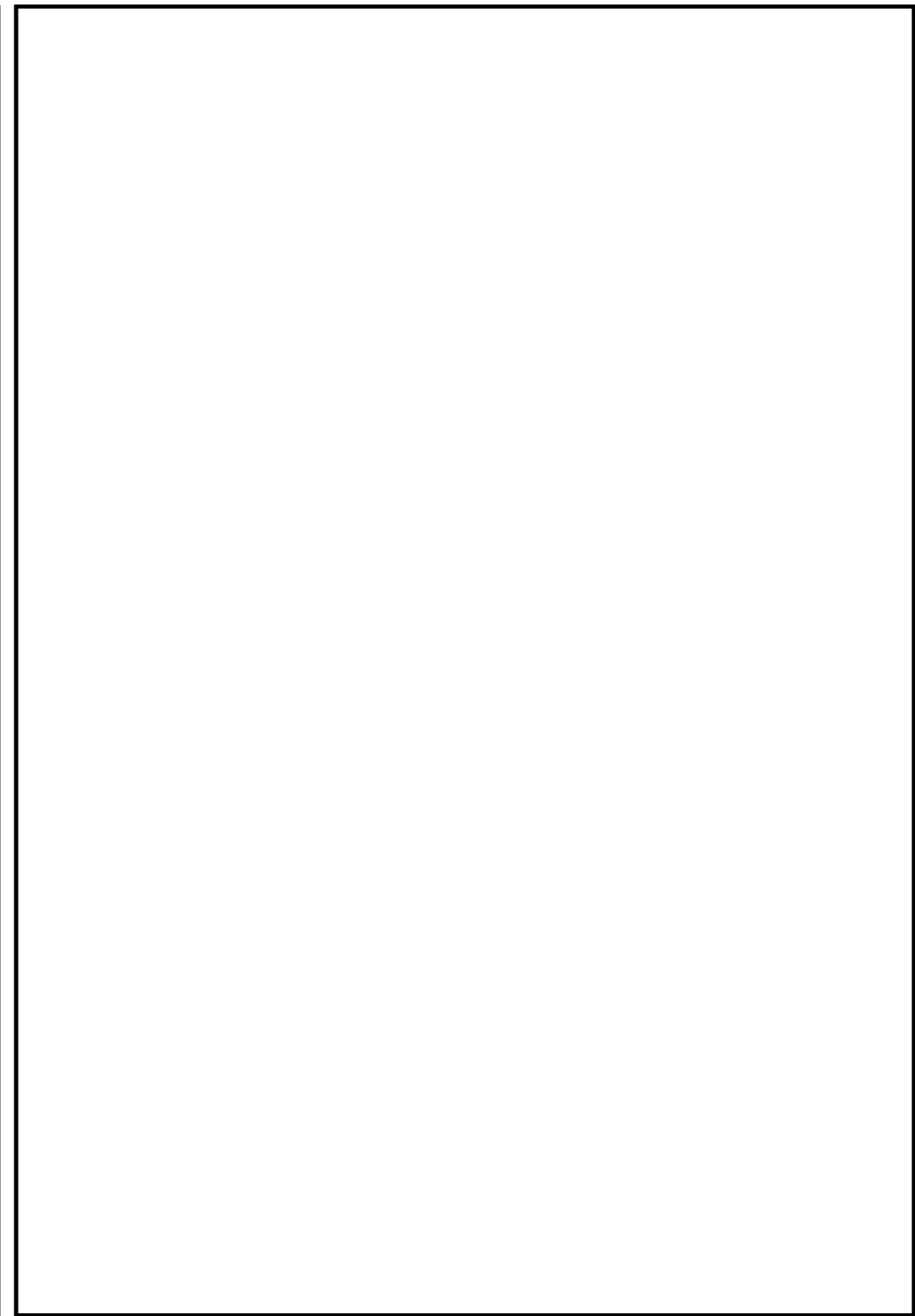
<b>1. 原子炉制御</b> <b>(3) 水位確保</b>	
<b>目的</b> ・ 原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。	
<b>導入条件</b> ・ 原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合 ・ 「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サブプレッションプール圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合 ・ 不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合 ・ 不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し水位が判明しており、かつドライウェル空間部温度が水位不明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	<b>脱出条件</b> ・ 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
<b>基本的な考え方</b> ・ 原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。	
<b>主な監視操作内容</b>	
<b>A. 水位確保</b> ・ 原子炉水位、原子炉圧力及び格納容器隔離、並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。 ・ 作動すべきものが不作動の場合は、手動で作動させる。	
<b>B. 水位</b> ・ 給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧代替注水系、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、消火系又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に維持する。 ・ 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、消防車の出動を要請する。 ・ 給復水系及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、低圧代替注水系（常設）2台以上又は低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2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」及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」及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には、不測事態「水位不明」及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。	



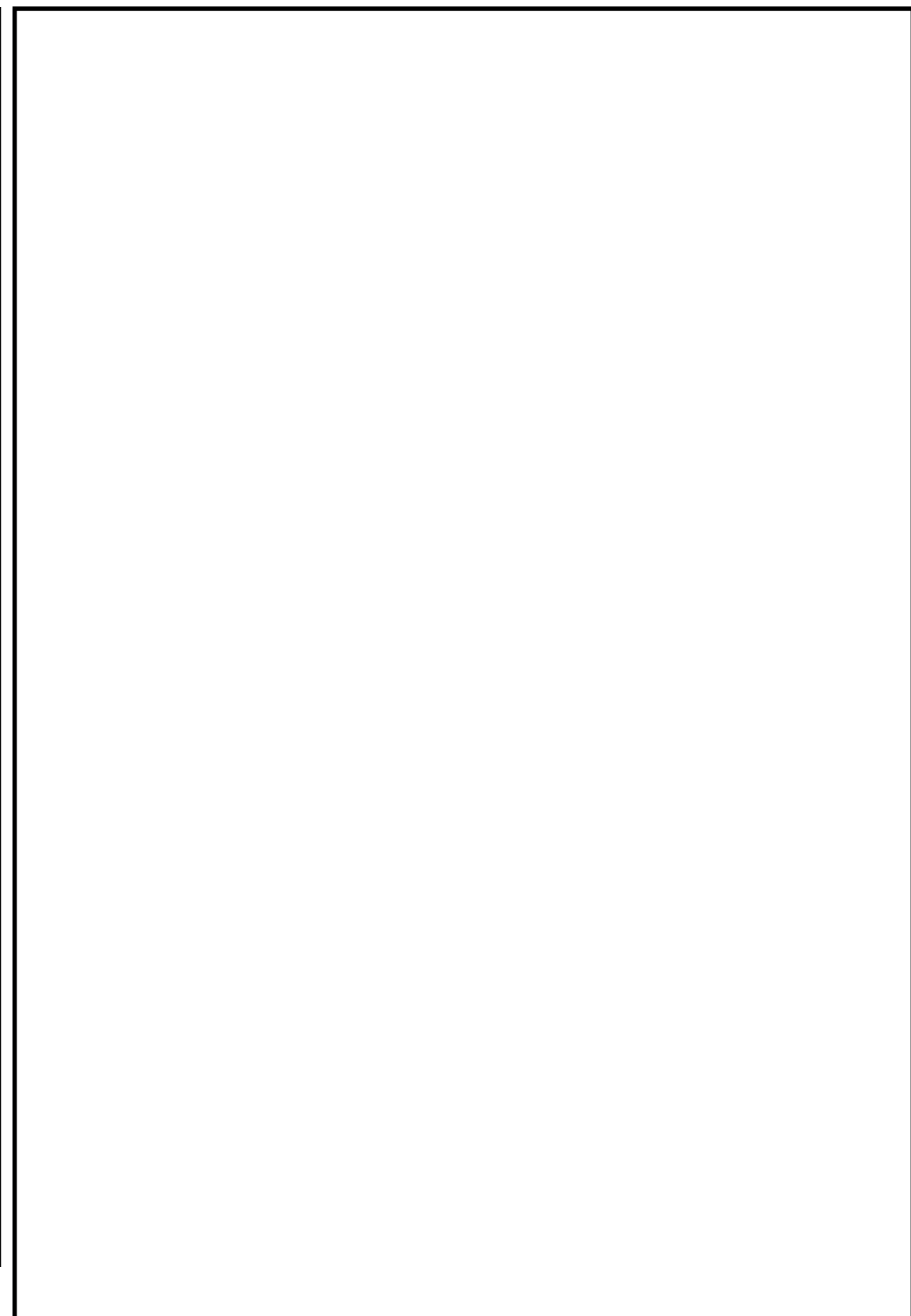
<b>1. 原子炉制御</b> <b>(4) 減圧冷却</b>	
<b>目的</b> ・ 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持しつつ、原子炉を減圧し、冷温停止状態へ移行させる。	
<b>導入条件</b> ・ 原子炉制御「スクラム」において、主蒸気隔離弁が閉状態かつ主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力の調整ができない場合。 ・ 原子炉制御「水位確保」において、有効燃料頂部から原子炉水位低スクラム設定値の間に維持可能な場合 ・ 「サブプレッションプール水温制御」において、手動スクラム後、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合 ・ 「サブプレッションプール水位制御」において、手動スクラムした場合	<b>脱出条件</b> ・ 原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下で、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動し、原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できる場合
<b>基本的な考え方</b> ・ 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には、原子炉冷却材温度変化率及びサブプレッションプール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、サブプレッションプール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、サブプレッションプール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プール冷却を行う。 ・ 水位と減圧を並行操作する。	
<b>主な監視操作内容</b>	
<b>A. 水位</b> ・ 給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系又は高圧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に維持する。 ・ 原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。	
<b>B. 減圧</b> ・ 給復水系による原子炉注水ができない場合、注水系統が原子炉隔離時冷却系又は高圧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、タービンバイパス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プール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合、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プール水温がサブプレッションプール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（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下の場合は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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。	



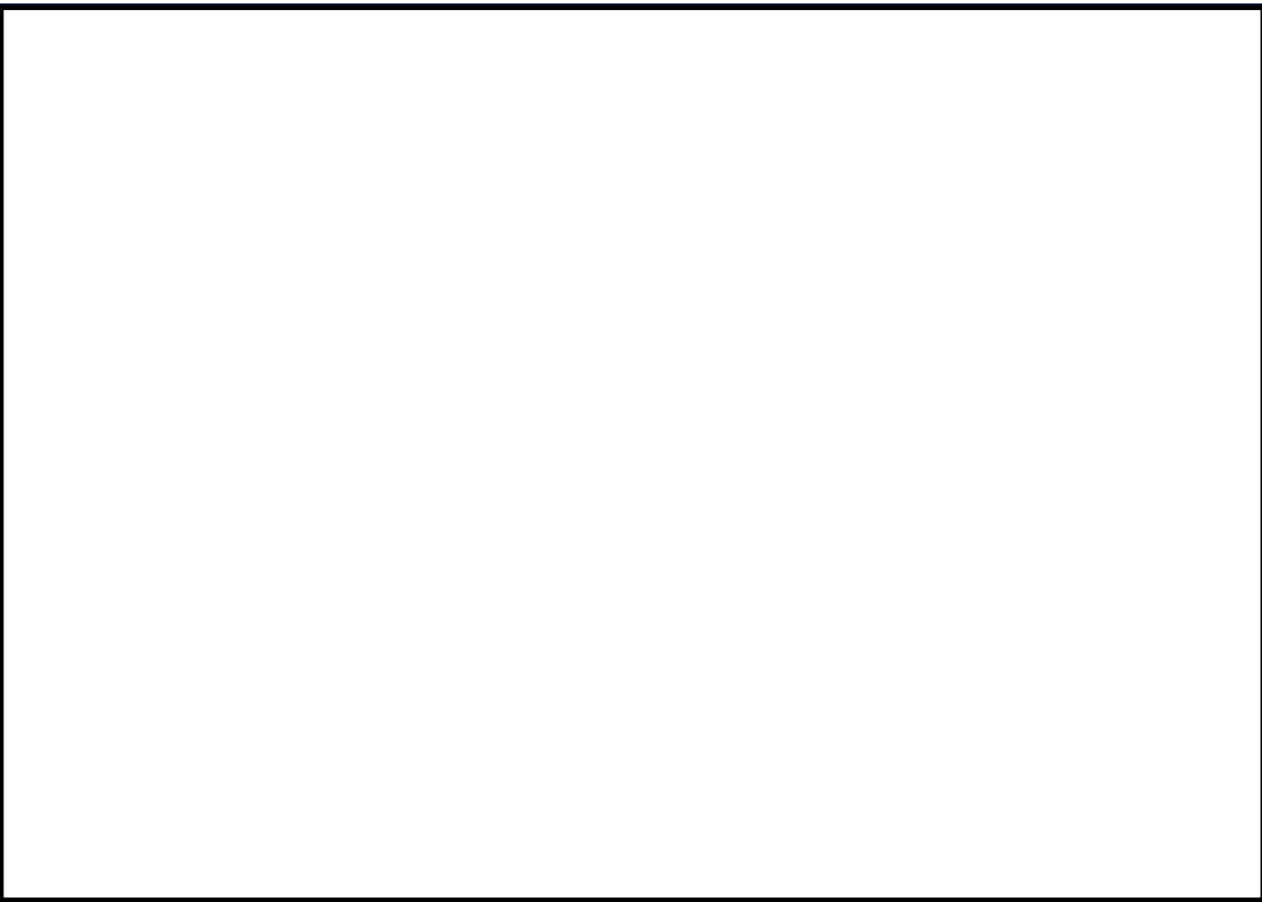
2. 一次格納容器制御 (1) 格納容器圧力制御	
目的 ・ 格納容器圧力を監視し、制御する。	
導入条件 ・ ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合	脱出条件 ・ ドライウェル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであり、ドライウェル温度が66以下で、かつドライウェルベントを実施した場合 ・ 24時間以内にドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合
基本的な考え方 ・ ドライウェル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、サブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力に達する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、格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。 ・ 一次格納容器内で原子炉冷却材圧力バウダリの大破断が発生した場合、ドライウェルスプレイ及びサブプレッションプールの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ため、速やかにドライウェルスプレイ及びサブプレッションプールのプレイを起動する。 ・ 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。	
な監視操作内容	
<b>A. 格納容器圧力制御</b> ・ ドライウェル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。 ・ ドライウェル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又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ェルベントを行う。 ・ ドライウェ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には、高圧炉心注水系、低圧注水系A系、原子炉隔離時冷却系による原子炉水位維持を確認した後に、ドライウェルスプレイ及びサブプレッションプールのプレイを起動する。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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を行う。 ・ サプレッションプール圧力が非常用炉心冷却系作動圧力に達した場合は、サブプレッションプールのプレイを起動する。 ・ サプレッションプール圧力がドライウェルスプレイ起動圧力に達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し、ドライウェルスプレイ及びサブプレッションプールのプレイを起動する。 ・ サプレッションプール圧力が圧力制限条件以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・ サプレッションプール圧力が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ェルスプレイ及びサブプレッションプールの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。	
<b>B. 原子炉満水</b> ・ サプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値に達した場合は、「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開いているか、又は電動駆動給水ポンプ、高圧炉心注水系が原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。 ・ 給復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、消火系又は制御棒駆動水圧系を使用して原子炉へ注水し、注水量を増して、原子炉水位をできるだけ高く維持する。 ・ サプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持される場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。 ・ サプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。	
<b>C. 格納容器ベント</b> ・ サプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は、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、サブプレッションプール側フィルターベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウェル側フィルターベントラインを使用する。フィルターベントラインが使用出来ない場合は、サブプレッションプール側耐圧ベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウェル側耐圧ベントラインを使用する。	



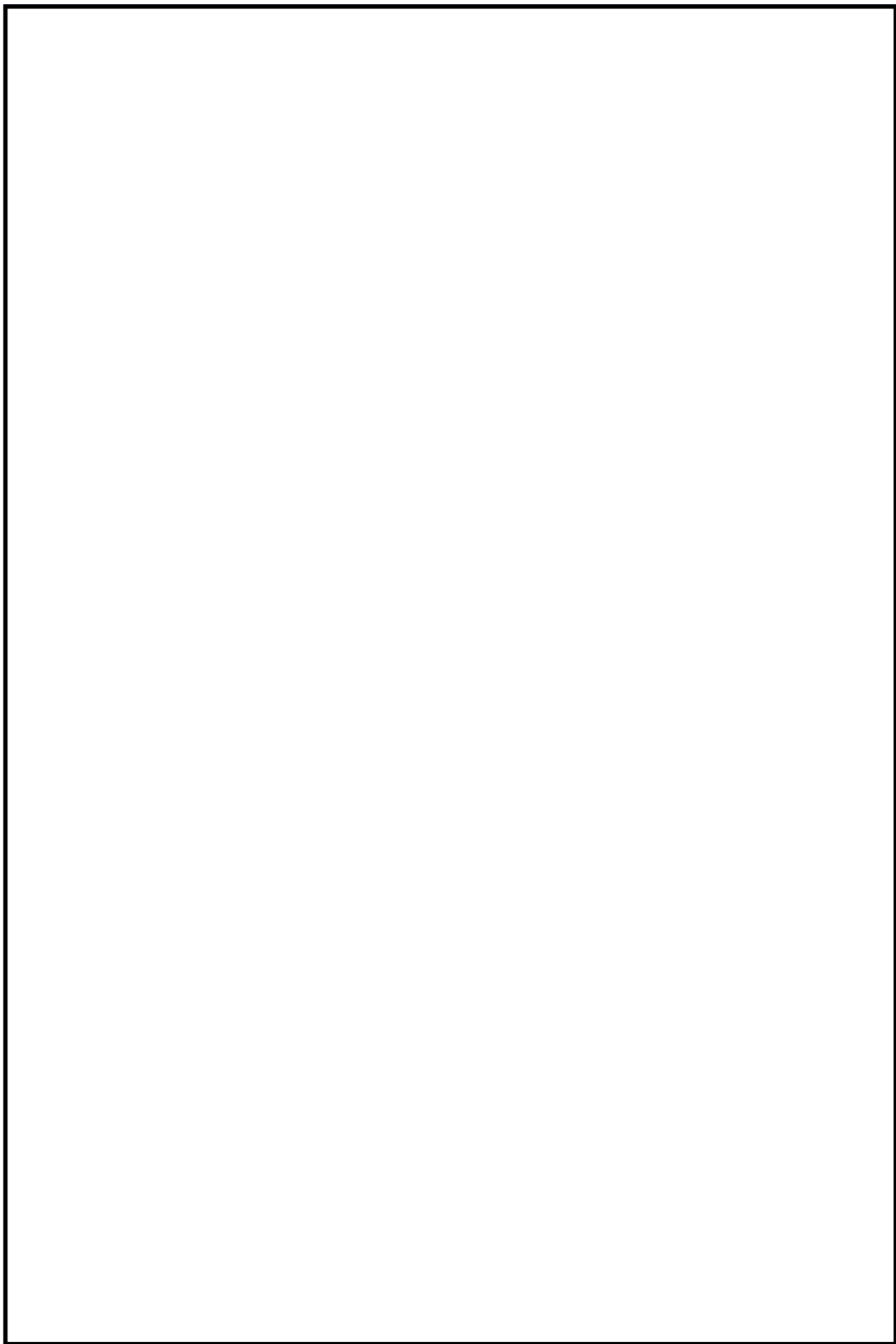
<b>2. 一次格納容器制御</b> <b>(2) ドライウェル温度制御</b>	
<b>目的</b> ・ ドライウェルの空間温度を監視し、制御する。	
<b>導入条件</b> ・ ドライウェル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合 ・ ドライウェル局所温度が温度高警報設定点以上の場合	<b>脱出条件</b> ・ ドライウェル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度未満維持可能で、かつドライウェル局所温度が温度高警報設定点未満維持可能となった場合
<b>基本的な考え方</b> ・ ドライウェル空間温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度に到達した場合は、ドライウェルスプレイを起動する。 ・ ドライウェル圧力高スクラム設定値の飽和温度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。	
<b>主な監視操作内容</b> ・ ドライウェル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度、又はドライウェル局所温度が温度高警報設定点を超えるような場合は、予備のドライウェル換気空調系を運転し、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開し、復水器を延命する措置を行う。 ・ ドライウェル空間温度の上昇抑制を行ってもドライウェル局所温度の上昇が継続する場合は、通常停止を行う。 ・ ドライウェ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、ドライウェ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及びドライウェル換気空調系を停止し、ドライウェルスプレイを起動する。ドライウェルスプレイが起動しない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・ ドライウェル局所温度がドライウェル圧力高スクラム設定値の飽和温度以下に維持できないようであれば、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・ ドライウェ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は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。	



<b>2. 一次格納容器制御</b> <b>(3) サプレッションプール温度制御</b>	
<b>目的</b> ・ サプレッションプールの水温及び空間部温度を監視し、制御する。	
<b>導入条件</b> ・ 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 ・ サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合 ・ サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合	<b>脱出条件</b> ・ サプレッションプールのバルク水温の上昇が停止した場合 ・ サプレッションプール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、又はサプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上で手動スクラムした場合 ・ サプレッションプール空間部局所温度の上昇が停止した場合
<b>基本的な考え方</b> ・ サプレッションプール水温及びサプレッションプール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。	
<b>主な監視操作内容</b>	
<b>A. サプレッションプール水温制御</b> ・ サプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サプレッションプールの冷却を開始し、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。 ・ サプレッションプール水温の上昇抑制を行っても、サプレッションプール水温の上昇が継続したら、手動スクラムし、サプレッションプール水温を確認する。サプレッションプール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」へ移行し、サプレッションプール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」へ移行する。	
<b>B. サプレッションプール空間部温度制御</b> ・ サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度まで上昇したらサプレッションスプレイを作動させ、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。 ・ サプレッションプール空間部局所温度の上昇抑制を行っても、サプレッションプール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。サプレッションプール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」へ移行し、サプレッションプール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」へ移行する。	



<b>2 . 一次格納容器制御</b> <b>( 4 ) サプレッションプール水位制御</b>	
<b>目的</b> ・ サプレッションプール水位を監視し、制御する。	
<b>導入条件</b> ・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位制限値以上の場合 ・ サプレッションプール水位が通常運転時低水位制限値以下の場合	<b>脱出条件</b> ・ サプレッションプール水位が通常運転時制限値以内に復旧した場合 ・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位制限値又は通常運転時低水位制限値を超えて手動スクラムした場合
<b>基本的な考え方</b> ・ サプレッションプール高水位は、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プール水位上昇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及び真空破壊弁機能喪失防止の観点から、通常運転時高水位限界値以上でドライウェ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不測事態「急速減圧」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。 ・ サプレッションプール低水位は、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プール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」へ移行する。	
<b>主な監視操作内容</b>	
<b>A . サプレッションプール水位制御 ( 高水位 )</b> ・ サプレッションプール水位上昇を抑制する措置を行ってもサプレッションプール水位が通常運転時高水位制限値以上が継続する場合には、手動スクラムし、原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。 ・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値以上でドライウェルス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及びドライウェルス換気空調系を停止し、ドライウェ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不測事態「急速減圧」に移行する。なお、サプレッションプール水位の上昇が補給水系等の漏えいによることが判明している場合には、ドライウェルスプレイを作動させない。 ・ サプレッションプール水位が、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>B . サプレッションプール水位制御 ( 低水位 )</b> ・ サプレッションプール水位低下を抑制する措置を行ってもサプレッションプール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」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。	



2 . 一次格納容器制御  
 ( 5 ) 格納容器水素濃度制御

目的

- ・格納容器内の水素及び酸素濃度を監視し、制御する。

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
- ・「格納容器圧力制御」においてドライウェ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

脱出条件

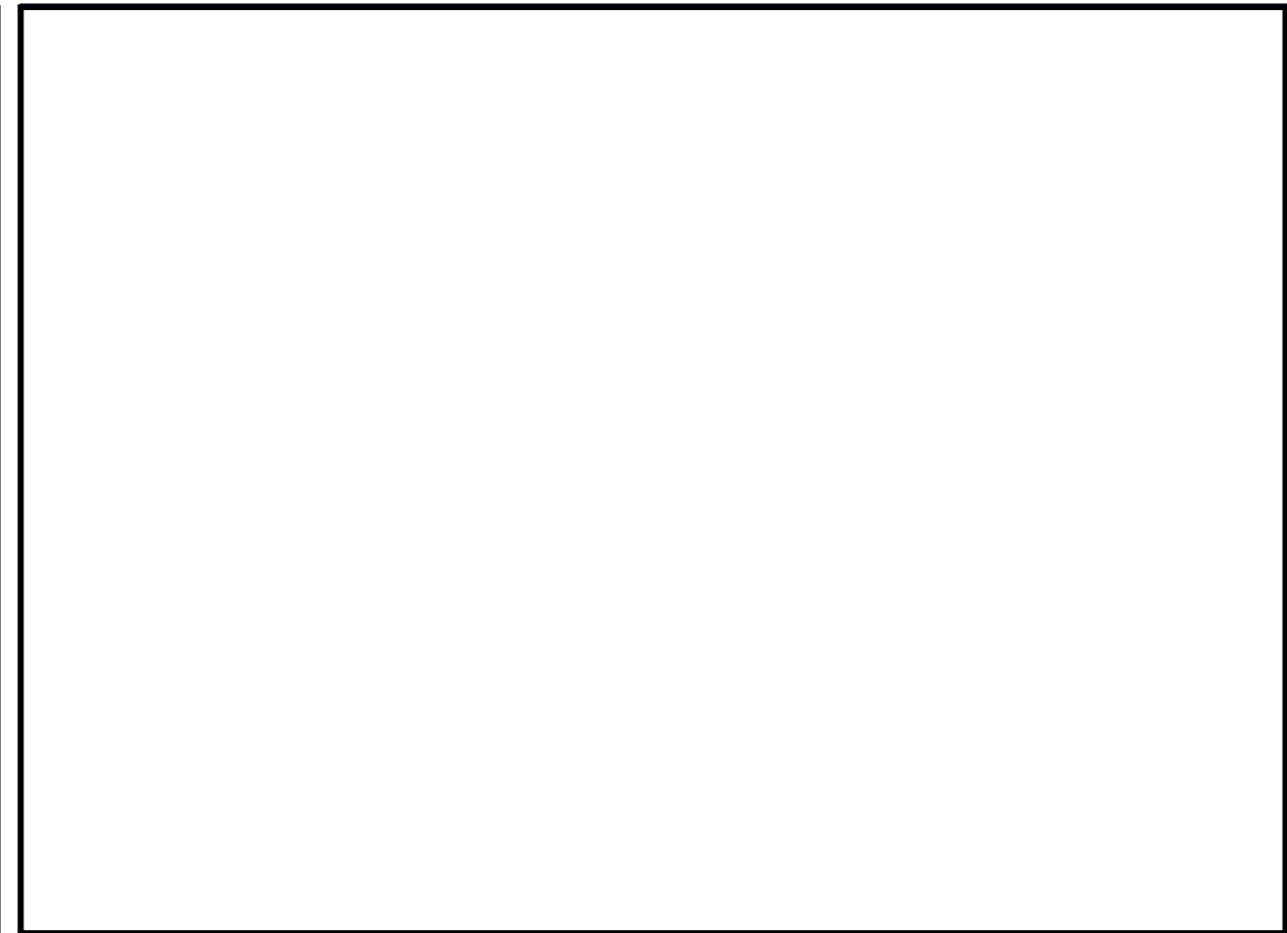
- ・冷却材喪失事故で格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合
- ・主蒸気隔離弁閉、又は原子炉水位不明であるが格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合
- ・可燃性ガス濃度制御系を起動し、格納容器内の水素濃度が低下した場合

基本的な考え方

- ・冷却材喪失事故又は炉心露出が生じた場合には、格納容器雰囲気測定系により格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視する。
- ・原子炉水位不明又は原子炉隔離状態が長時間継続する場合には、格納容器雰囲気測定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ェルスプレイ又はサブプレッションプールのプレイを運転し、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。
- ・再結合器入口の可燃性ガス濃度が高い場合には、ドライウェル酸素及び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。

主な監視操作内容

- ・ドライウェ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、格納容器雰囲気測定系又は格納容器水素濃度計により格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視する。
- ・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又は原子炉水位が不明になった場合は、格納容器雰囲気測定系により格納容器内の水素濃度を監視する。
- ・格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度に到達した場合、格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度に到達した場合、又は原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験し、かつ格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度に到達した場合には、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ェルスプレイ又はサブプレッションプールのプレイを運転し、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。
- ・可燃性ガス濃度制御系の運転は、格納容器内の水素及び酸素濃度に応じて再循環流量及び吸込流量を調整する。

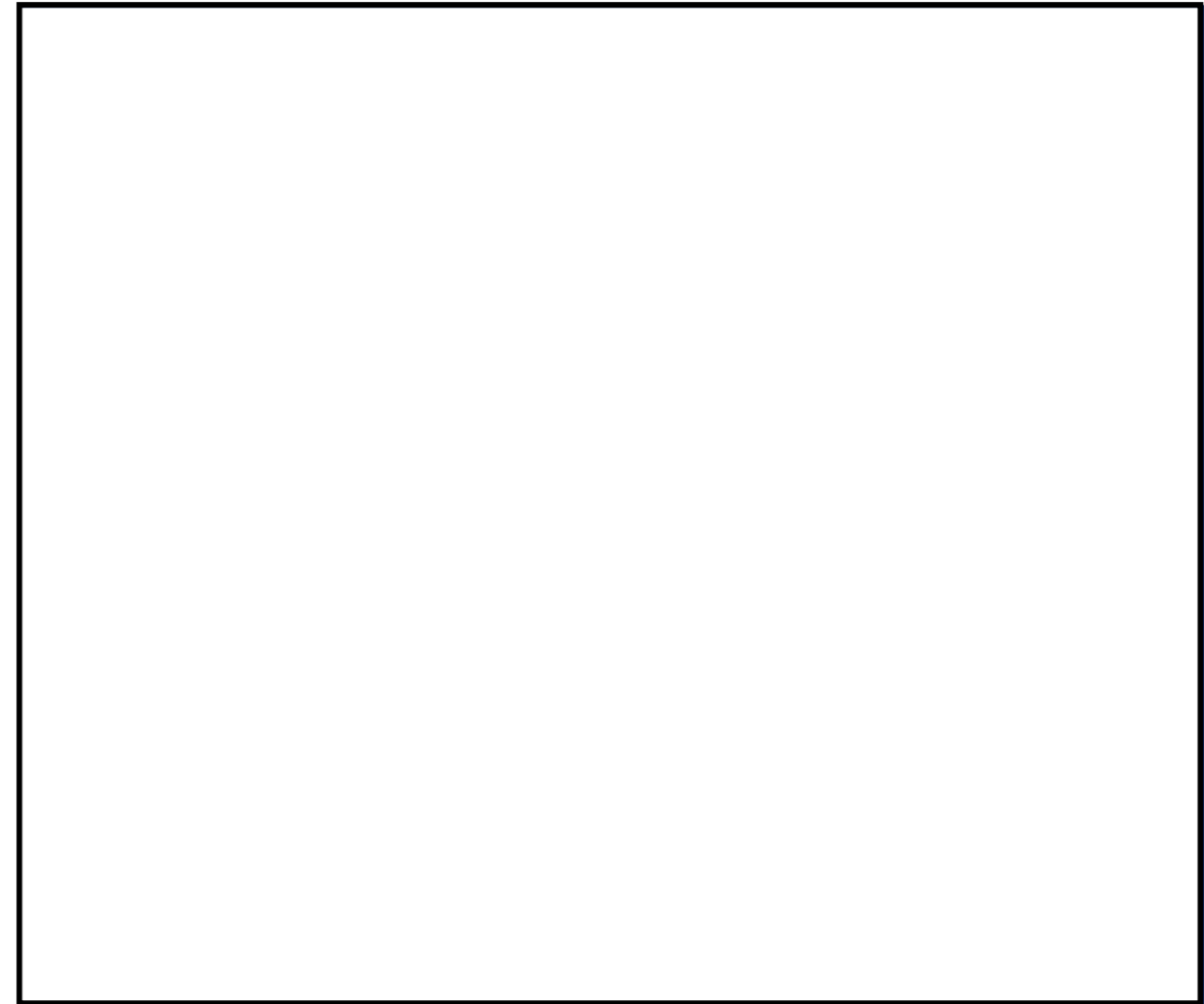




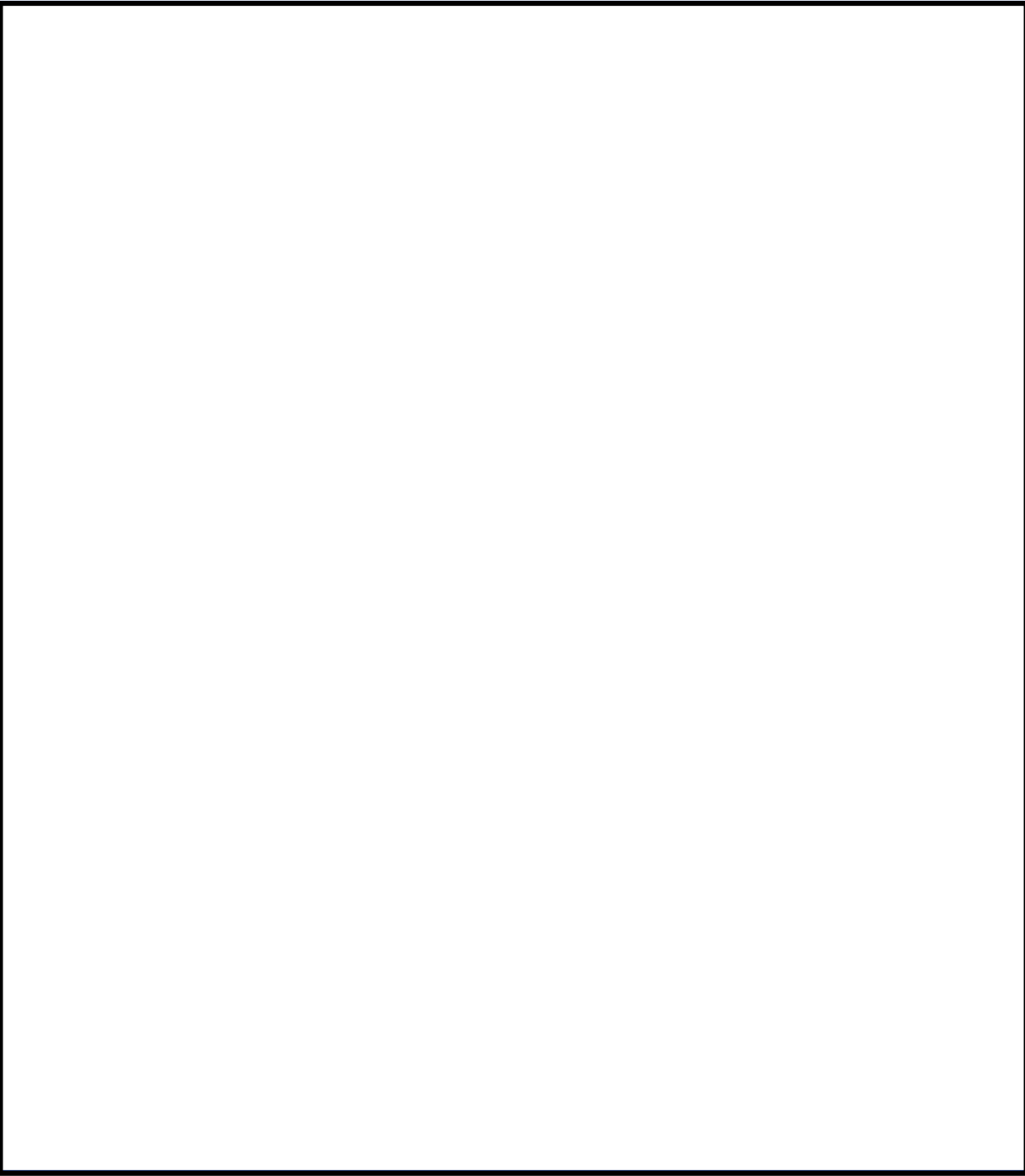
<b>3 . 二次格納容器制御</b> <b>( 1 ) 原子炉建屋制御</b>	
<b>目的</b> ・ 原子炉圧力容器から原子炉建屋への漏えいを監視し、制御する。	
<b>導入条件</b> 下記条件が複数該当し、原子炉手動スクラムした場合 ・ 原子炉建屋放射線量が警報設定値以上の場合 ・ 原子炉建屋温度が警報設定値以上の場合 ・ 原子炉建屋内で漏えいを示す警報が発生した場合	<b>脱出条件</b> ・ 漏えい箇所の隔離が成功した場合
<b>基本的な考え方</b> ・ 一次格納容器外で原子炉冷却材圧力バウンダリの破断が発生した場合、原子炉建屋からの退避を指示し中央制御室から速やかに隔離を行う。 ・ 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、原子炉冷却材の漏えい先を一次格納容器側に切り替える。 ・ 原子炉水位は高圧で注水可能な非常用炉心冷却作動水位から低圧で注水可能な非常用炉心冷却作動水位の間に維持する。 ・ 原子炉建屋環境を改善し、漏えい箇所の隔離を行う。 ・ モニタリングポスト指示上昇時又は原子炉建屋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。	
<b>主な監視操作内容</b>	
<b>A . 原子炉圧力</b> ・ 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又は高圧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及び主蒸気逃がし安全弁により原子炉建屋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又は高圧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若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。	
<b>B . 原子炉水位</b> ・ 原子炉注水に不要な系統を抑制し、原子炉建屋への漏えいを抑制する。 ・ 破断箇所を露出した原子炉水位とするため、高圧で注水可能な非常用炉心冷却作動水位から低圧で注水可能な非常用炉心冷却作動水位の間に維持する。	
<b>C . 原子炉建屋環境</b> ・ 中央制御室の環境を維持するため、中央制御室換気空調系を事故時運転モードに切り替え（「使用済燃料プール水位・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。 ・ 原子炉建屋環境を改善するため、原子炉建屋・タービン建屋換気空調系を起動する。 ・ 原子炉建屋内の溢水を処理するため、原子炉建屋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建屋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、原子炉建屋制御導入前の制御に移行する。	



<b>3 . 二次格納容器制御</b> <b>( 2 ) 使用済燃料プール水位・温度制御</b>	
<b>目的</b> ・ 使用済燃料プールの水位及び水温を監視し、制御する。	
<b>導入条件</b> ・ 使用済燃料プール水位低警報が発生した場合 ・ 使用済燃料プール水温が通常運転時制限温度以上の場合	<b>脱出条件</b> ・ 使用済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
<b>基本的な考え方</b> ・ 使用済燃料プール水位と使用済燃料プールに注水可能な系統を随時把握する。 ・ 使用済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系統を随時把握する。 ・ 漏えい箇所が特定された場合、二次格納容器制御「原子炉建屋制御」へ移行する。 ・ 二次格納容器制御「使用済燃料プール水位・温度制御」に導入した場合、消防車の出動を要請し、原子炉建屋退避指示をする。	
<b>主な監視操作内容</b>	
<b>A . 使用済燃料プール水位制御</b> ・ 使用済燃料プールへ注水可能な系統を手動で起動する。 ・ 使用済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。 ・ 使用済燃料プール周辺で作業が実施できる使用済燃料プールラック水位以上に維持できない場合は、使用済燃料プールへ注水可能な系統を2系統以上起動する。 ・ 使用済燃料プールの水位を下限限界制限水位以上に維持できない場合は、消防車による使用済燃料プールのスプレイを実施する。	
<b>B . 使用済燃料プール水温制御</b> ・ 使用済燃料プール除熱可能な系統を手動で起動する。 ・ 使用済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、使用済燃料プール除熱可能な系統を2系統以上起動する。 ・ 使用済燃料プール水温を使用済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>4 . 不測事態 ( 1 ) 水位回復</p>
<p>目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位を回復する。</li> </ul>
<p>導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>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</li> <li>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</li> <li>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、かつドライウェル空間部温度が飽和温度以下の場合</li> </ul>
<p>基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、消火系の起動を行う。</li> <li>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ない。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が1200又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及び低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、消火系を起動する。</li> </ul>
<p>主な監視操作内容</p> <p><b>A . 水位回復</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が不明の場合、不測事態「水位不明」へ移行する。</li> <li>原子炉水位が有効燃料頂部より低下した時刻を記録する。</li> <li>原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系を起動する。</li> <li>低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、少なくとも1系統以上の起動を試みる。</li> <li>低圧で原子炉へ注水可能で系統1系統以上の起動ができない場合、低圧代替注水系（常設）2台以上、低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2系統以上を起動し、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>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」へ移行する。</li> </ul> <p><b>B . 水位上昇中</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が作動していない場合は、非常用炉心冷却系1系統以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>原子炉隔離時冷却系又は高圧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、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>原子炉隔離時冷却系又は高圧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」へ移行する。</li> </ul> <p><b>C . 水位下降中</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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又は高圧代替注水系を作動させる。</li> <li>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、又は原子炉隔離時冷却系又は高圧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」へ移行する。</li> </ul>



4 . 不測事態  
( 2 ) 急速減圧

目的

- ・ 原子炉を速やかに減圧する。

導入条件

- ・ 原子炉制御「水位確保」において、給復水系及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、低圧代替注水系（常設）2台以上又は低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2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、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
- ・ 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サブプレッションプール圧力が圧力制限条件以上となった場合
- ・ ドライウエル温度制御においてドライウエル空間部局所温度が103 に接近した場合、又はドライウエル局所温度90 にて手動スクラム後もドライウエル圧力が上昇して13.7 kPa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、給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、低圧代替注水系（常設）2台以上又は低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2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又は高圧代替注水系が起動できない場合、又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又は高圧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又は高圧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1系統以上、低圧代替注水系（常設）2台以上又は低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2系統以上が起動できた場合
- ・ 一次格納容器制御「サブプレッションプール水位制御」において、サブプレッションプール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「サブプレッションプール水位制御」において、サブプレッションプール水位が通常運転時低水位制限以下になった場合又はSRVテールパイプ制限禁止領域の場合
- ・ 一次格納容器制御「サブプレッションプール温度制御」において、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
- ・ 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」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。

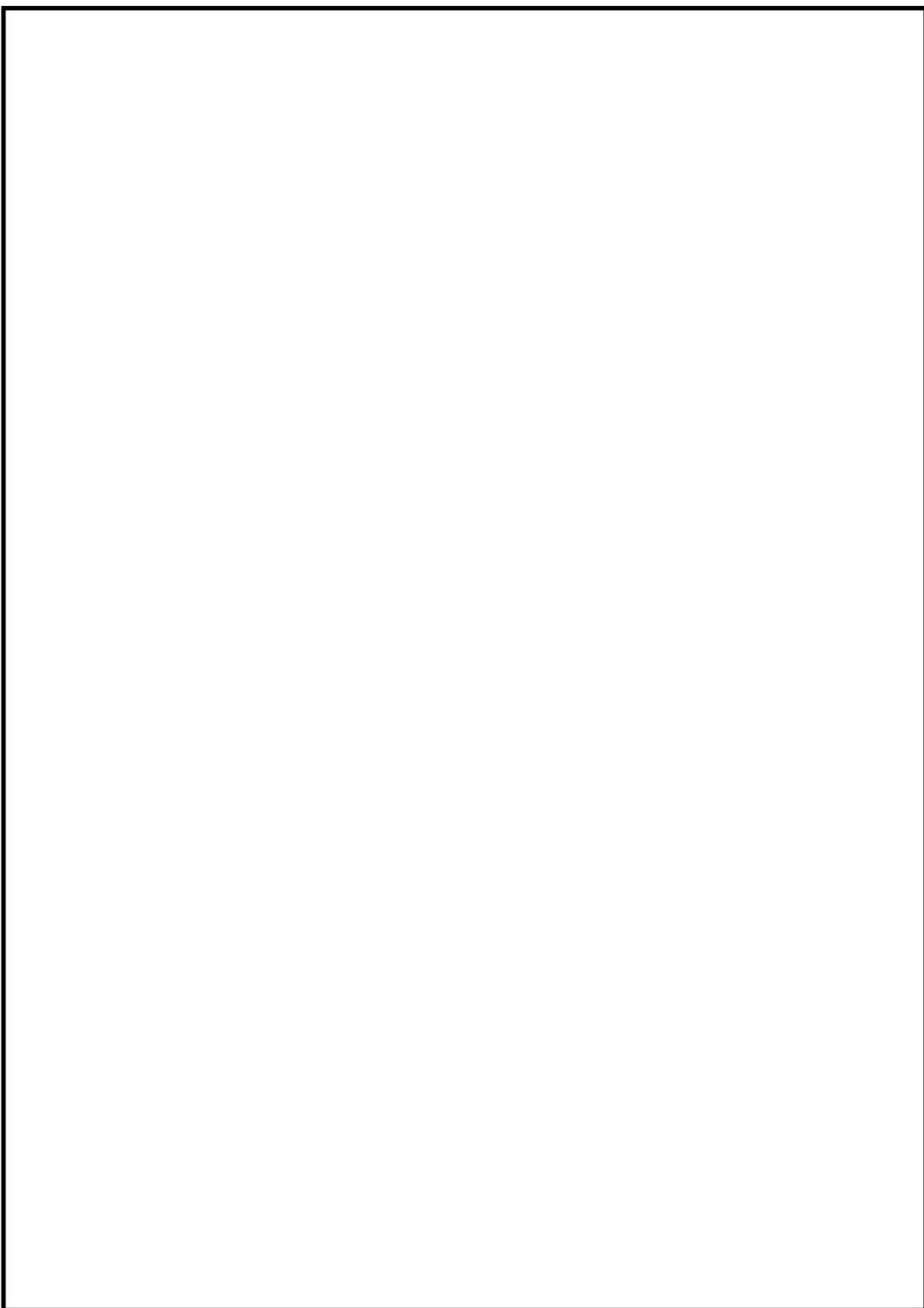
基本的な考え方

- ・ 原子炉圧力低下必要時に自動減圧系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。又は、自動減圧系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、自動減圧系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、復水器又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」へ移行する。
- ・ 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はない。
- ・ 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。

### 主な監視操作内容

- ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上又は低圧代替注水系（常設）2台以上、低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2系統以上が起動していること、又はその状態が維持されていることを確認する。
- ・ 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。
- ・ 自動減圧系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、自動減圧系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」時必要弁数開放する。
- ・ 自動減圧系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」時必要弁数開放できなければ、自動減圧系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」時必要最小弁数以上開放する。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ている場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御へ移行する。
- ・ 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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。

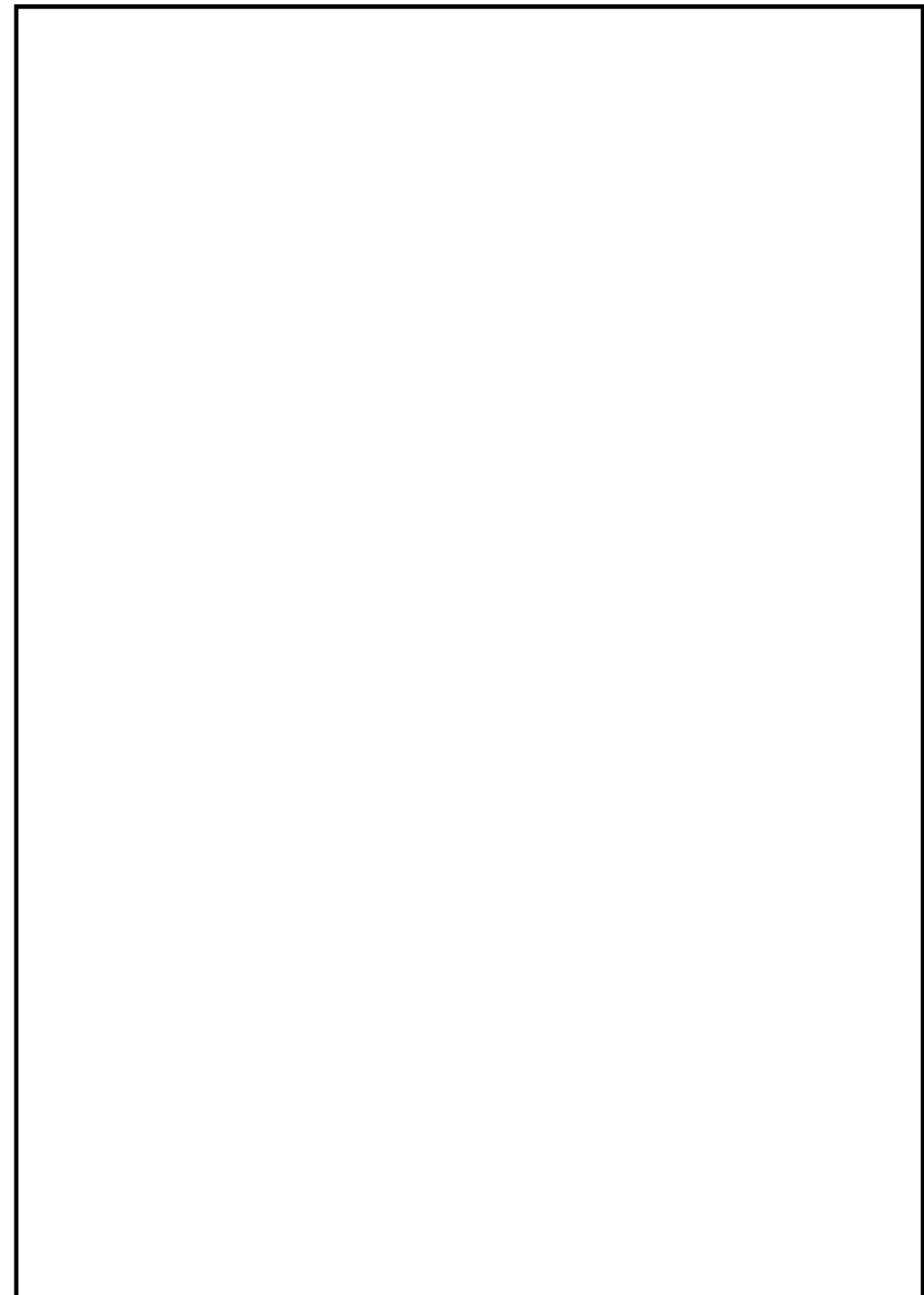
<p>4 . 不測事態 ( 3 ) 水位不明</p>
<p><b>目的</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。</li> </ul>
<p><b>導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「反応度制御」を除き、原子炉制御「スクラム」の他全ての制御において、原子炉水位が不明になった場合</li> <li>原子炉制御「反応度制御」の「水位不明」を実施中に、全ての制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合</li> <li>「ドライウェル温度制御」において、ドライウェ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</li> <li>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、又はドライウェ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</li> </ul>
<p><b>基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位不明時に、給復水系、非常用炉心冷却系、又は低圧代替注水系（常設）低圧代替注水系（可搬型）、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。</li> <li>原子炉注水操作は、使用可能な全ての注水系のうち、2系統以上を作動させ、原子炉圧力とサブプレッションプール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。</li> <li>原子炉水位が判明した場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。</li> </ul>
<p><b>主な監視操作内容</b></p> <p><b>A . 注水確保</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水位不明時刻を記録する。</li> <li>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」へ移行する。</li> <li>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又は高圧代替注水系を作動させる。</li> <li>低圧で原子炉へ注水可能な系統が作動しない場合は、低圧代替注水系（常設）2台以上、低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2系統以上を作動させ、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> </ul> <p><b>B . 満水注入</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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2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、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し、「満水注入」を行う。</li> <li>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2弁も開放できない場合は、復水系、高圧炉心注水系、低圧注水系、低圧代替注水系（常設）低圧代替注水系（可搬型）、消火系又は制御棒駆動水圧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、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を開けることにより原子炉を減圧する。</li> <li>低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、いずれか2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プール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。</li> <li>原子炉圧力がサブプレッションプール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プール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。</li> <li>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プール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小必要弁数まで減らし、原子炉圧力をサブプレッションプール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。</li> <li>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小必要弁数のみ開としても原子炉圧力をサブプレッションプール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。</li> <li>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8弁開とし、低圧代替注水系（常設）低圧代替注水系（可搬型）、消火系を起動し原子炉水位をできるだけ上昇させる。</li> </ul>



### C . 水位計復旧

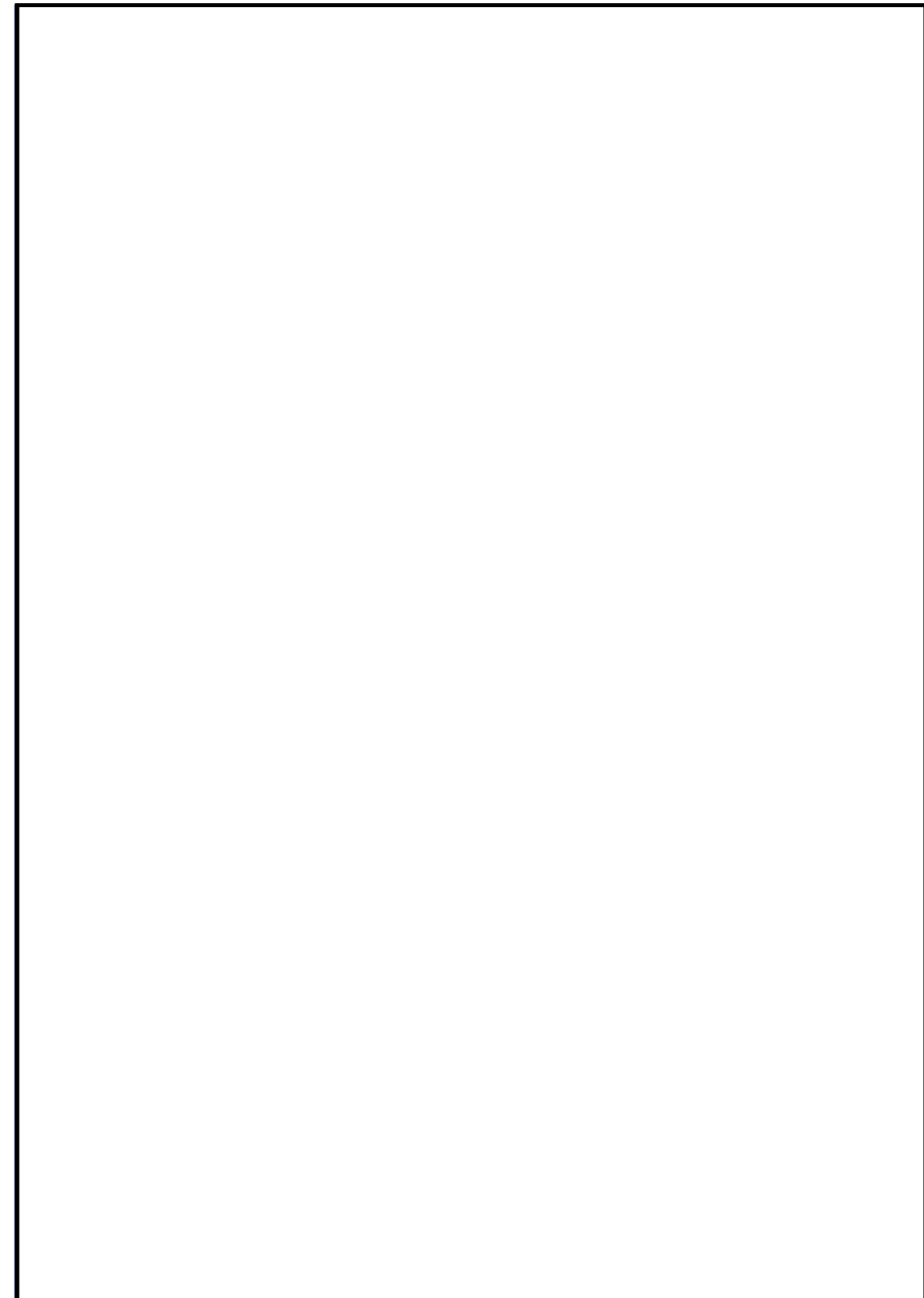
- ・ 原子炉圧力がサプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できていれば、炉心の健全性は確保されているため、「水位計復旧」操作は対応する余裕がある場合のみ試みればよい。
- ・ 原子炉水位計の基準水柱に水を満たす。
- ・ 原子炉への注水を継続し、基準水柱の周囲温度を100以下にし、原子炉水位計を使用可能とする。
- ・ 原子炉水位を読み取るため、原子炉注水を停止し、原子炉水位を下げる。
- ・ 最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合には、原子炉制御「水位確保」へ移行する。原子炉水位が判明しない場合には、「満水注入」へ移行する。

<p>5 . 電源制御 ( 1 ) 交流 / 直流電源供給回復</p>
<p>目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 交流電源及び直流電源の供給を回復し、維持する。</li> </ul>
<p>導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合</li> </ul>
<p>基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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。</li> </ul>
<p>主な監視操作内容</p> <p><b>A . 非常用ディーゼル発電機</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 非常用ディーゼル発電機の状況を随時把握する。</li> <li>・ 原子炉補機冷却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。</li> <li>・ 全交流電源喪失となった場合は、代替熱交換器車接続の要請・準備、及び原子炉隔離時冷却系又は高圧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。サプレッションプール圧力が310kPa以上となった場合は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。</li> </ul> <p><b>B . 電源構成</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 常設代替電源設備、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。</li> </ul> <p><b>C . 給電</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 常設代替電源設備、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。</li> </ul> <p><b>D . 直流電源確保</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 所内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。</li> </ul> <p><b>E . 直流電源回復</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 常設代替電源設備、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。</li> </ul> <p><b>F . 復旧</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 常設電源設備又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替える。</li> </ul>





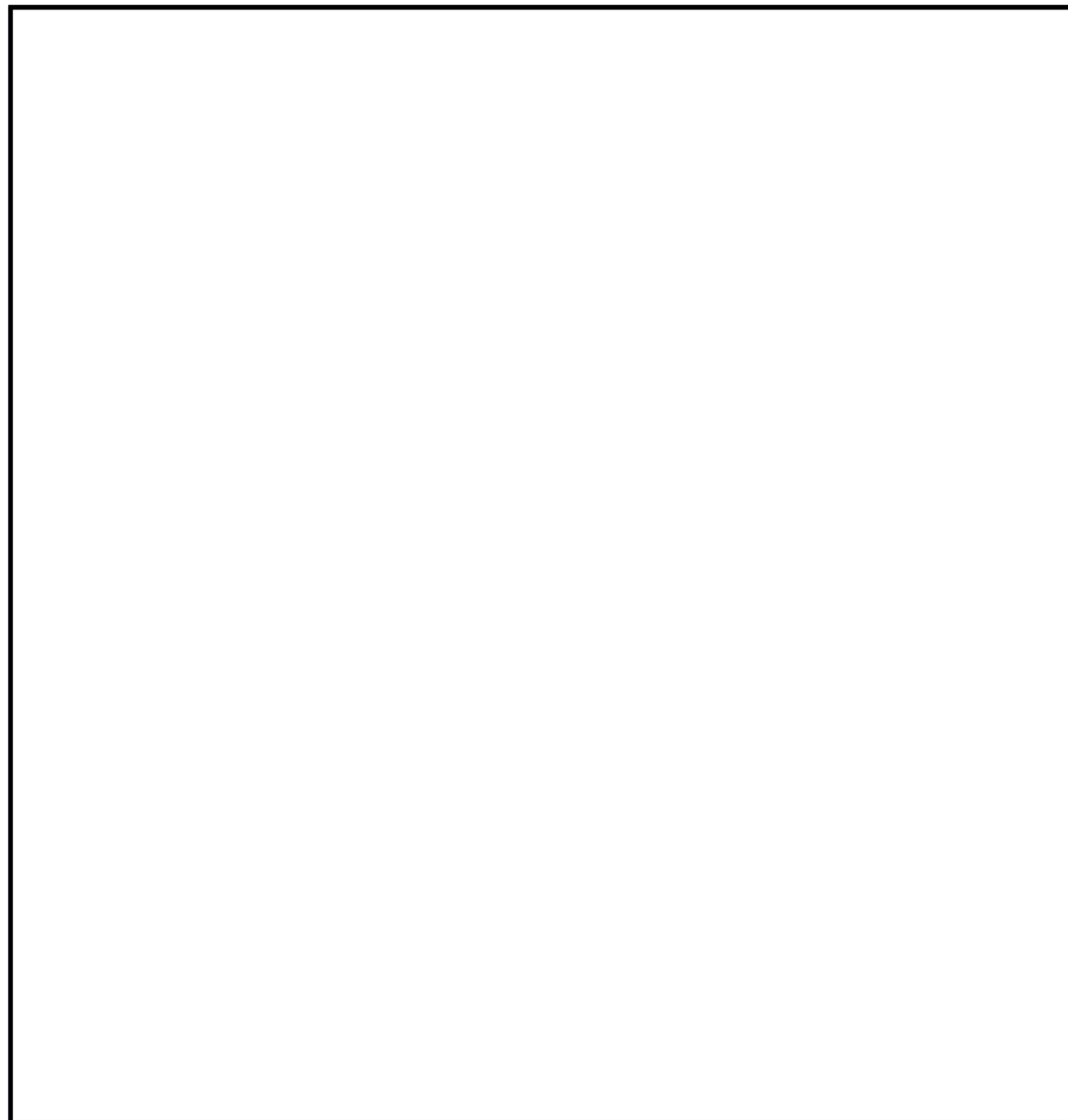
<p>5 . 電源制御</p> <p>( 1 ) 交流 / 直流電源供給回復</p>
<p>目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 交流電源及び直流電源の供給を回復し、維持する。</li> </ul>
<p>導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合</li> </ul>
<p>基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。</li> </ul>
<p>主な監視操作内容</p> <p><b>A . 非常用ディーゼル発電機</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 非常用ディーゼル発電機の状況を随時把握する。</li> <li>・ 原子炉補機冷却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。</li> <li>・ 全交流電源喪失となった場合は、代替熱交換器車接続の要請・準備、及び原子炉隔離時冷却系又は高圧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。サプレッションプール圧力が310kPa以上となった場合は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。</li> </ul> <p><b>B . 電源構成</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 常設代替電源設備、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。</li> </ul> <p><b>C . 給電</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 常設代替電源設備、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。</li> </ul> <p><b>D . 直流電源確保</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 所内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。</li> </ul> <p><b>E . 直流電源回復</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 常設代替電源設備、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。</li> </ul> <p><b>F . 復旧</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 常設電源設備又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替える。</li> </ul>





**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屋等の損傷を防止するための手順等
- 表 11 使用済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



**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**

**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、代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入、原子炉冷却材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、原子炉冷却材圧力バウンダリ及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及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。

**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**

**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、原子炉水位を監視及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**

**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**

**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減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧及び減圧の自動化により原子炉冷却材圧力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、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的とする。

**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**

**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及び格納容器の破損を防止するため、低圧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。



<b>操作手順</b> <b>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</b>
<b>方針目的</b> 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、原子炉水位を監視及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。

<b>操作手順</b> <b>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</b>
<b>方針目的</b> 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及び格納容器の破損を防止するため、低圧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。



**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**

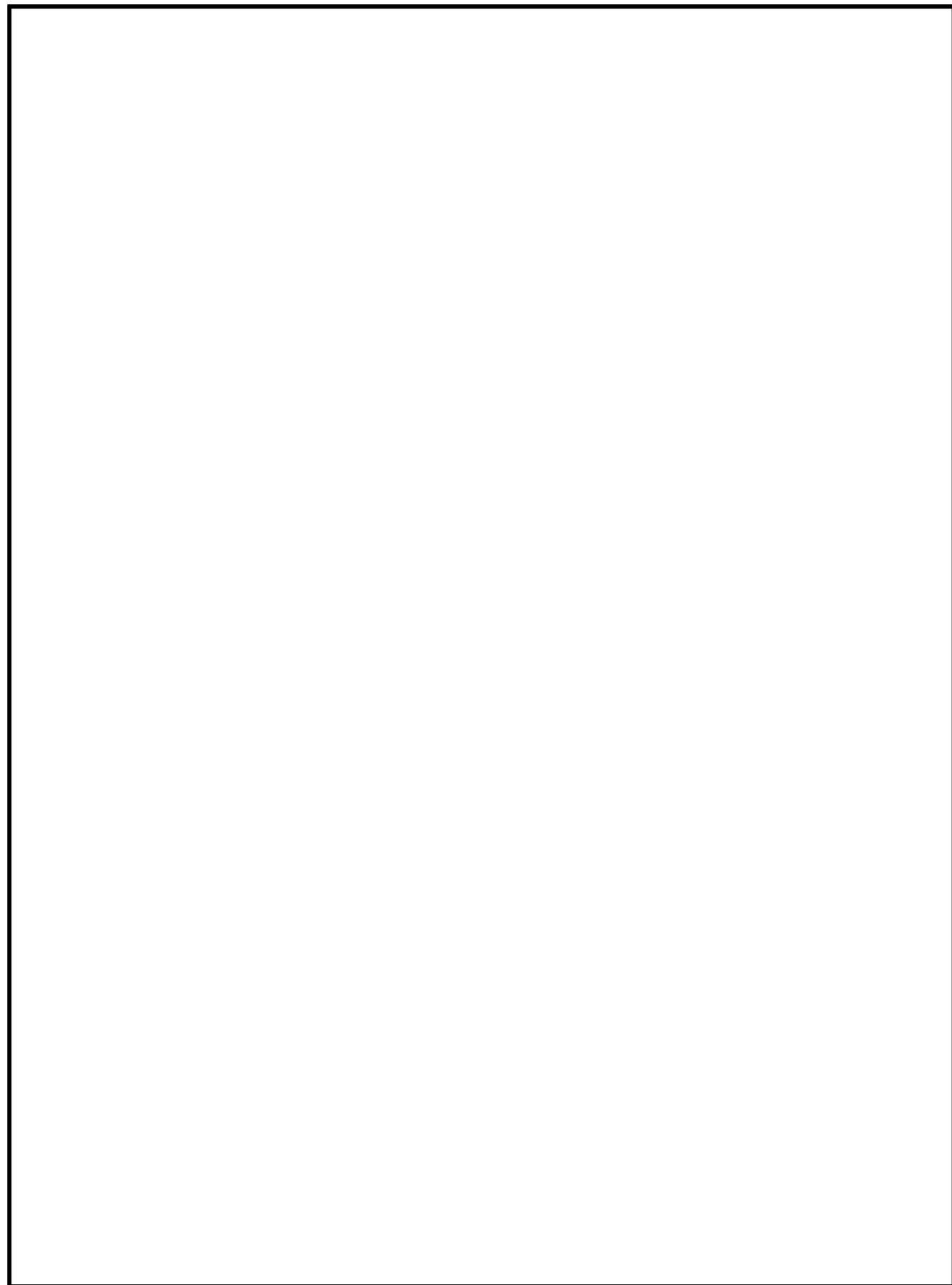
**方針目的**  
原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉への注水により原子炉を冷却することを目的とする。  
また、原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視及び制御することを目的とする。  
さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水することを目的とする。

**操作手順**  
**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**

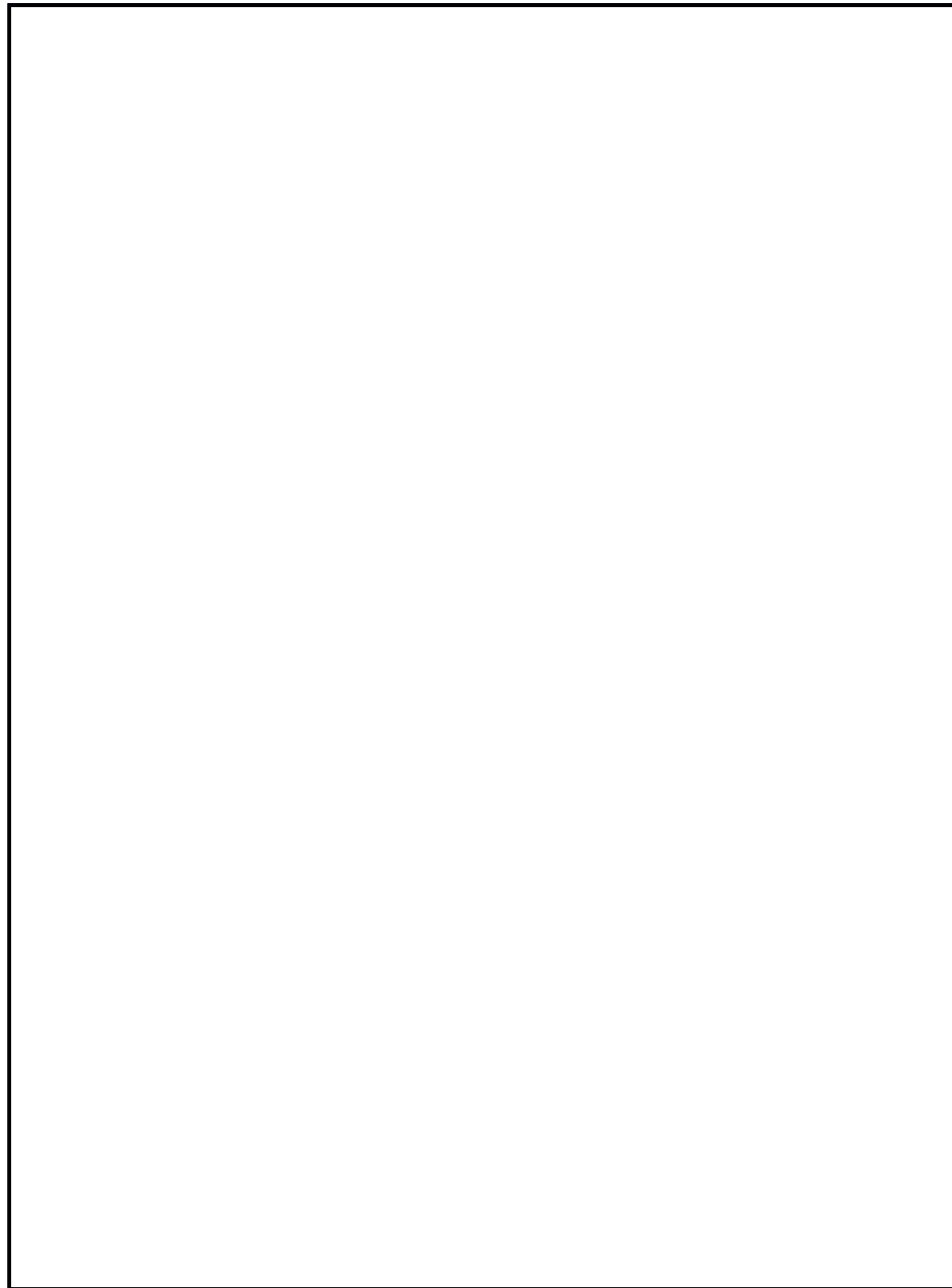
**方針目的**  
原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧及び減圧の自動化により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的とする。  
また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的とする。  
さらに、インターフェイスシステムLOCA発生時において、原子炉冷却材の漏洩を抑制するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧す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

**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**

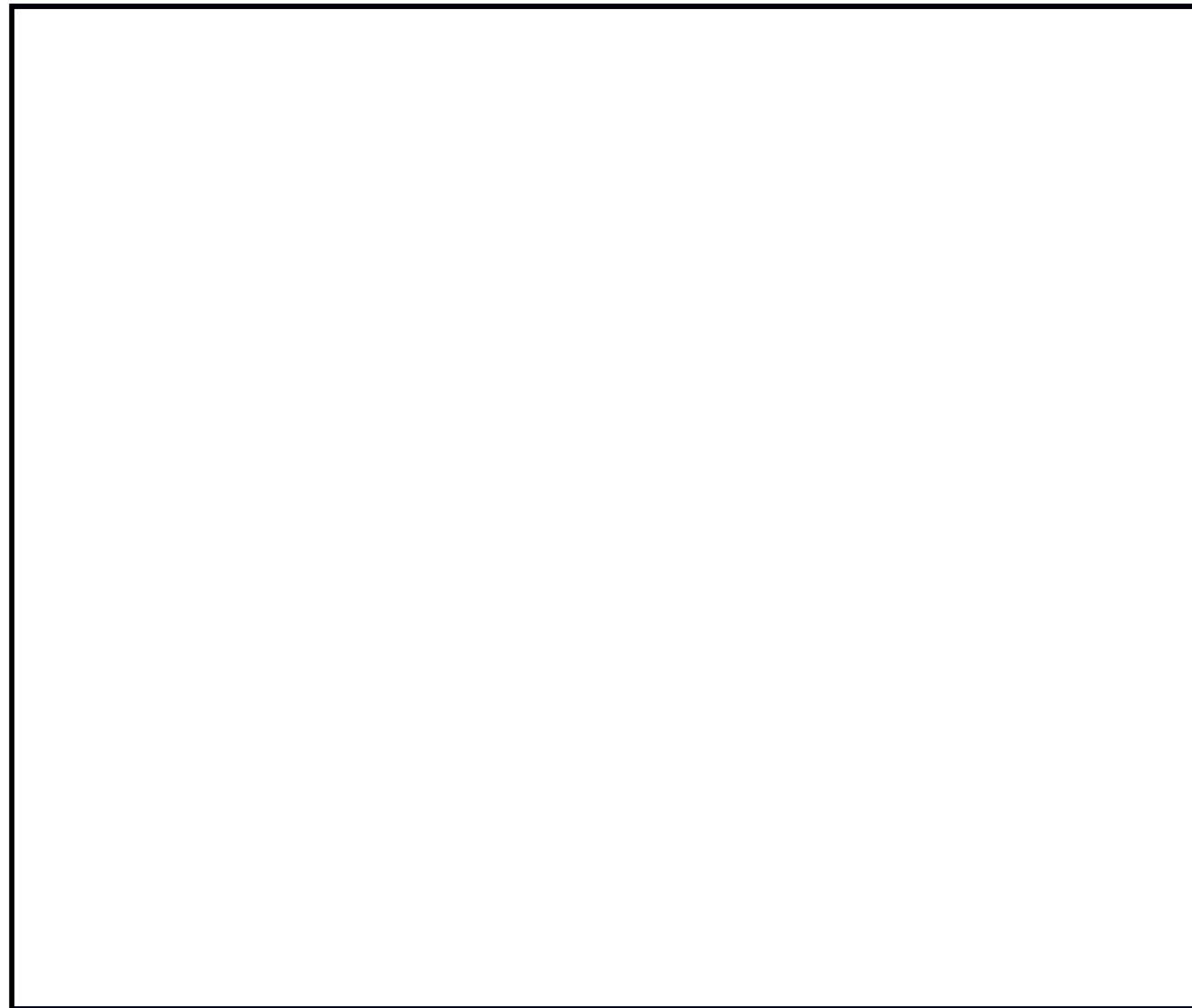
**方針目的**  
原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により原子炉を冷却することを目的とする。  
また、炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合においても格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により残存溶融炉心を冷却することを目的とする。



<p><b>操作手順</b>  <b>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</b></p>
<p><b>方針目的</b></p> <p>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、原子炉水位を監視及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>
<p><b>操作手順</b>  <b>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</b></p>
<p><b>方針目的</b></p> <p>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減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧及び減圧の自動化により原子炉冷却材圧力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力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、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的とする。</p>
<p><b>操作手順</b>  <b>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</b></p>
<p><b>方針目的</b></p> <p>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及び格納容器の破損を防止するため、低圧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><b>操作手順</b>  <b>5．最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</b></p>
<p><b>方針目的</b></p> <p>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、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損（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、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱、代替原子炉補機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><b>操作手順</b>  <b>6．格納容器内の冷却等のための手順等</b></p>
<p><b>方針目的</b></p> <p>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、代替格納容器スプレイ冷却系により格納容器内の圧力及び温度を低下させることを目的とする。</p> <p>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、代替格納容器スプレイ冷却系により格納容器内の圧力及び温度並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>



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、代替格納容器スプレイ冷却系により格納容器内の圧力及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、代替格納容器スプレイ冷却系により格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることを目的とする。



操作手順

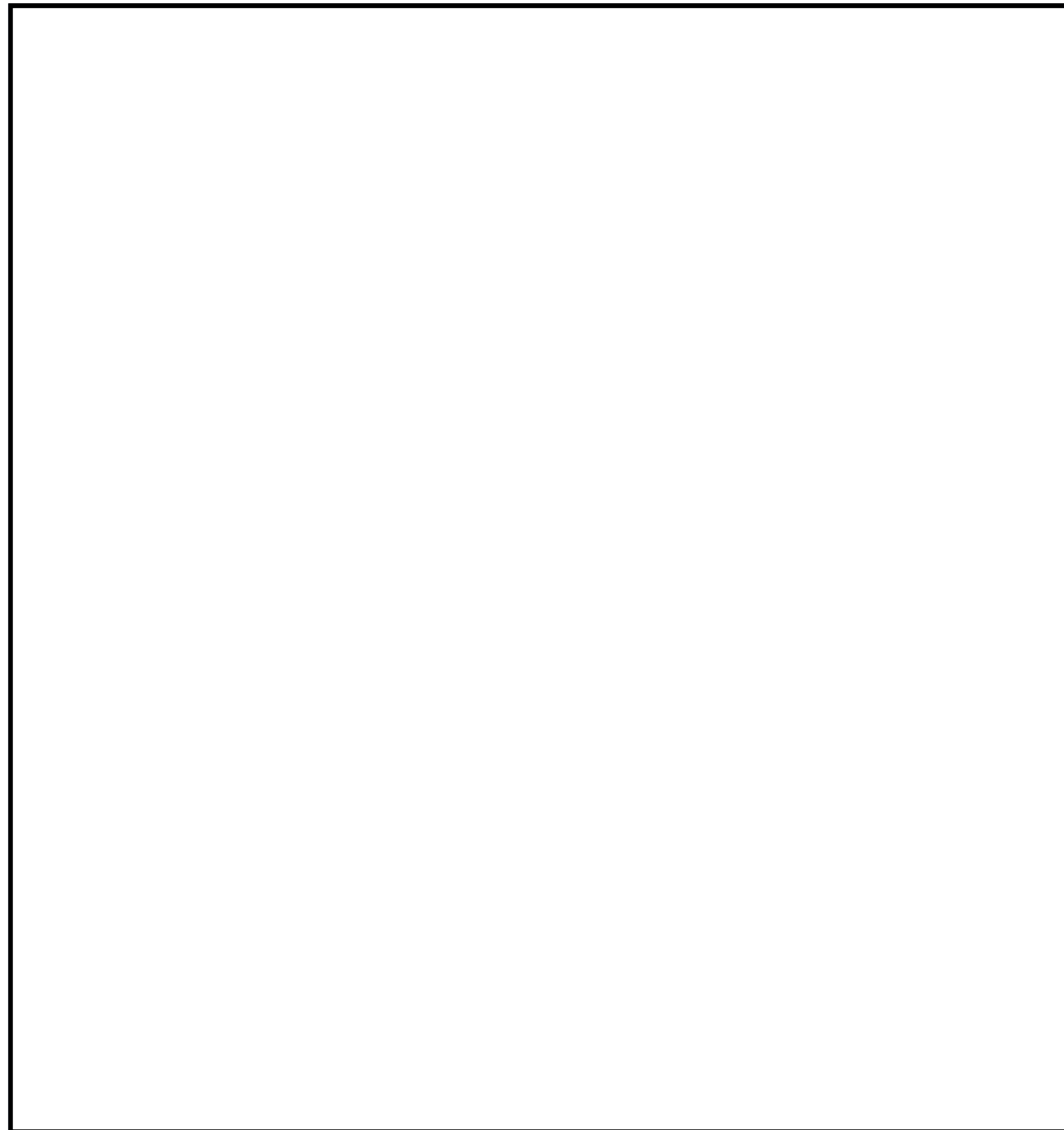
6. 格納容器内の冷却等のための手順等

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、代替格納容器スプレイ冷却系により格納容器内の圧力及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、代替格納容器スプレイ冷却系により格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることを目的とする。





操作手順

6. 格納容器内の冷却等のための手順等

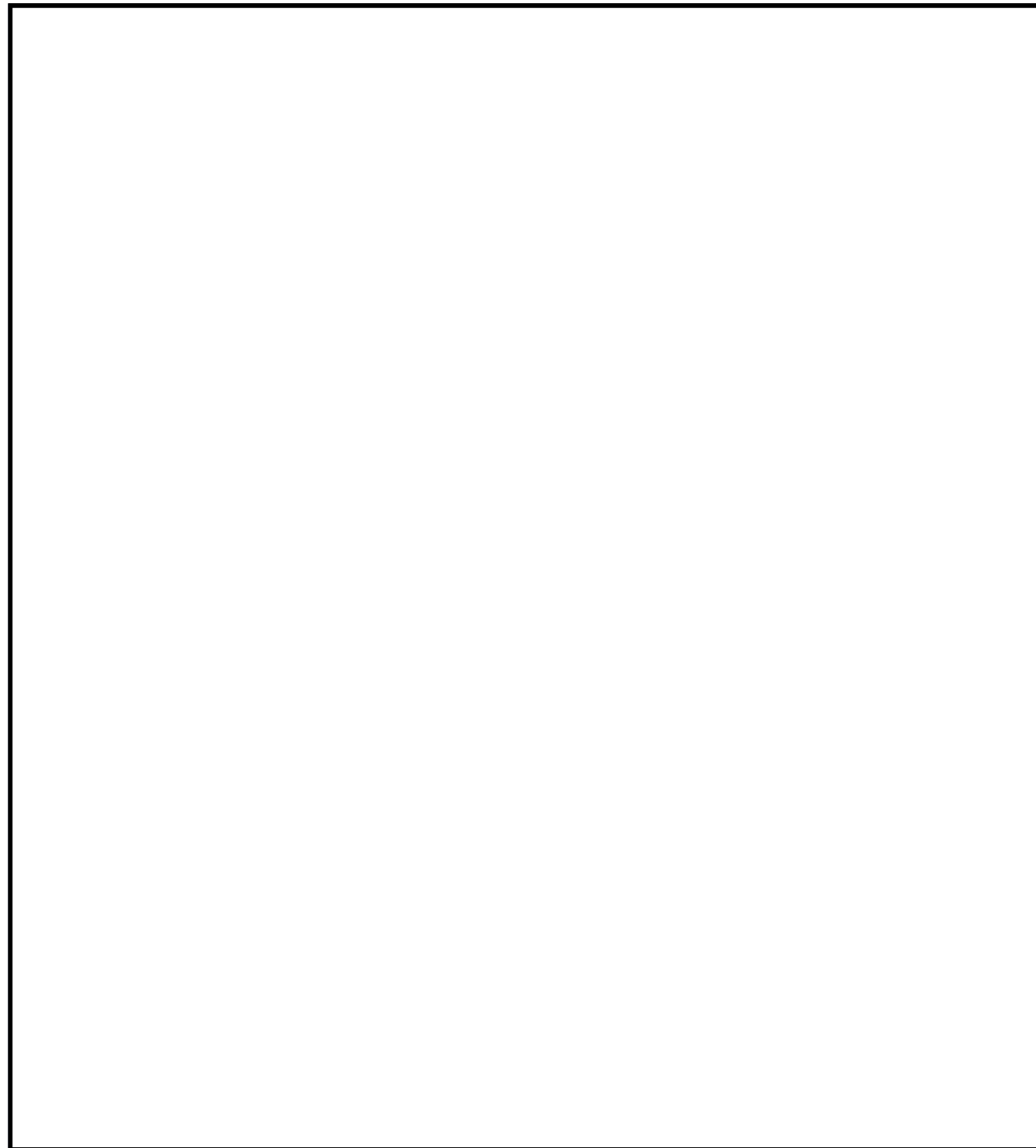
方針目的

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、代替格納容器スプレイ冷却系により格納容器内の圧力及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、代替格納容器スプレイ冷却系により格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることを目的とする。



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、代替格納容器スプレイ冷却系により格納容器内の圧力及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、代替格納容器スプレイ冷却系により格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることを目的とする。



**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**

**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、原子炉水位を監視及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**  
**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**

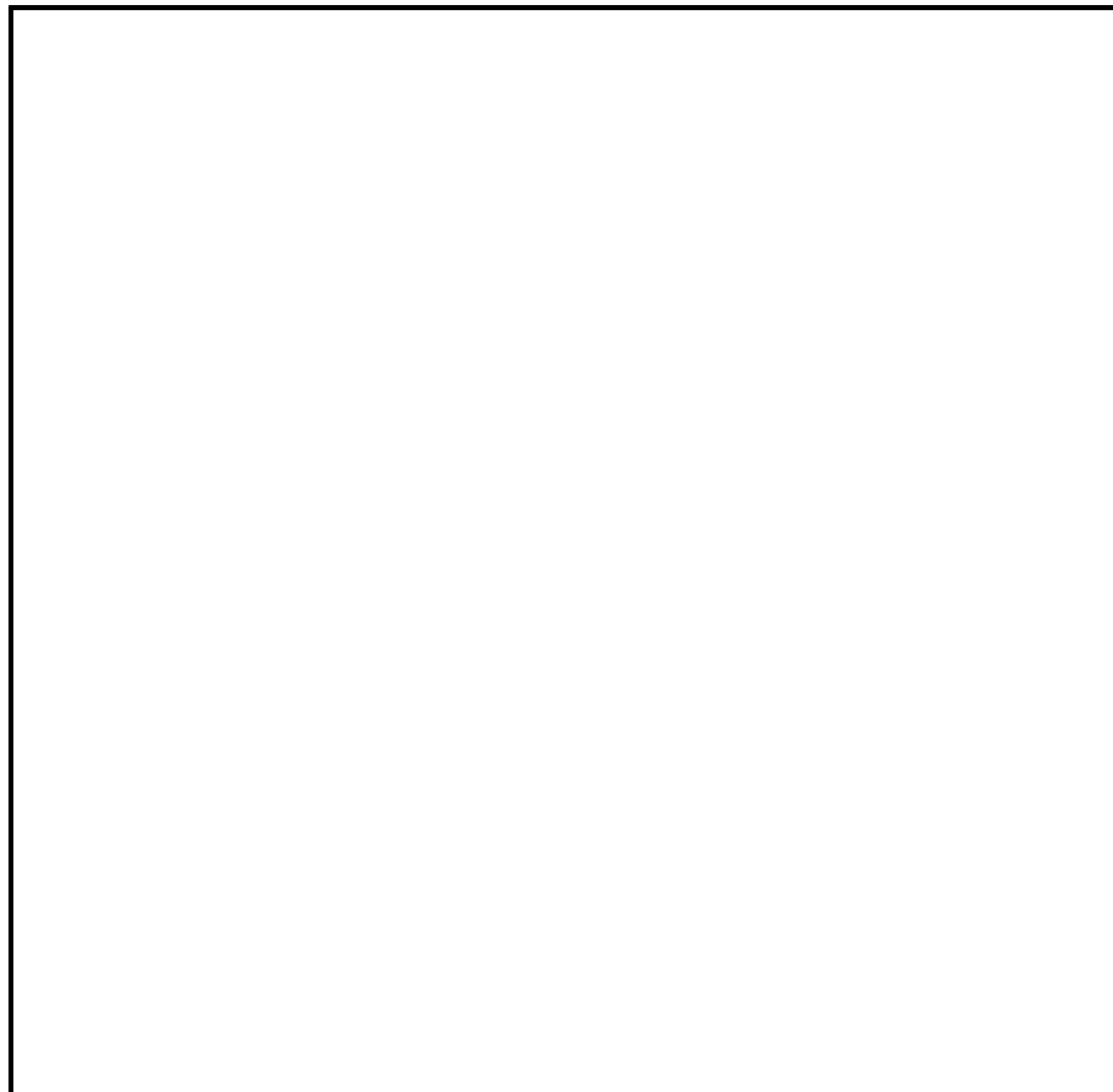
**方針目的**  
原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧及び減圧の自動化により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的とする。  
また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的とする。  
さらに、インターフェイスシステムLOCA発生時において、原子炉冷却材の漏洩を抑制するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧す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

**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**

**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及び格納容器の破損を防止するため、低圧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。



<b>操作手順</b>
11. 使用済燃料プールの冷却等のための手順等
<b>方針目的</b>
使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済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、及び臨界を防止するため、燃料プール代替注水、漏えい抑制、使用済燃料プールの監視を行うことを目的とする。さらに、使用済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、使用済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使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済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、使用済燃料プールへのスプレー、大気への拡散抑制、使用済燃料プールの監視を行うことを目的とする。

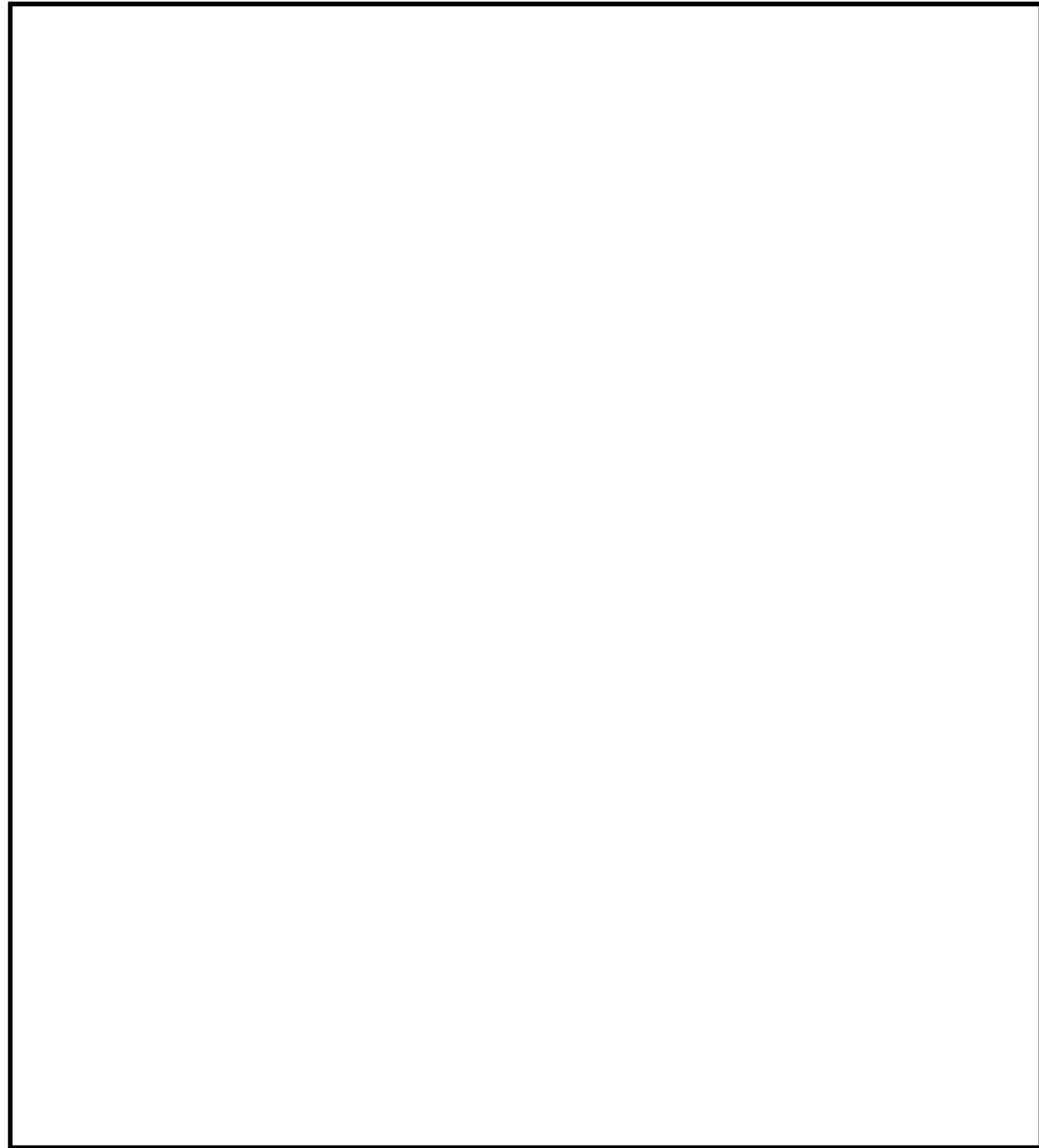


**操作手順**  
**2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等**

**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、原子炉水位を監視及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. 原子炉冷却材圧力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及び格納容器の破損を防止するため、低圧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。



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

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、原子炉水位を監視及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

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

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減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧及び減圧の自動化により原子炉冷却材圧力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、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的とする。

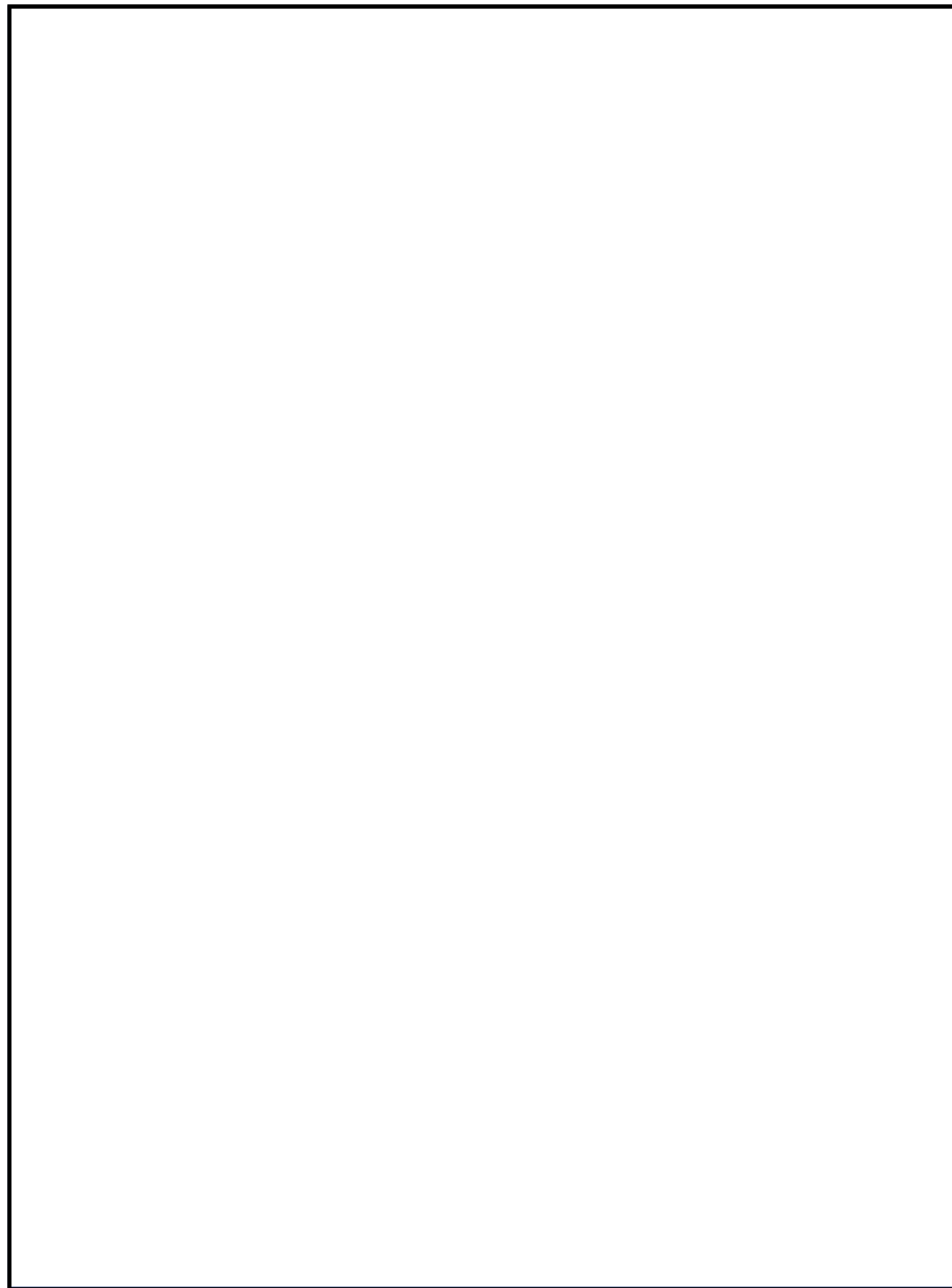
操作手順

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

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及び格納容器の破損を防止するため、低圧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。



**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**

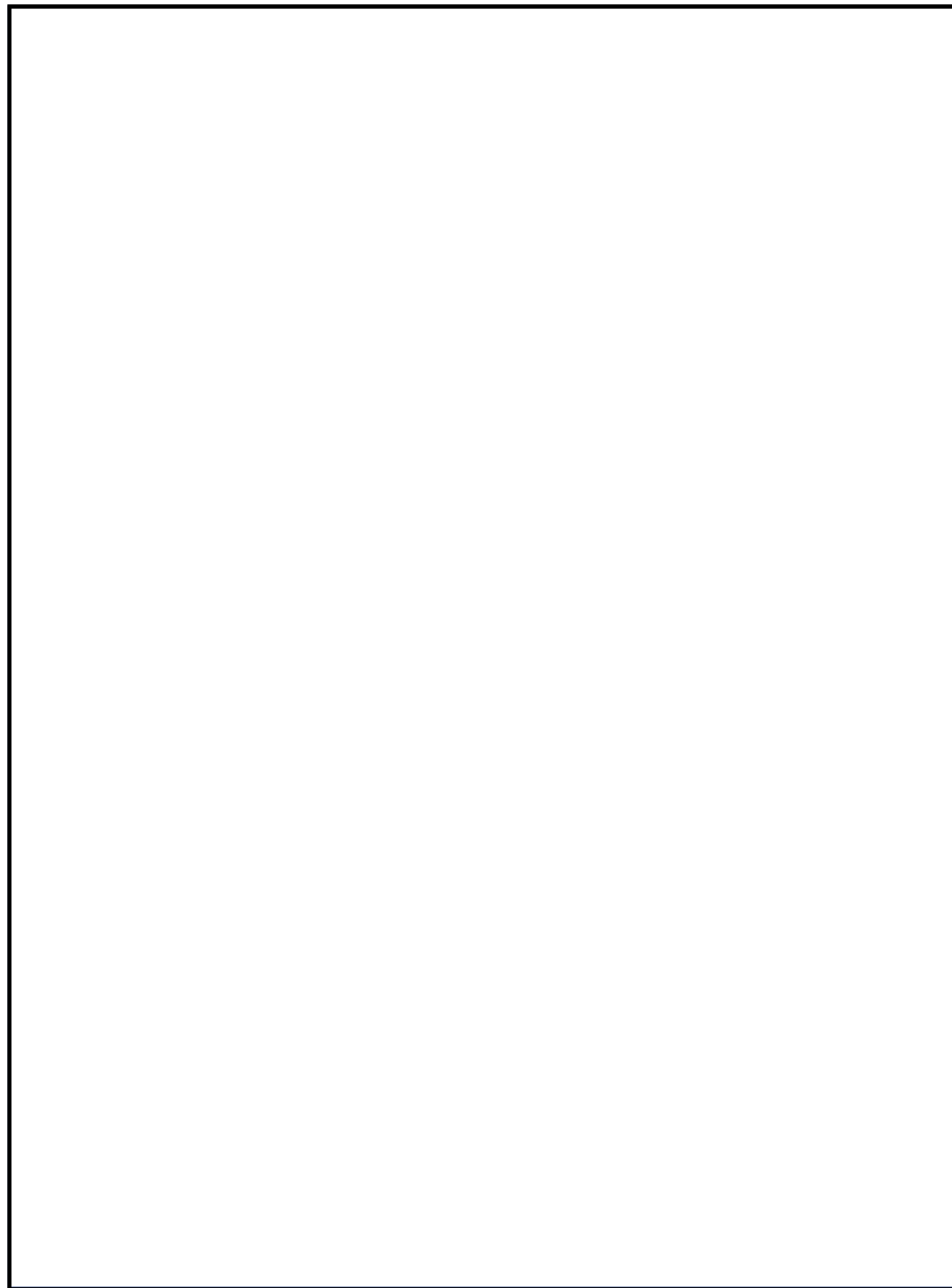
**方針目的**  
原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉への注水により原子炉を冷却することを目的とする。  
また、原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視及び制御することを目的とする。  
さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水することを目的とする。

**操作手順**  
**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**

**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減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧及び減圧の自動化により原子炉冷却材圧力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 L O C A 発生時において、原子炉冷却材の漏洩を抑制するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧することを目的とする。

**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**

**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及び格納容器の破損を防止するため、低圧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。



**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、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損（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、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による格納容器内の減圧及び除熱、代替原子炉補機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。

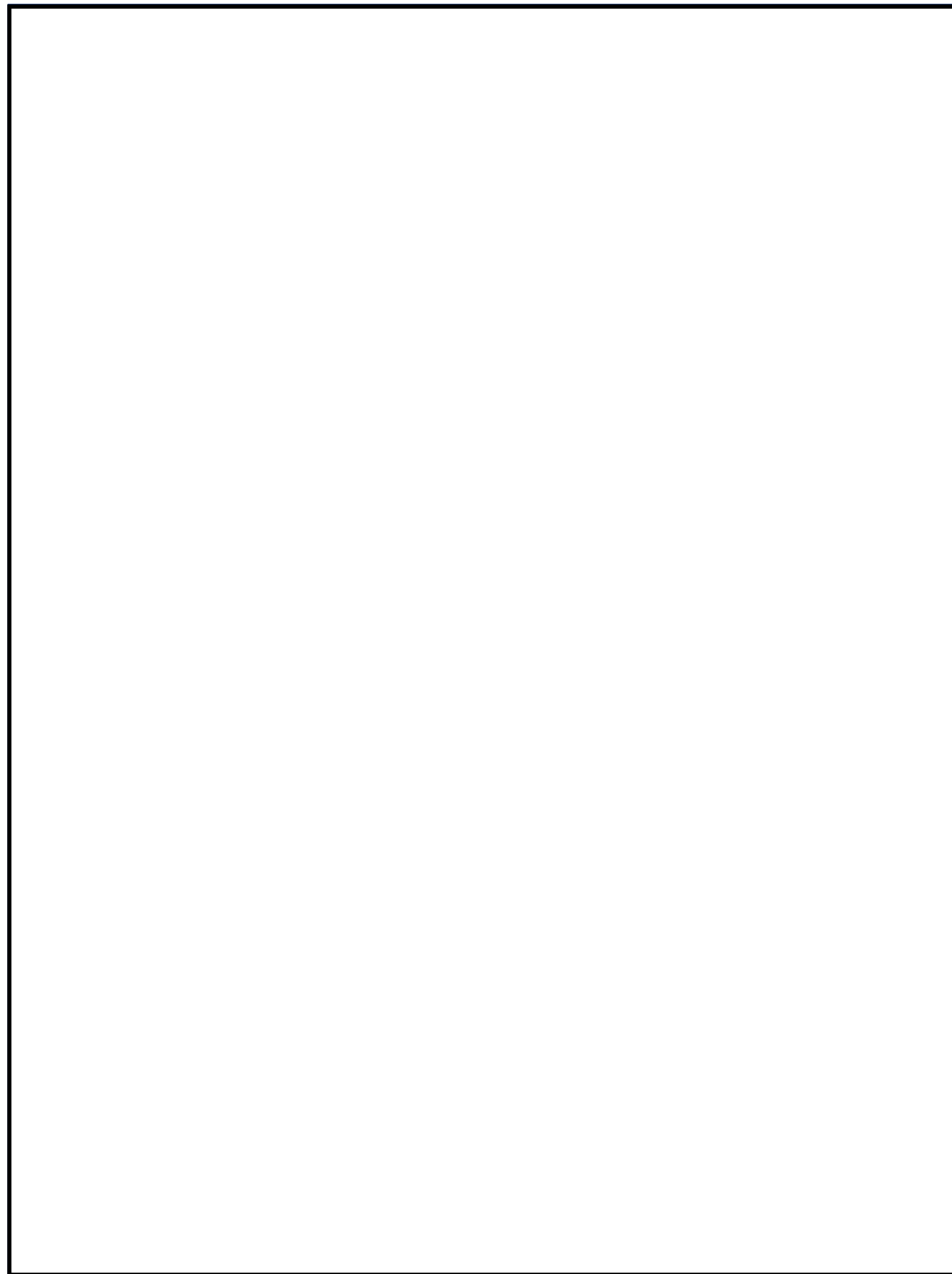
**操作手順**  
14. 電源の確保に関する手順等

**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、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及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、代替交流電源設備、所内蓄電式直流電源設備、可搬型直流電源設備及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。

**操作手順**  
16. 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及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。





操作手順

14. 電源の確保に関する手順等

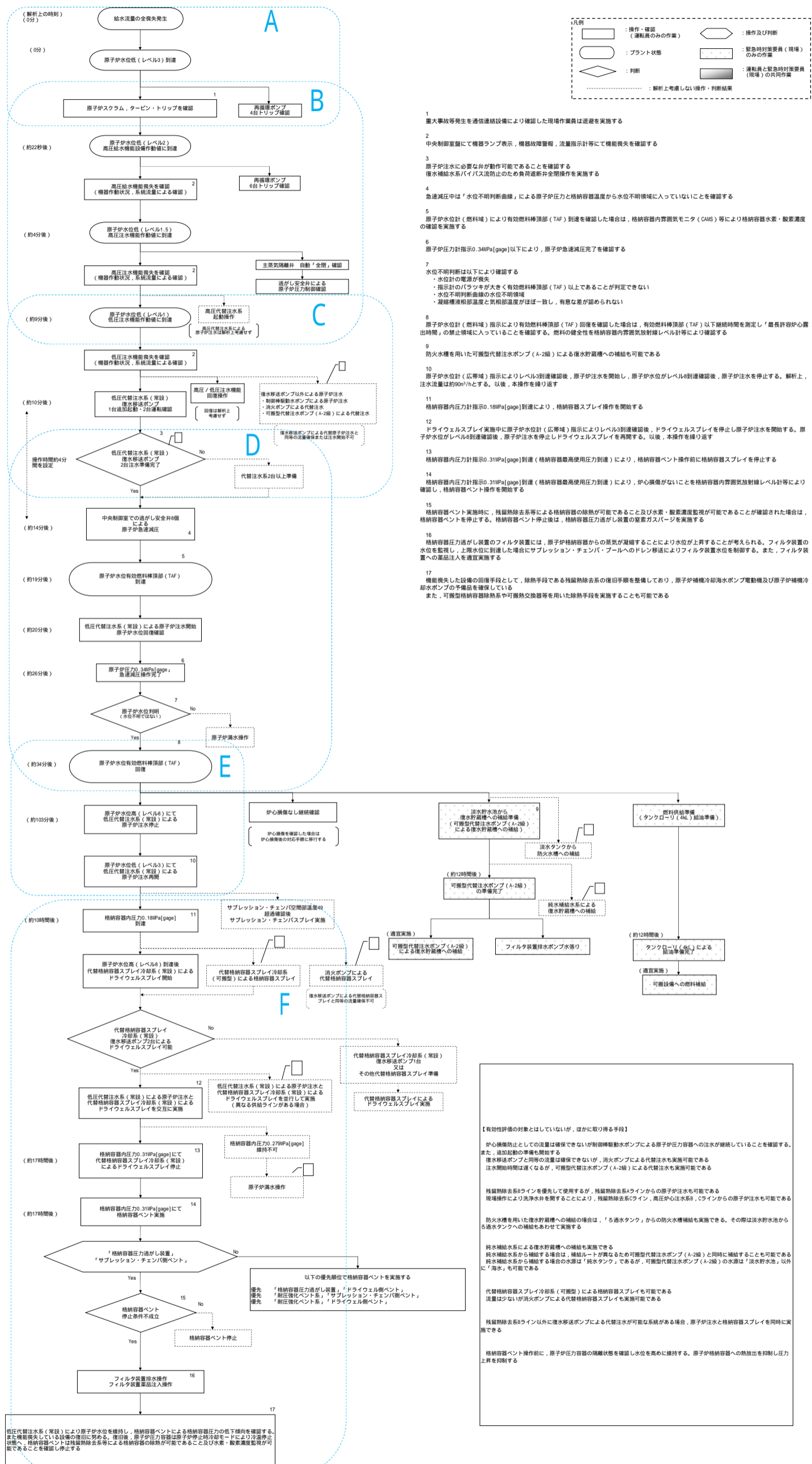
方針目的

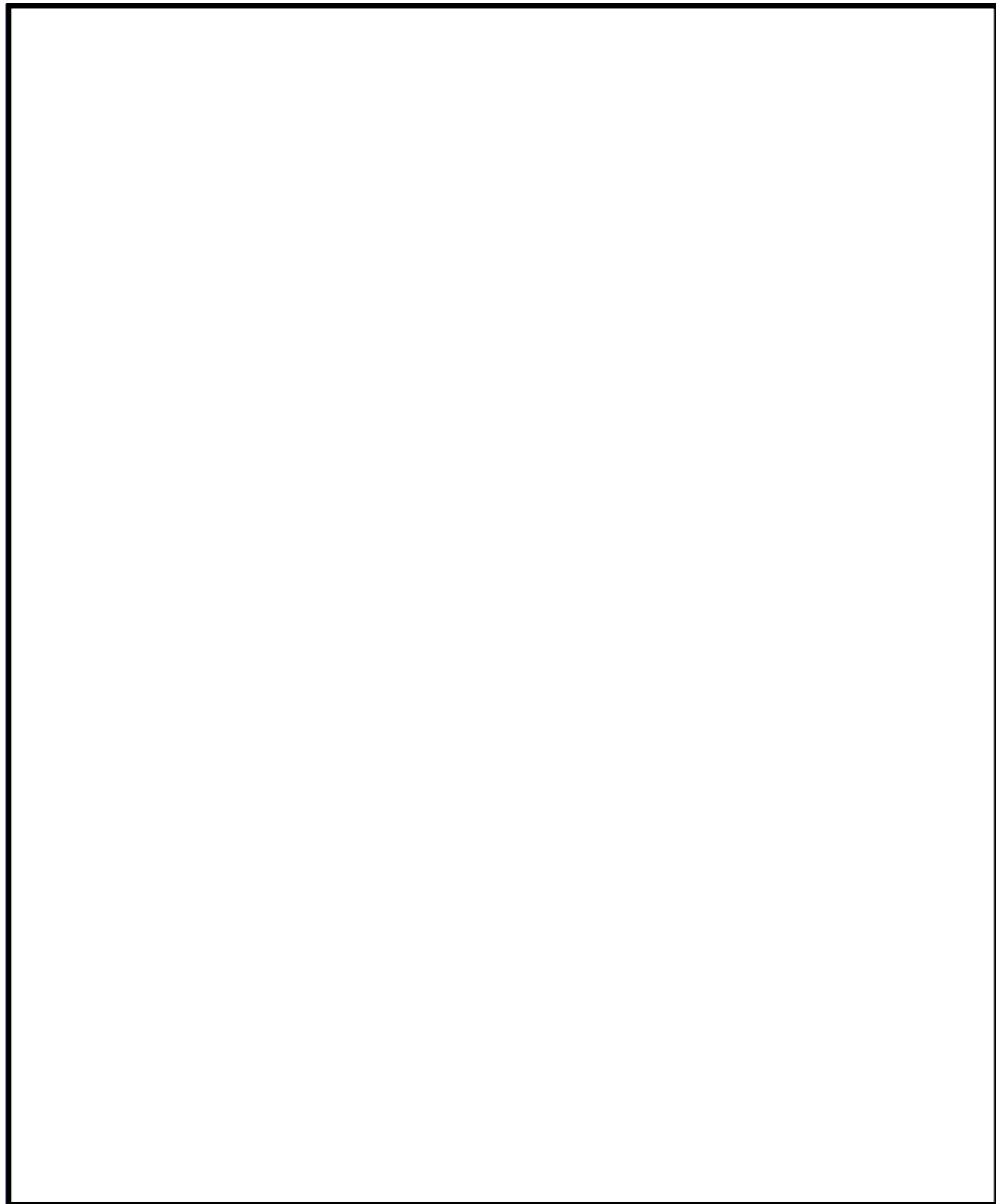
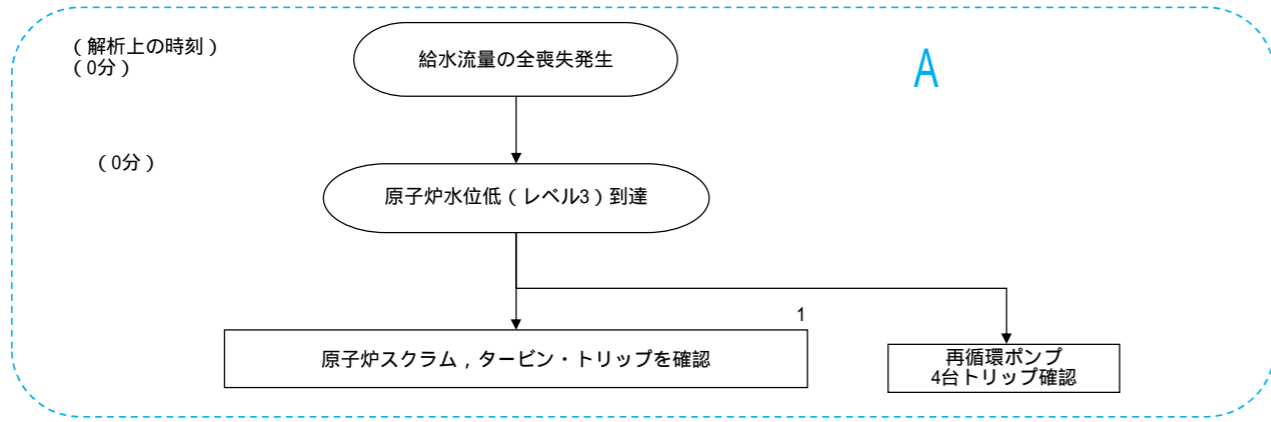
電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、代替交流電源設備、所内蓄電式直流電源設備、可搬型直流電源設備及び代替所内電気設備により必要な電力を確保することを目的とする。

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。

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

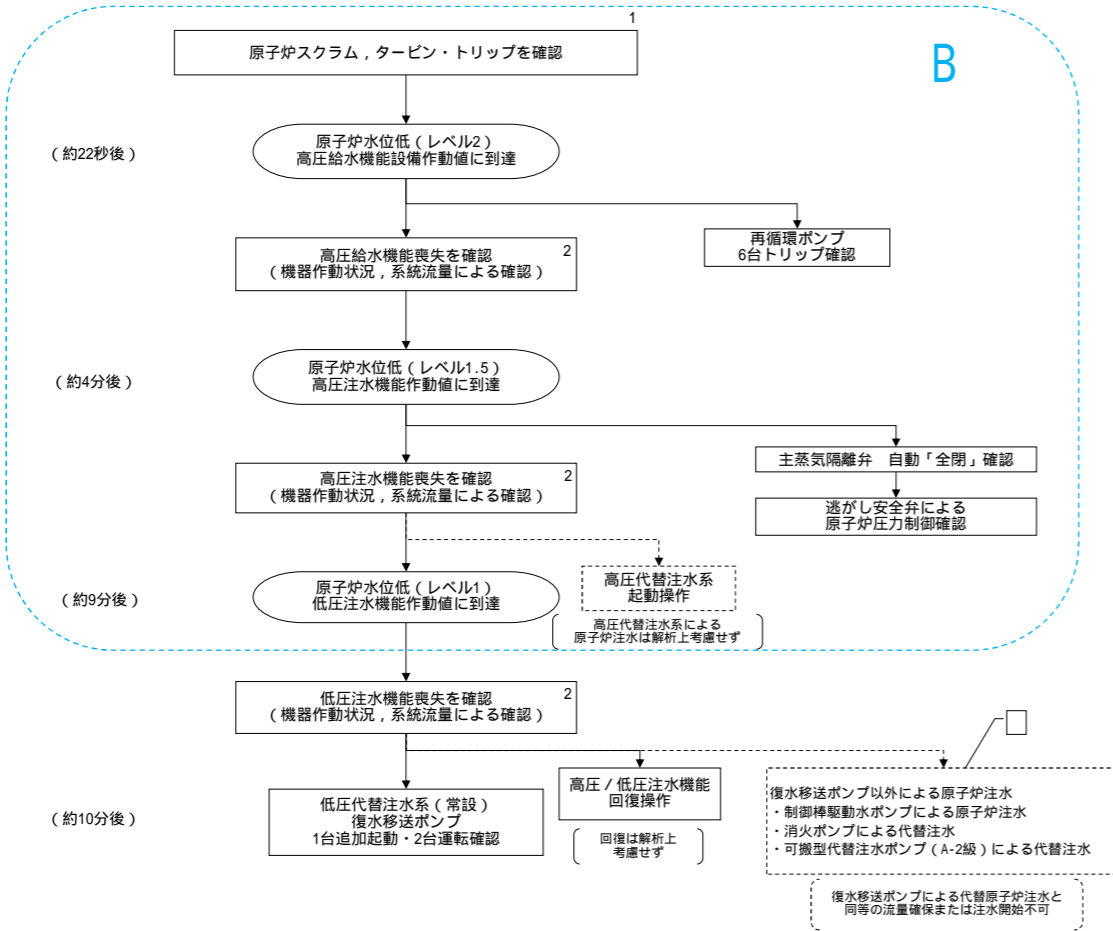
第7.1.1 - 4図 「高圧・低圧注水機能喪失」の対応手順の概要





1- .1-2

保安規定 添付1



1. 原子炉制御 (1) スクラム

- 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。
  - 一次及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。)

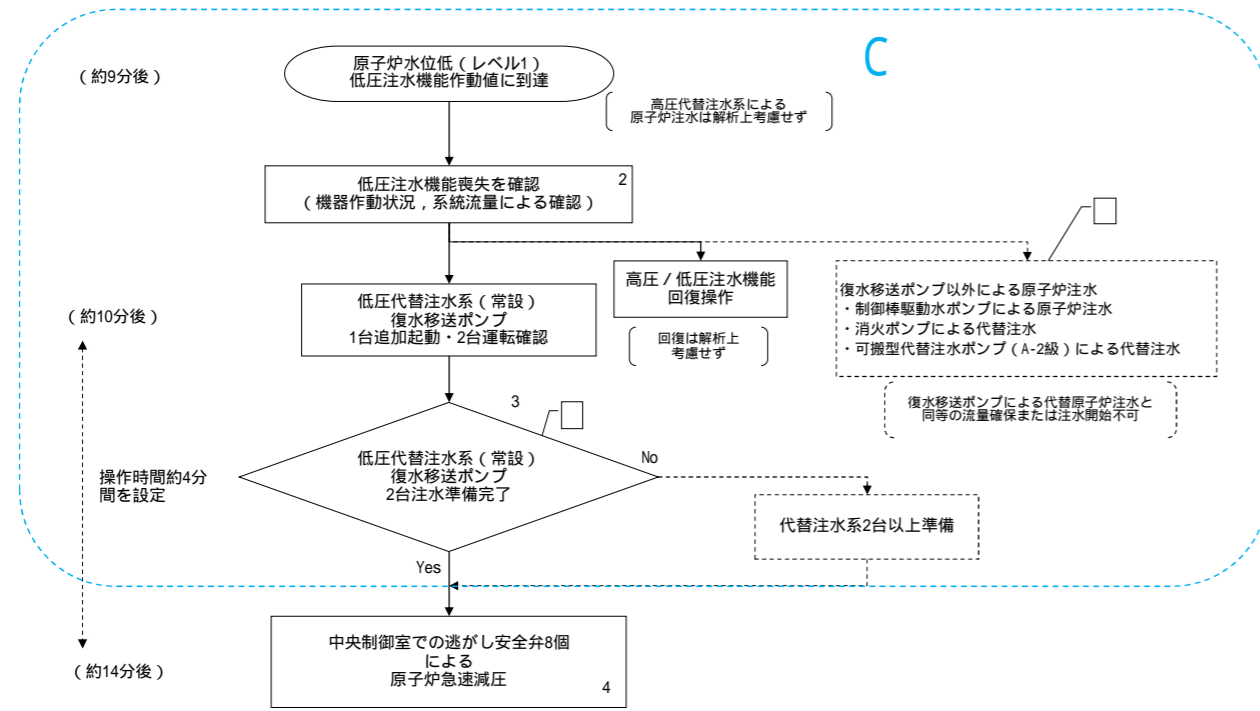
<b>導入条件</b>	<b>脱出条件</b>
<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム信号が発生した場合</li> <li>手動スクラムした場合</li> <li>各制御の脱出条件が成立した場合</li> </ul>	

- 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「原子炉建屋制御」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。

**主な監視操作内容**

- A. 原子炉出力**
- 重要警報「スクラム」の発信を確認する。
  - 全制御棒挿入状態を確認する。
  - 平均出力領域モニタの指示を確認する。
  - 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及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確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上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」へ移行する。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「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及び速度を確認する。
  - 平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。

- B. 原子炉水位**
- 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の自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)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、高圧代替注水系、低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)、消火系又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、消防車の出動を要請し、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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。



保安規定 添付1

1. 原子炉制御 (3) 水位確保

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。

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
- 「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サブプレッションプール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、かつドライウェ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

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

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。

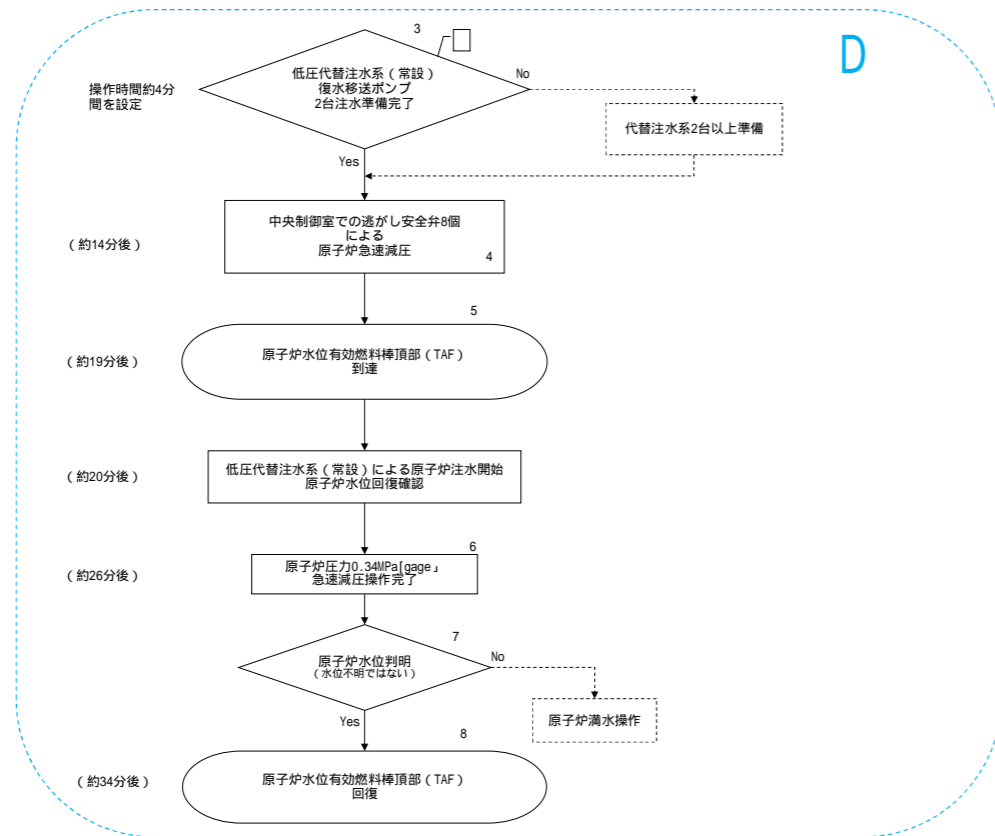
主な監視操作内容

A. 水位確保

- 原子炉水位、原子炉圧力及び格納容器隔離、並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。
- 作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。

B. 水位

- 給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧代替注水系、低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)、消火系又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に維持する。
- 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、消防車の出動を要請する。
- 給復水系及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、低圧代替注水系(常設)2台以上又は低圧代替注水系(可搬型)と消火系から2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」及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」及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には、不測事態「水位不明」及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

4. 不測事態  
(2) 急速減圧

目的

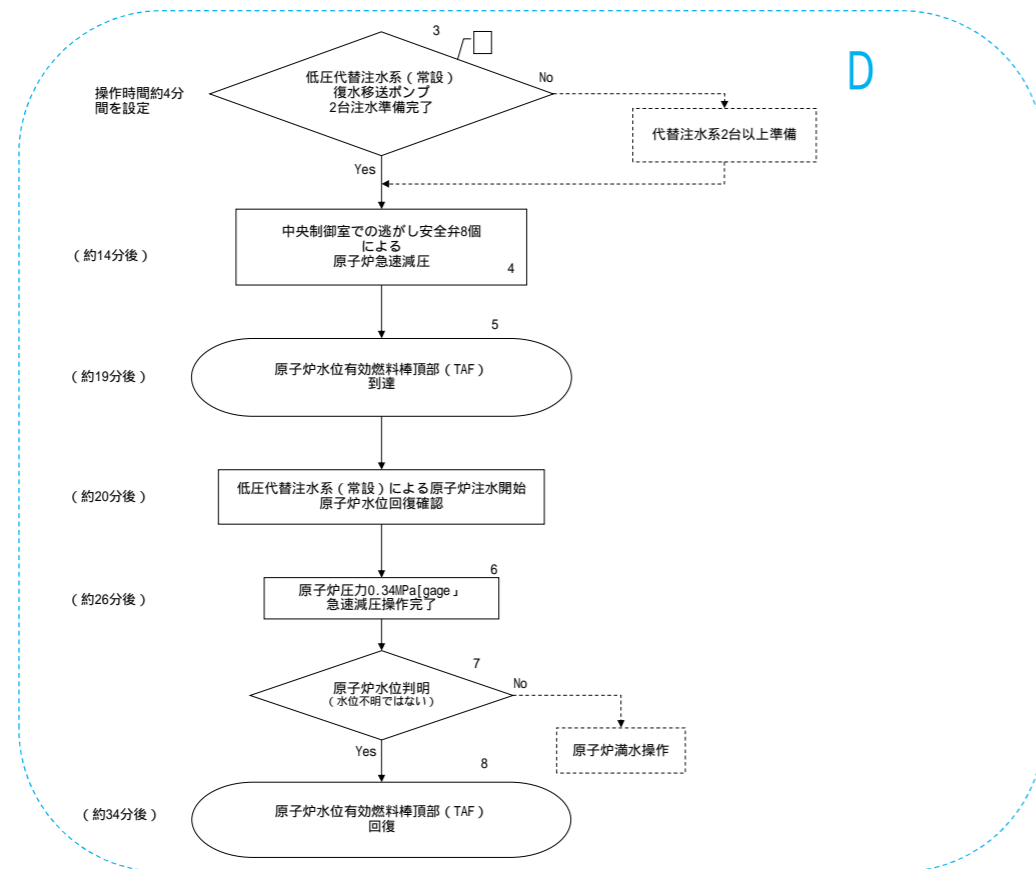
- 原子炉を速やかに減圧する。

導入条件

- 原子炉制御「水位確保」において、給復水系及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、低圧代替注水系（常設）2台以上又は低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2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、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
- 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サブプレッションプール圧力が圧力制限条件以上となった場合
- ドライウェル温度制御においてドライウェル空間部局所温度が103に接近した場合、又はドライウェル局所温度90にて手動スクラム後もドライウェル圧力が上昇して13.7kPa以上でドライウェルスプレイできない場合
- 不測事態「水位回復」において、給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、低圧代替注水系（常設）2台以上又は低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2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又は高圧代替注水系が起動できない場合、又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又は高圧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又は高圧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1系統以上、低圧代替注水系（常設）2台以上又は低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2系統以上が起動できた場合
- 一次格納容器制御「サブプレッションプール水位制御」において、サブプレッションプール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「サブプレッションプール水位制御」において、サブプレッションプール水位が通常運転時低水位制限以下になった場合又はSRVテールパイプ制限禁止領域の場合
- 一次格納容器制御「サブプレッションプール温度制御」において、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
- 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」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。

基本的な考え方

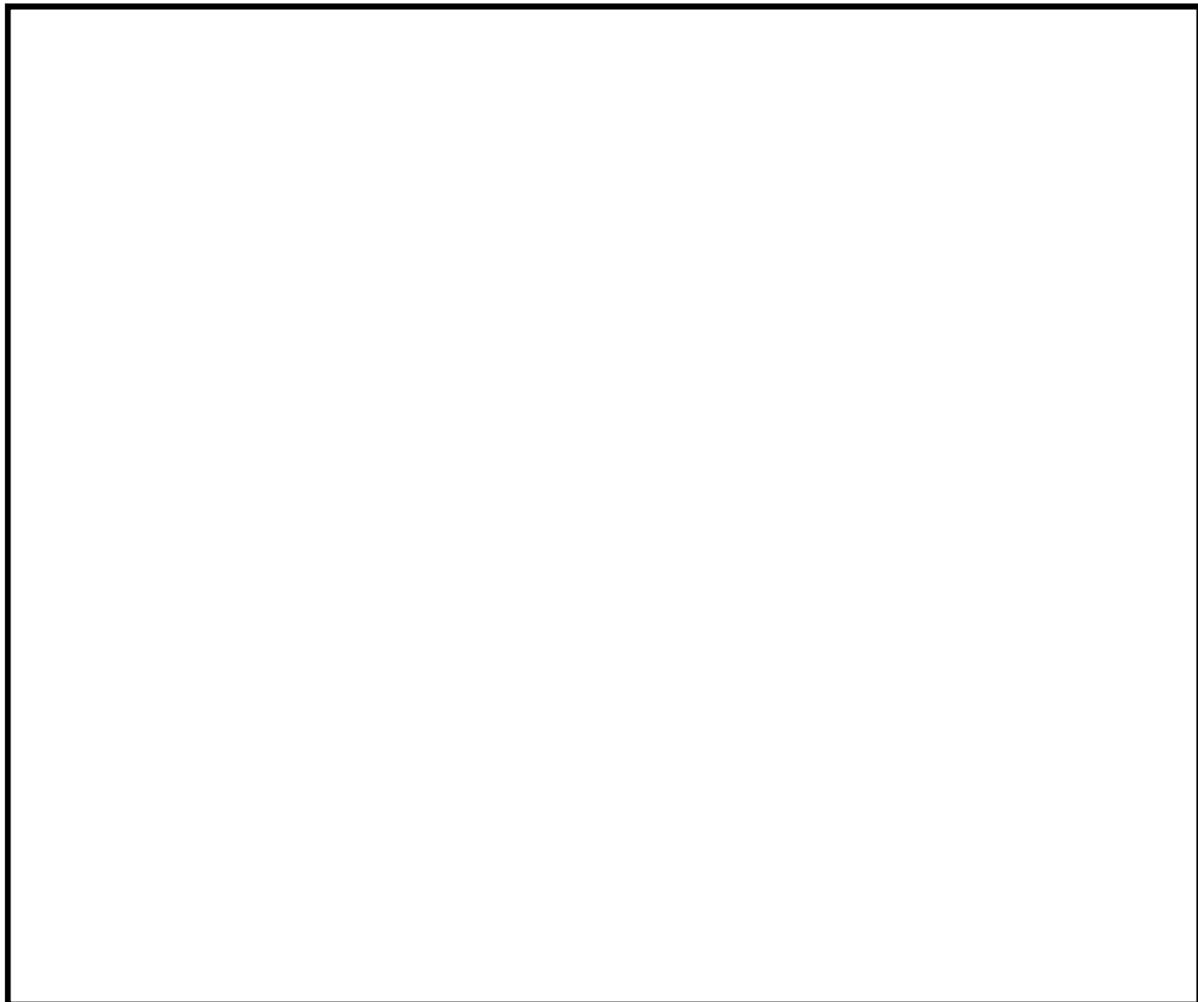
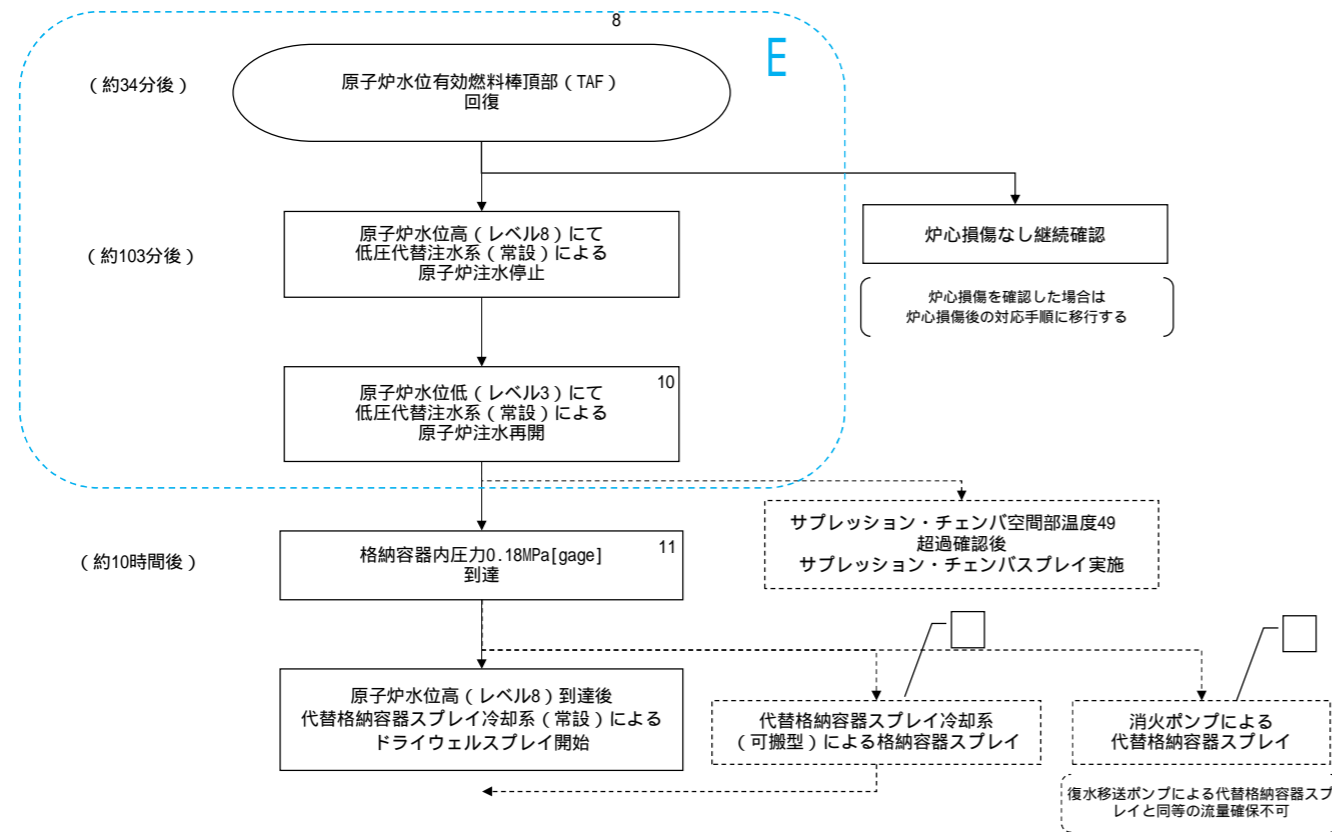
- 原子炉圧力低下必要時に自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。又は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
- 主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、復水器又は原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。
- 原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。
- 原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。
- 急速減圧実施中に原子炉へ注水可能な系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

主な監視操作内容

- ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上又は低圧代替注水系（常設）2台以上、低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2系統以上が起動していること、又はその状態が維持されていることを確認する。
- ・ 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。
- ・ 自動減圧系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、自動減圧系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」時必要弁数開放する。
- ・ 自動減圧系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」時必要弁数開放できなければ、自動減圧系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」時必要最小弁数以上開放する。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ている場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御へ移行する。
- ・ 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水操作」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。



保安規定 添付1

1. 原子炉制御  
(3) 水位確保

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。

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
- 「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サブプレッションプール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、かつドライウェ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

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

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。

主な監視操作内容

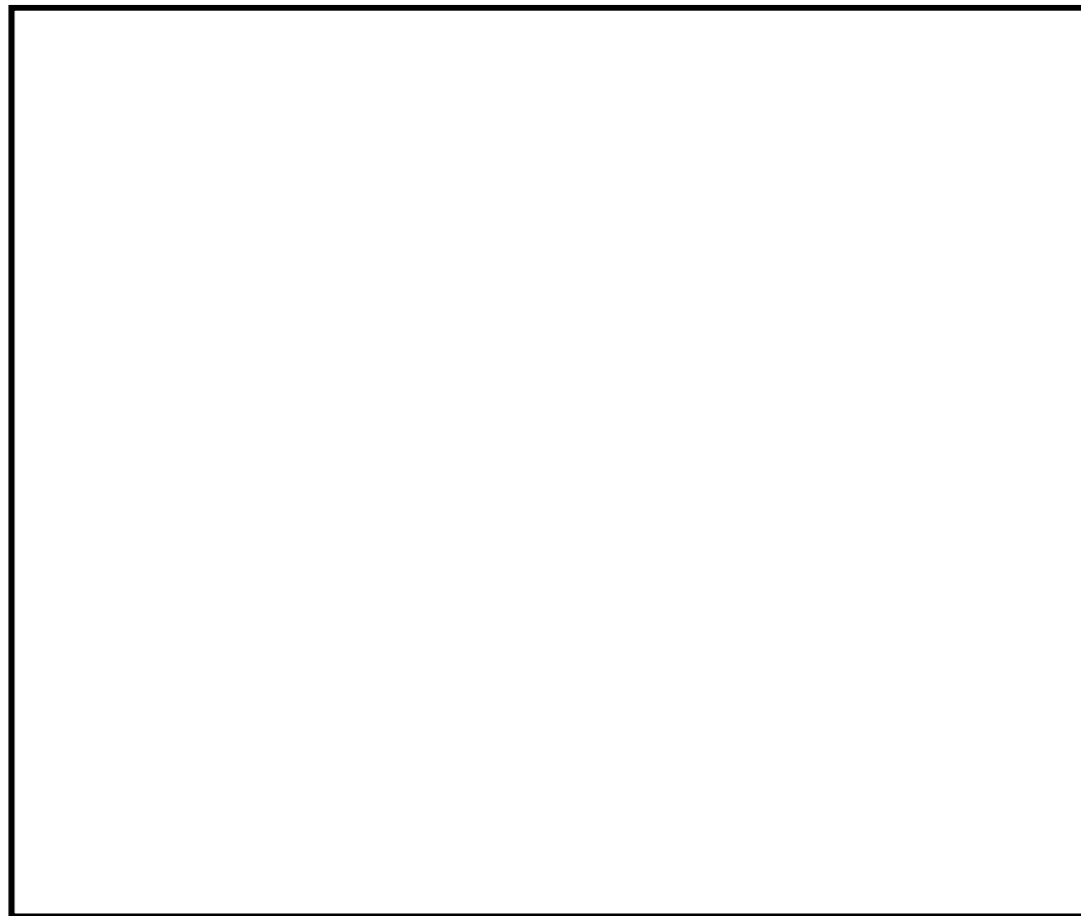
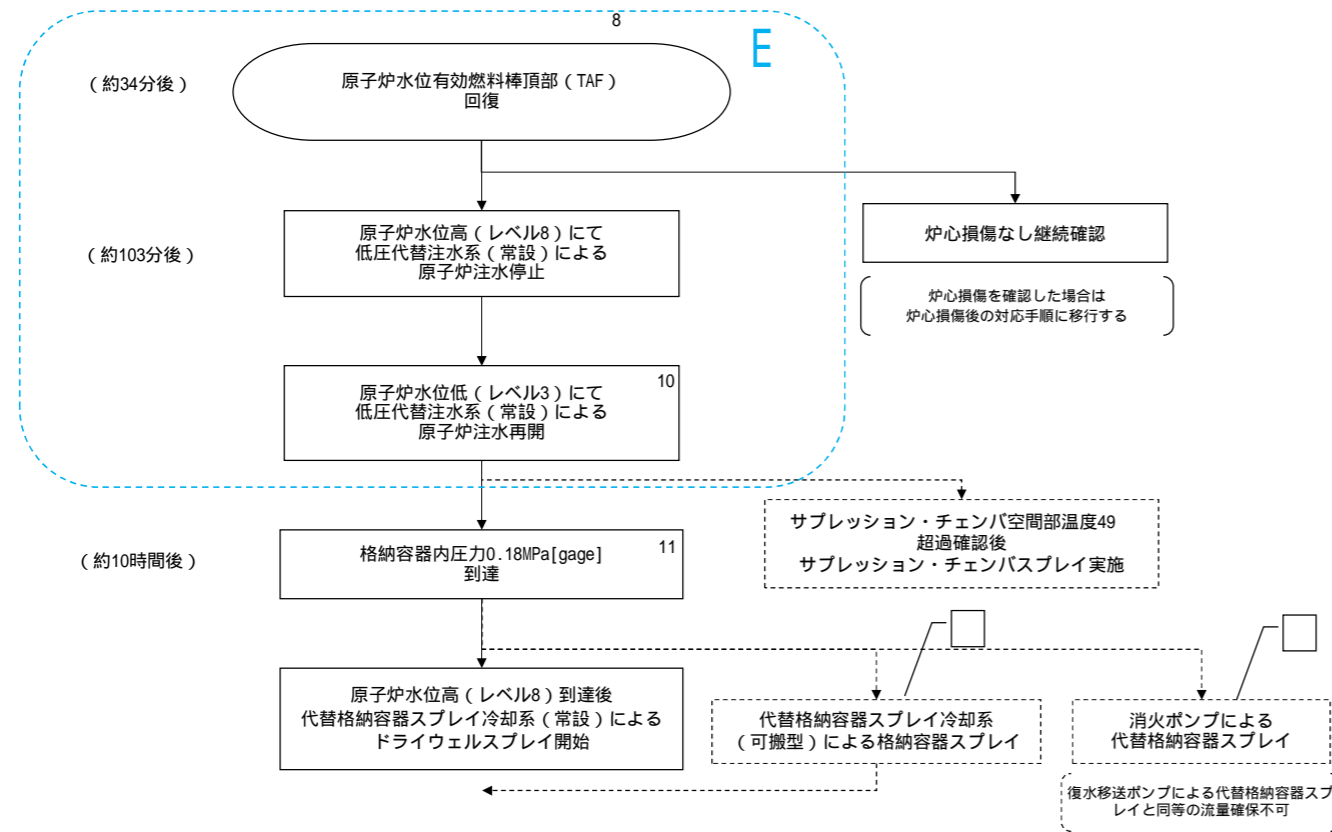
A. 水位確保

- 原子炉水位、原子炉圧力及び格納容器隔離、並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。
- 作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。

B. 水位

- 給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧代替注水系、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、消火系又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に維持する。
- 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、消防車の出動を要請する。
- 給復水系及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、注水設備2台以上又は代替注水設備2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」及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」及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には、不測事態「水位不明」及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

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。
- ・ 一次及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。)

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

脱出条件

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「原子炉建屋制御」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。

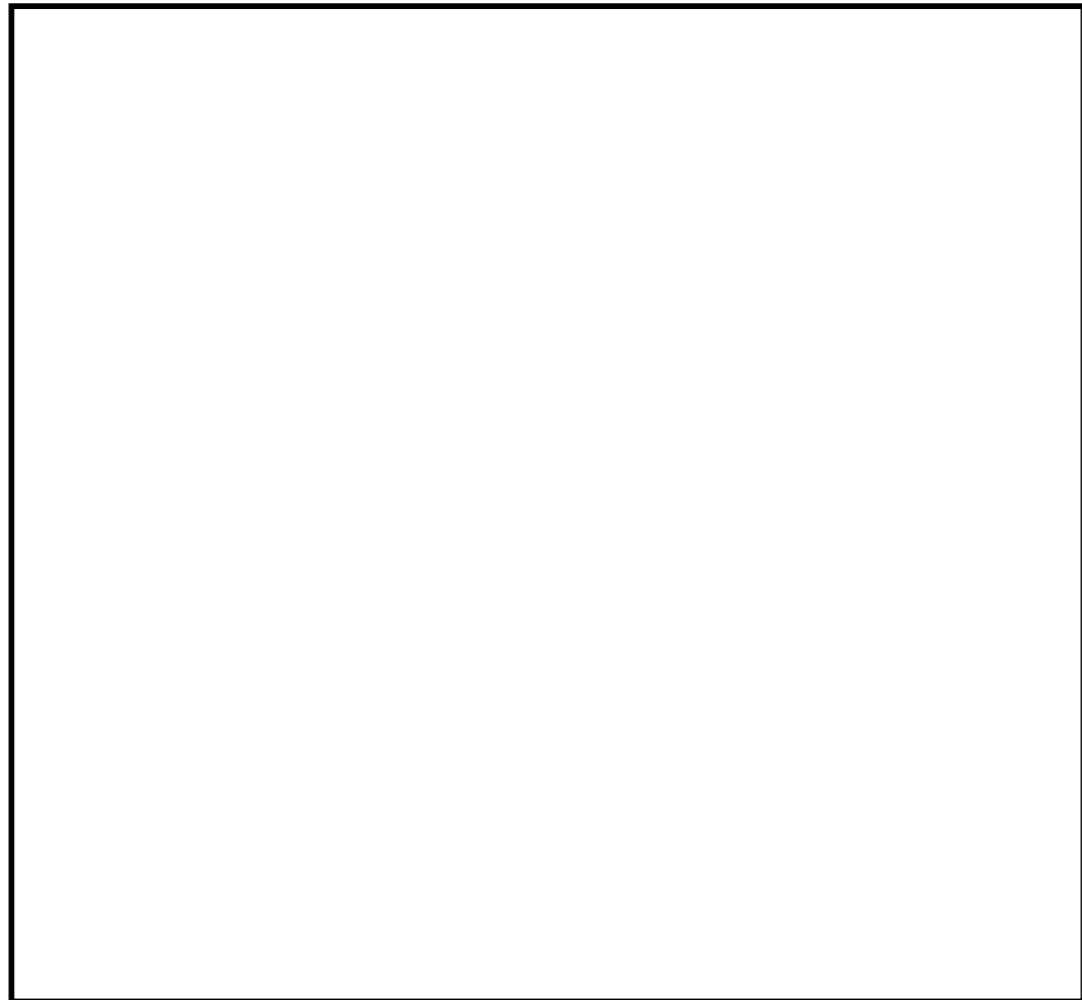
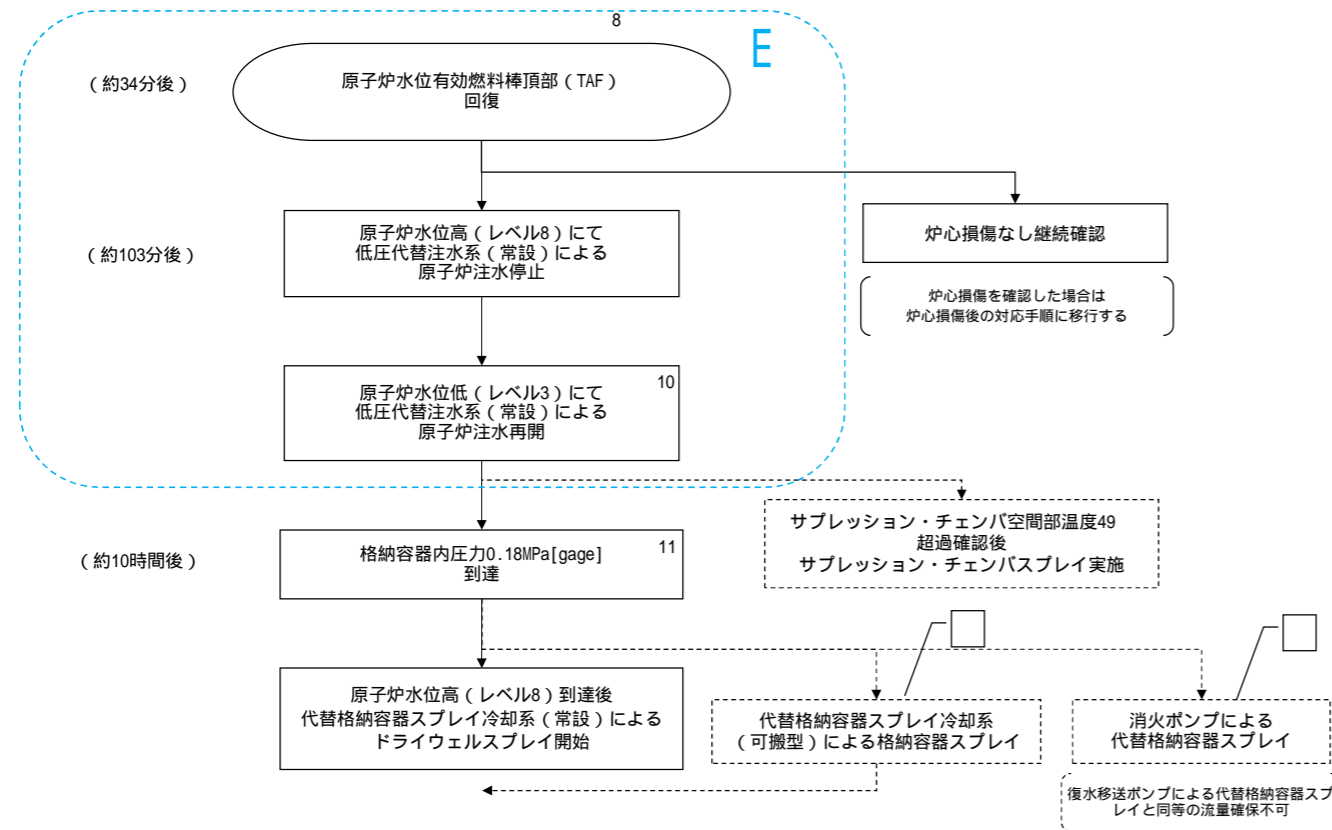
主な監視操作内容

A. 原子炉出力

- ・ 重要警報「スクラム」の発信を確認する。
- ・ 全制御棒挿入状態を確認する。
- ・ 平均出力領域モニタの指示を確認する。
- ・ 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及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確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上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」へ移行する。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「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及び速度を確認する。
- ・ 平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。

B. 原子炉水位

- ・ 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の自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)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、高圧代替注水系、低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)、消火系又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、消防車の出動を要請し、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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。



保安規定 添付1

- 原子炉水位が有効燃料棒頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- 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、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又は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖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「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開し、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」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管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プール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プール冷却を行う。
- 原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により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（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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**

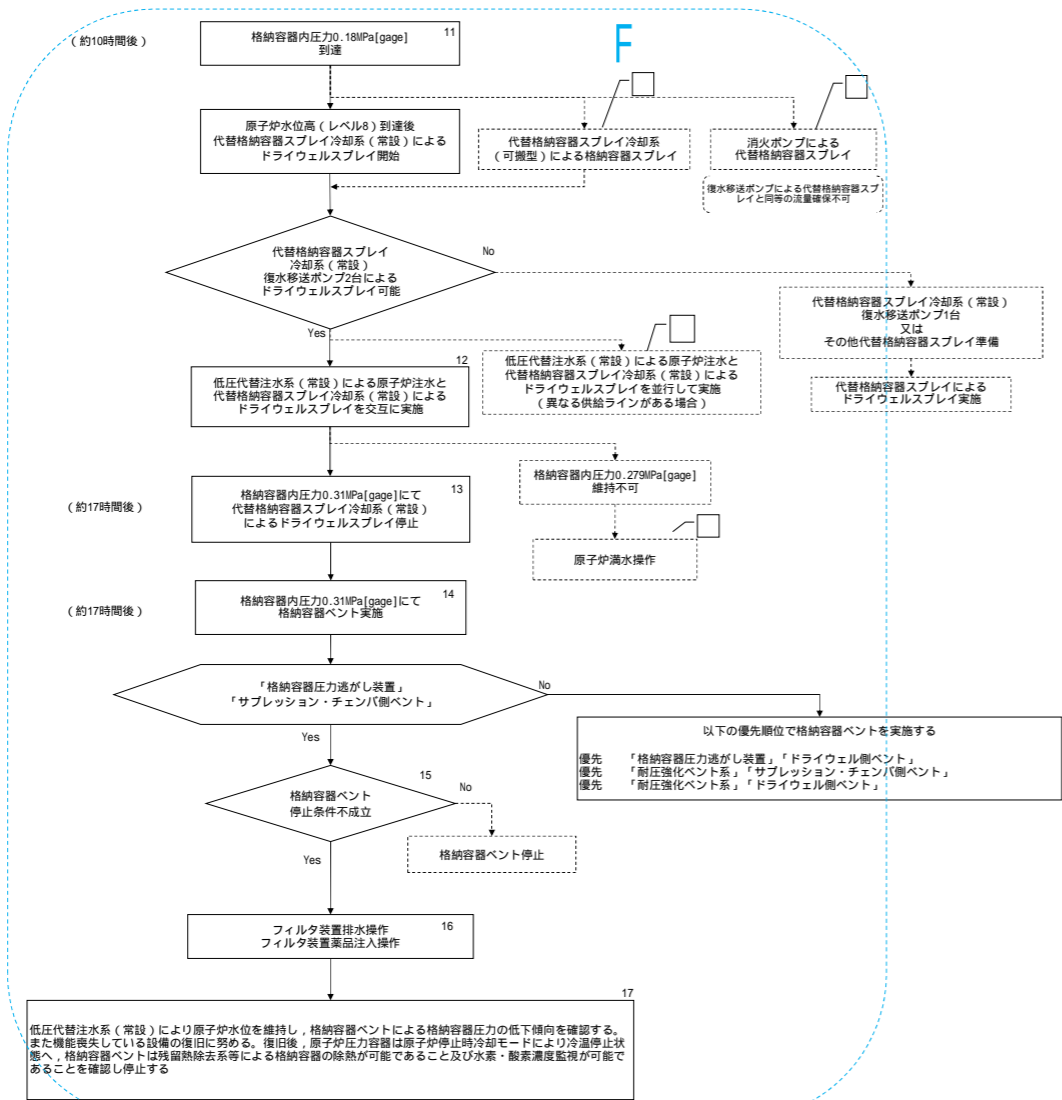
- 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。(タービン自動トリップの場合は不要)
- タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
- 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流/直流電源供給回復」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合又は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- 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に異常が確認された場合は、「復旧」操作へ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。
- 原子炉冷却材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、原子炉建屋換気空調系を起動し、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、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減圧する。
- 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、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

1. 原子炉制御  
(1) スクラム

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

2. 一次格納容器制御  
(1) 格納容器圧力制御

目的

- 格納容器圧力を監視し、制御する。

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

脱出条件

- ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであり、ドライウエル温度が66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

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、サブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力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、格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。
- 一次格納容器内で原子炉冷却材圧力バウダリの大破断が発生した場合、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールの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ため、速やかにドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールの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。

主な監視操作内容

A. 格納容器圧力制御

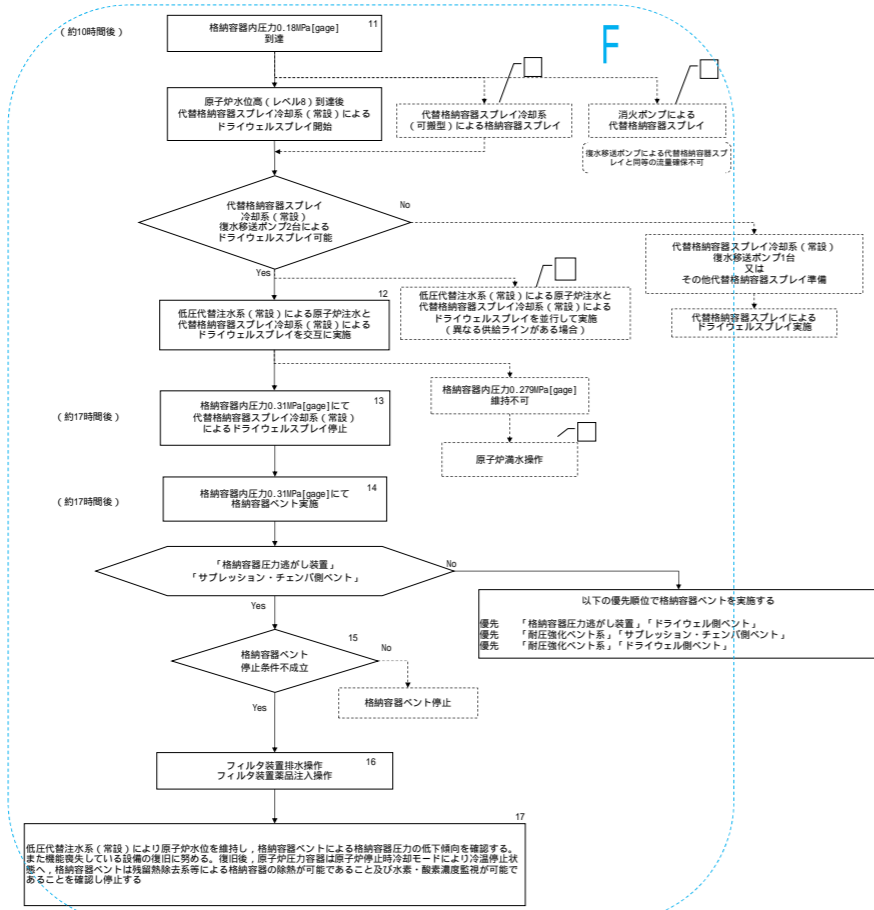
- ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。
- ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。
- ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、高圧炉心注水系、低圧注水系A系、原子炉隔離時冷却系による原子炉水位維持を確認した後に、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイを起動する。また、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。
- 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を行う。
- サブプレッションプール圧力が非常用炉心冷却系作動圧力に達した場合は、サブプレッションプールのスプレイを起動する。
- サブプレッションプール圧力がドライウエルスプレイ起動圧力に達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイを起動する。
- サブプレッションプール圧力が圧力制限条件以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。
- サブプレッションプール圧力が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及びサブプレッションプールの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。

B. 原子炉満水

- サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値に達した場合は、「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開いているか、又は電動駆動給水ポンプ、高圧炉心注水系が原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
- 給復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）低圧代替注水系（可搬型）、消火系又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。
- サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持される場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。

C. 格納容器ベント

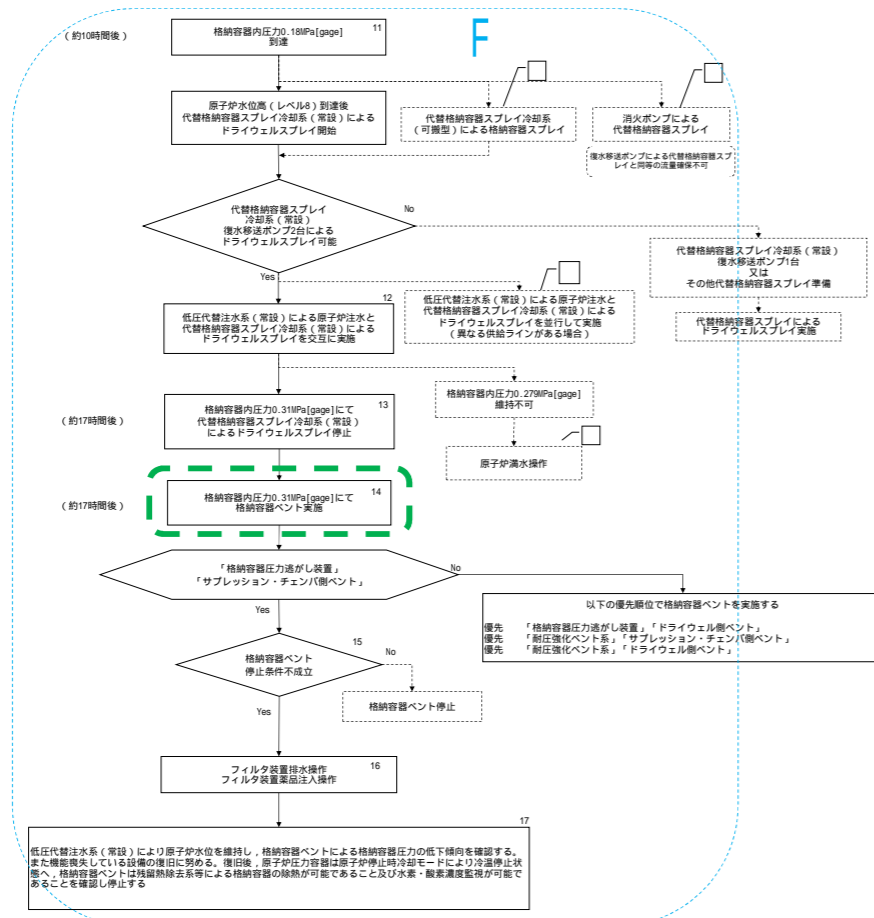
- サブプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は、炉心損傷がないことを確認して、格納容器ベントを実施する。
- 格納容器ベントは、サブプレッションプール側フィルターベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウエル側フィルターベントラインを使用する。フィルターベントラインが使用出来ない場合は、サブプレッションプール側耐圧ベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウエル側耐圧ベントラインを使用する。



保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成り立ち

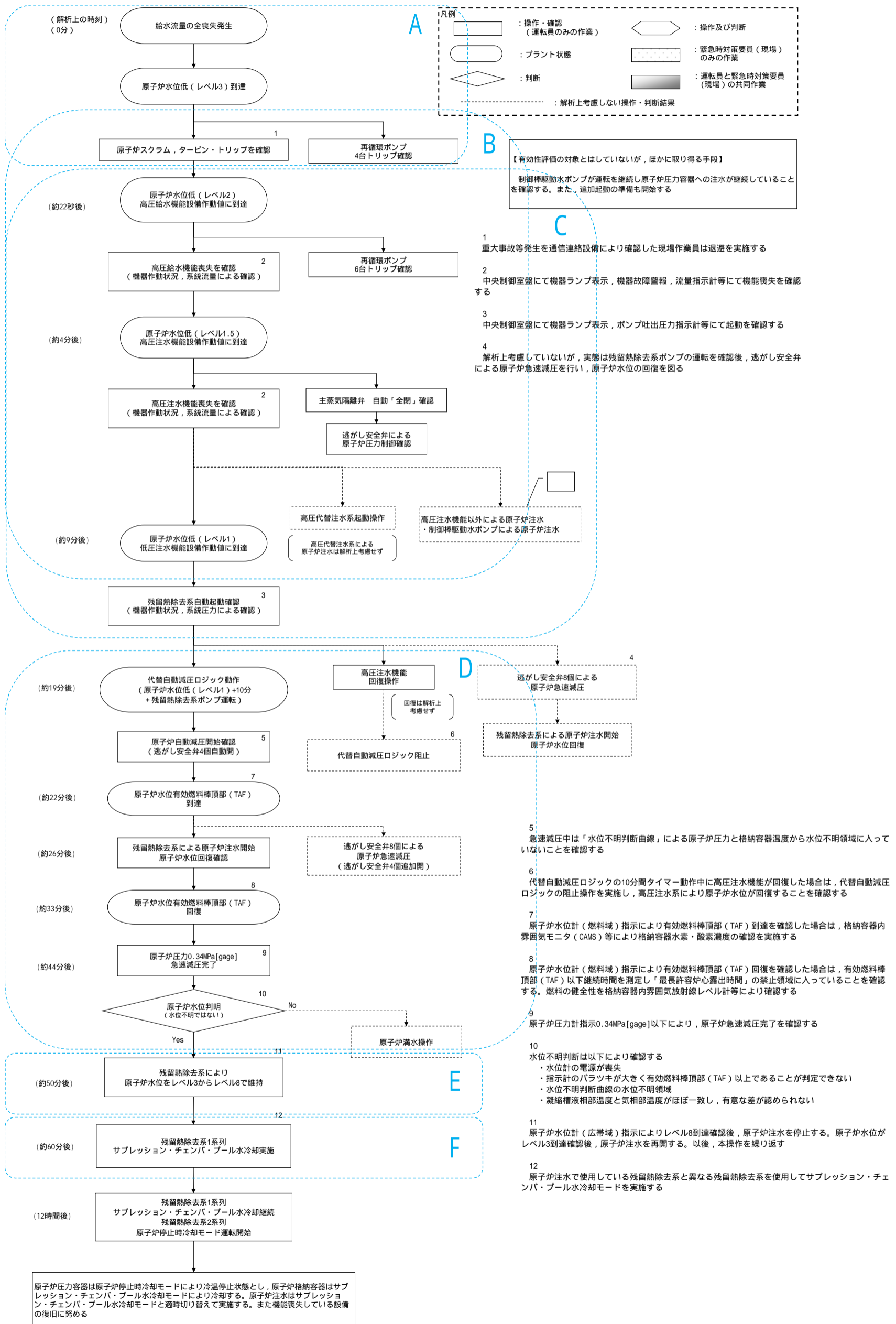
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
5	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 <sup>1</sup>	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約40分

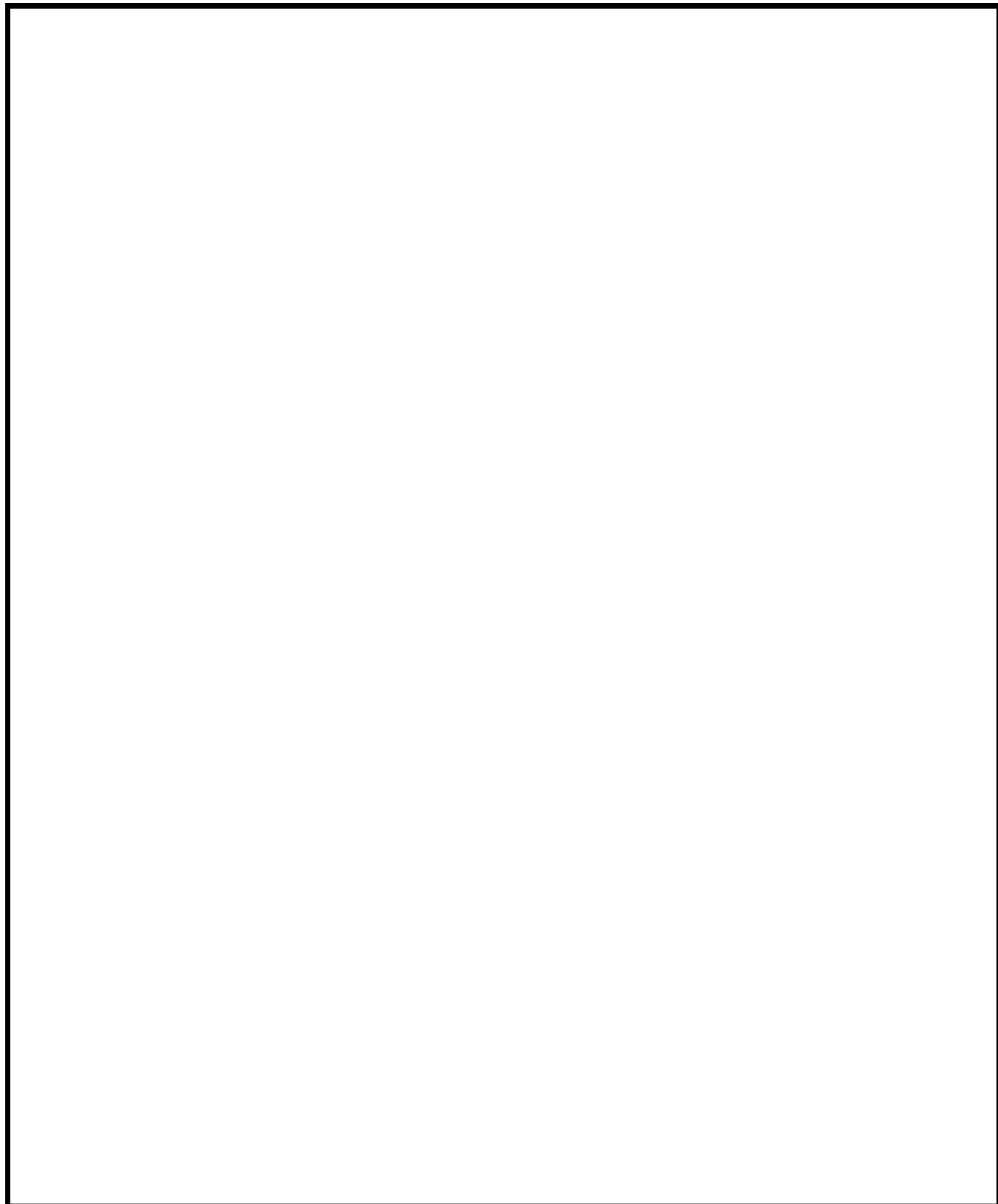
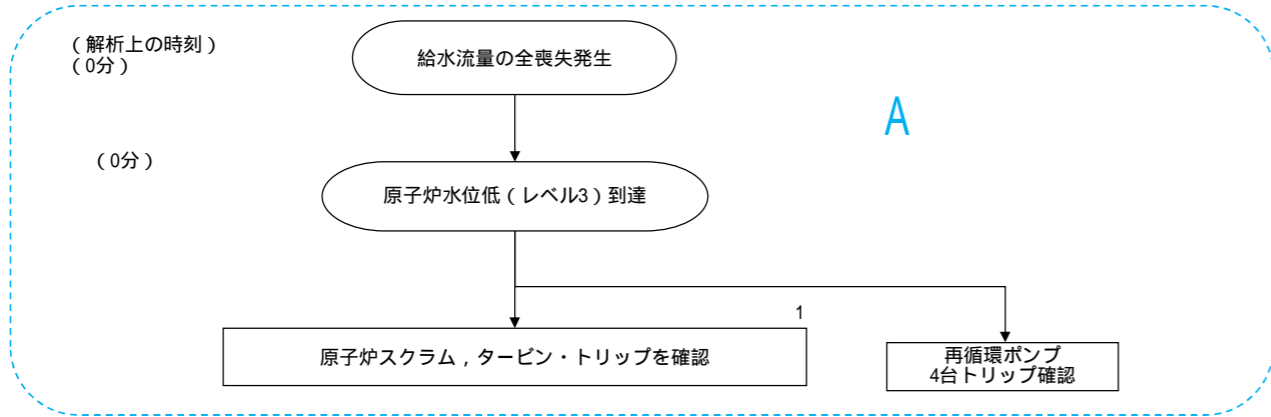
1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段(以下, 本表において同じ。)

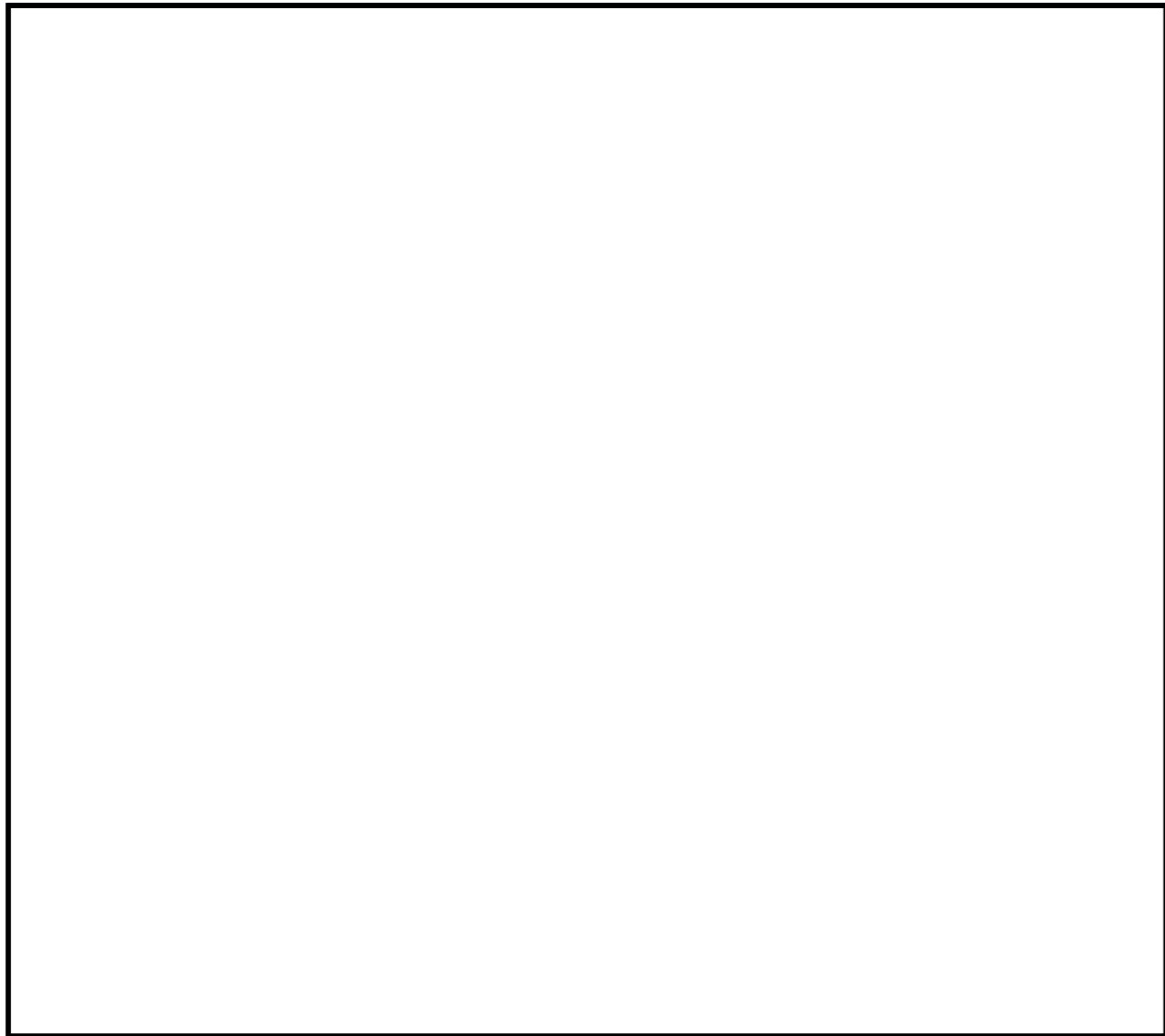
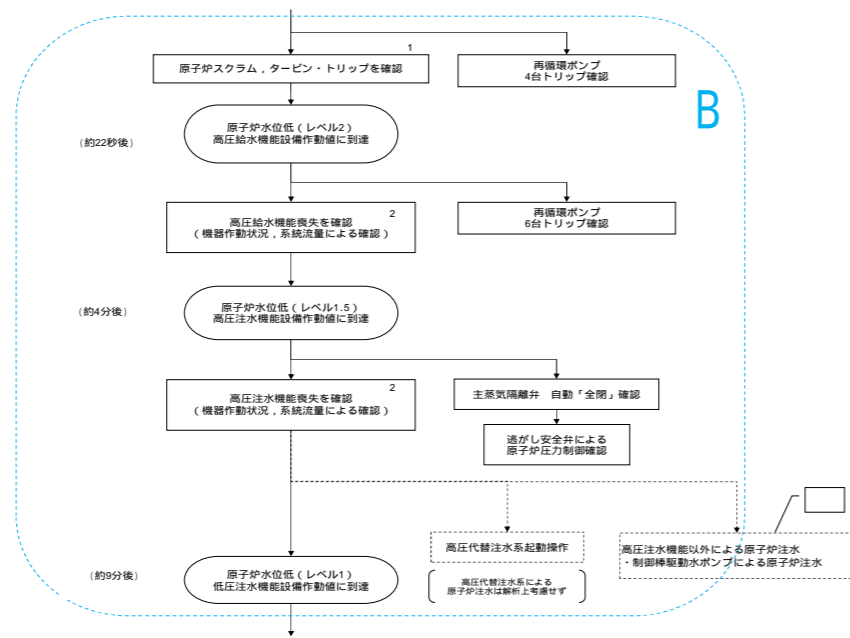


重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理  
 2. 「高圧注水・減圧機能喪失」の対応手順の概要

第7.1.2 - 3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

1. 原子炉制御  
(1) スクラム

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。
- 一次及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。)

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

脱出条件

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「原子炉建屋制御」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。

主な監視操作内容

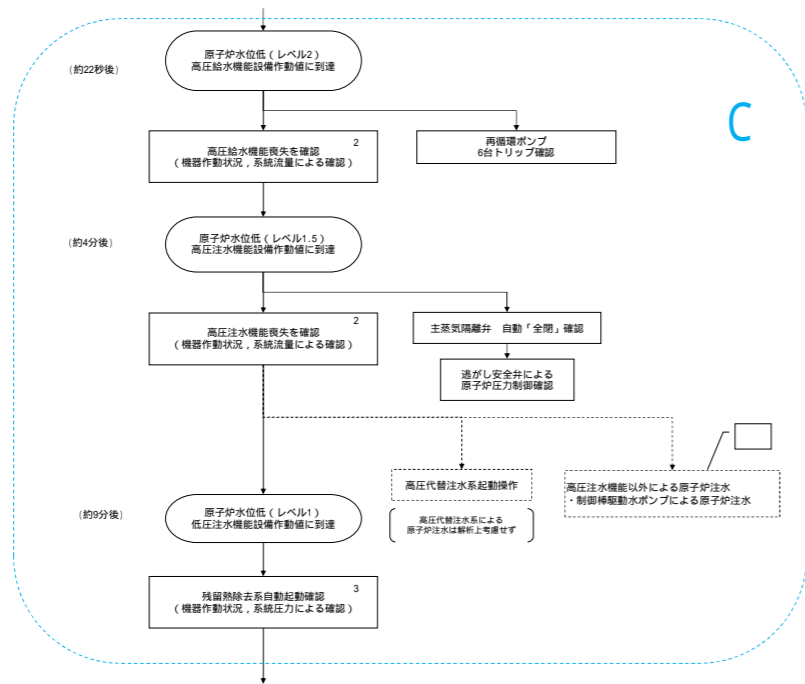
A. 原子炉出力

- 重要警報「スクラム」の発信を確認する。
- 全制御棒挿入状態を確認する。
- 平均出力領域モニタの指示を確認する。
- 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及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確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上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」へ移行する。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「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及び速度を確認する。
- 平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。

B. 原子炉水位

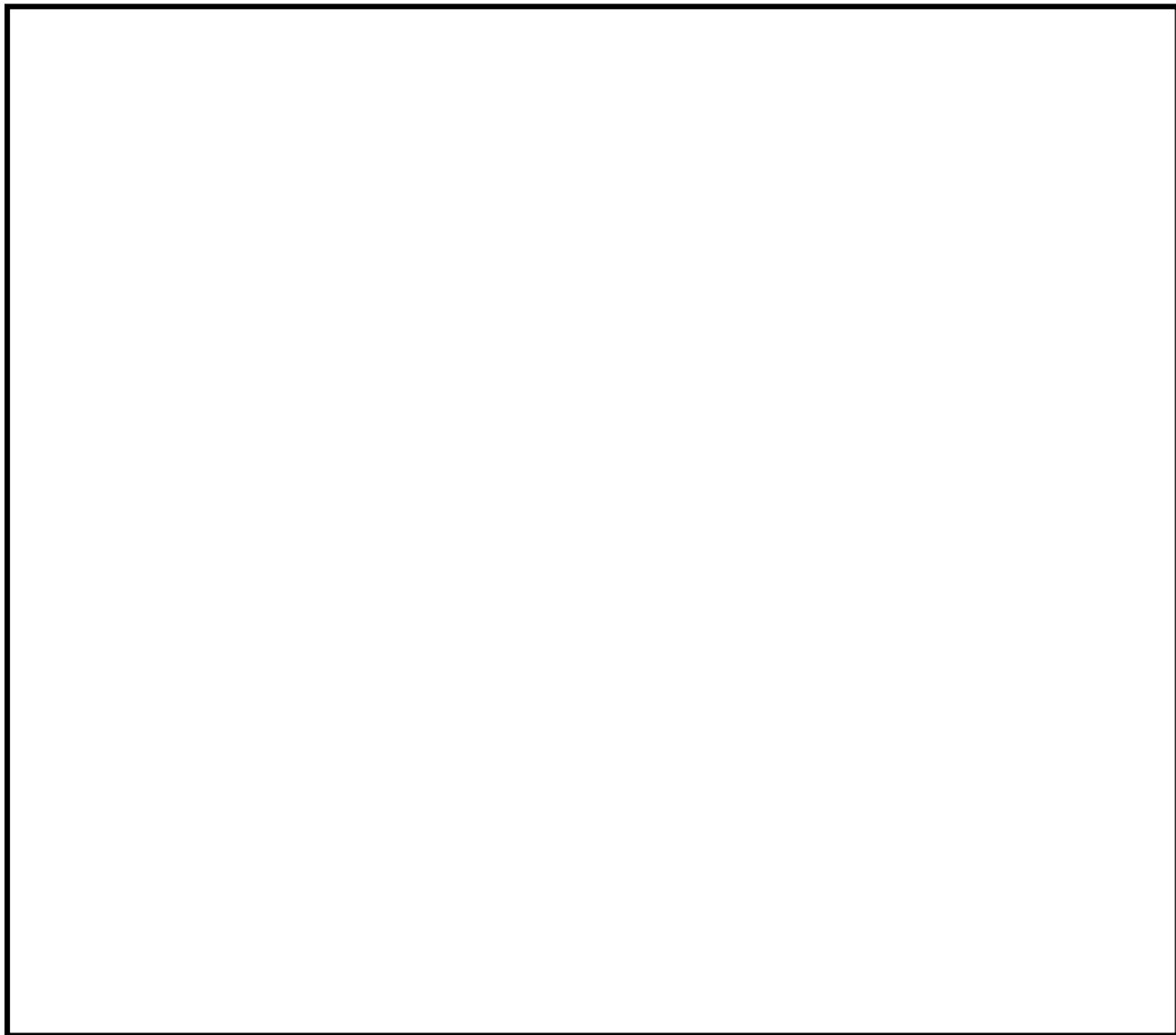
- 原子炉水位を確認する。
- 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。
- タービン駆動給水ポンプの自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。
- 給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系が自動作動した場合は不要)
- 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系、原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系、低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)、消火系又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、消防車の出動を要請し、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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。





保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御 (3) 水位確保</p>	
<p>目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>	
<p>導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サブプレッションプール圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合</li> <li>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</li> <li>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、かつドライウェ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</li> <li>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</li> </ul>	<p>脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>
<p>基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。</li> </ul>	
<p>主な監視操作内容</p> <p><b>A. 水位確保</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位、原子炉圧力及び格納容器隔離、並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。</li> <li>作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。</li> </ul> <p><b>B. 水位</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧代替注水系、低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)、消火系又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に維持する。</li> <li>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、消防車の出動を要請する。</li> <li>給復水系及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、低圧代替注水系(常設)2台以上又は低圧代替注水系(可搬型)と消火系から2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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>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。</li> </ul>	



保安規定 添付1

4. 不測事態  
(1) 水位回復

目的

- 原子炉水位を回復する。

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、かつドライウェル空間部温度が飽和温度以下の場合

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、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、消火系の起動を行う。
- 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ない。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が1200又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及び低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、消火系を起動する。

主な監視操作内容

A. 水位回復

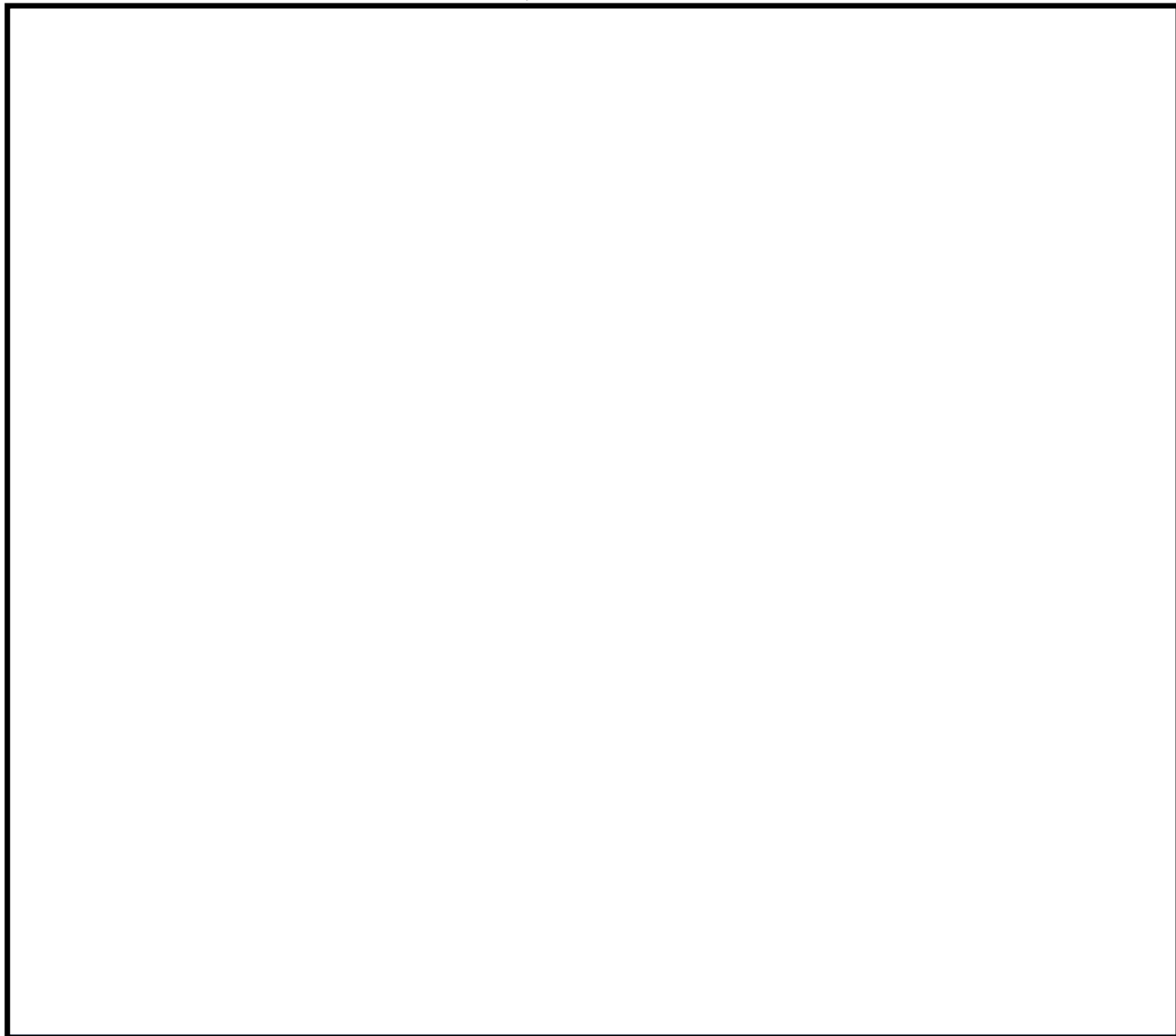
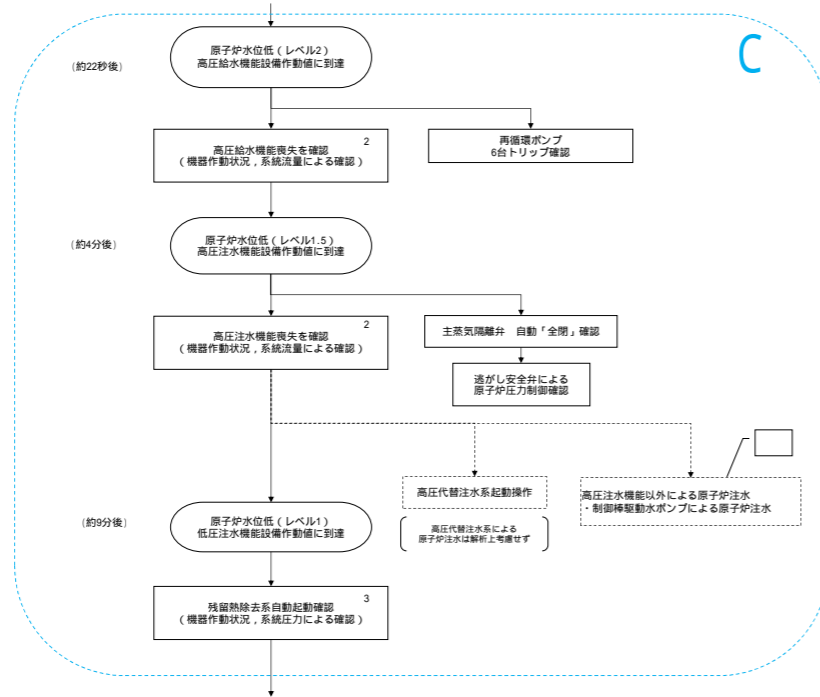
- 原子炉水位が不明の場合、不測事態「水位不明」へ移行する。
- 原子炉水位が有効燃料頂部より低下した時刻を記録する。
- 原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系を起動する。
- 低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、少なくとも1系統以上の起動を試みる。
- 低圧で原子炉へ注水可能で系統1系統以上の起動ができない場合、低圧代替注水系（常設）2台以上、低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2系統以上を起動し、不測事態「急速減圧」へ移行する。
- 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。

B. 水位上昇中

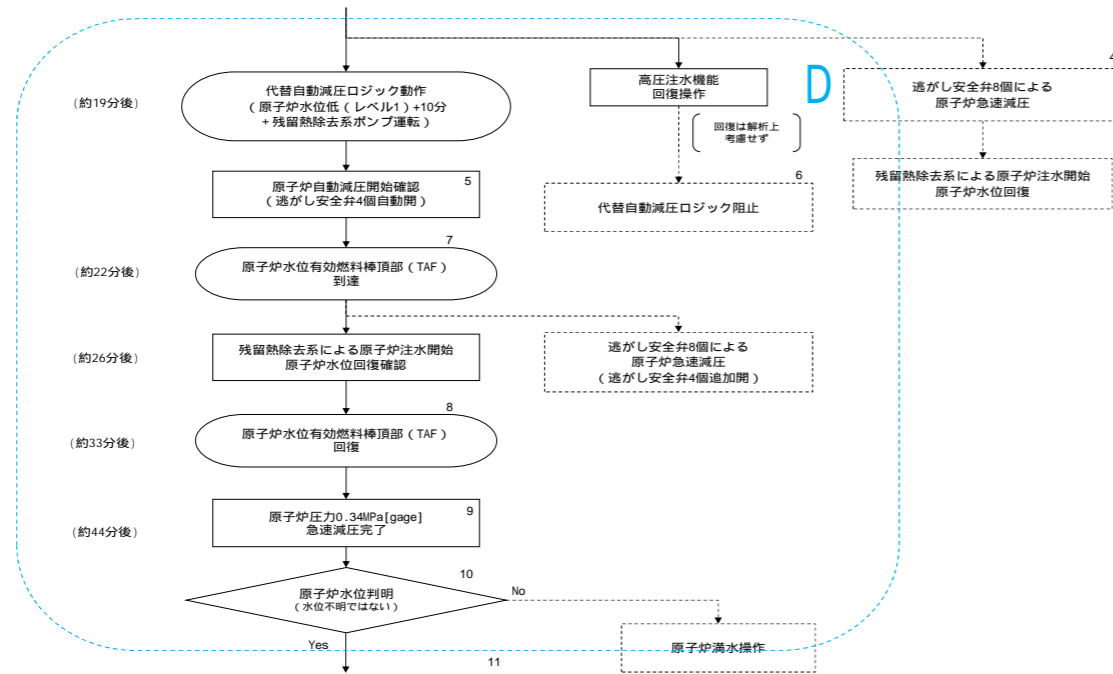
- 原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が作動していない場合は、非常用炉心冷却系1系統以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。
- 原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。
- 原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できる場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。

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は、原子炉隔離時冷却系又は高圧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、又は原子炉隔離時冷却系又は高圧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」へ移行する。



保安規定 添付1



4. 不測事態  
(2) 急速減圧

目的

- 原子炉を速やかに減圧する。

導入条件

- 原子炉制御「水位確保」において、給復水系及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、低压代替注水系（常設）2台以上又は低压代替注水系（可搬型）と消火系から2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、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
- 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サブプレッションプール圧力が圧力制限条件以上となった場合
- ドライウェル温度制御においてドライウェル空間部局所温度が103に接近した場合、又はドライウェル局所温度90にて手動スクラム後もドライウェル圧力が上昇して13.7kPa以上でドライウェルスプレイできない場合
- 不測事態「水位回復」において、給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、低压代替注水系（常設）2台以上又は低压代替注水系（可搬型）と消火系から2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又は高压代替注水系が起動できない場合、又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又は高压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又は高压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棒頂部を回復できない場合
- 不測事態「水位不明」において、低压で原子炉へ注水可能な系統1系統以上、低压代替注水系（常設）2台以上又は低压代替注水系（可搬型）と消火系から2系統以上が起動できた場合
- 一次格納容器制御「サブプレッションプール水位制御」において、サブプレッションプール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「サブプレッションプール水位制御」において、サブプレッションプール水位が通常運転時低水位制限以下になった場合又はSRVテールパイプ制限禁止領域の場合
- 一次格納容器制御「サブプレッションプール温度制御」において、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
- 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」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。

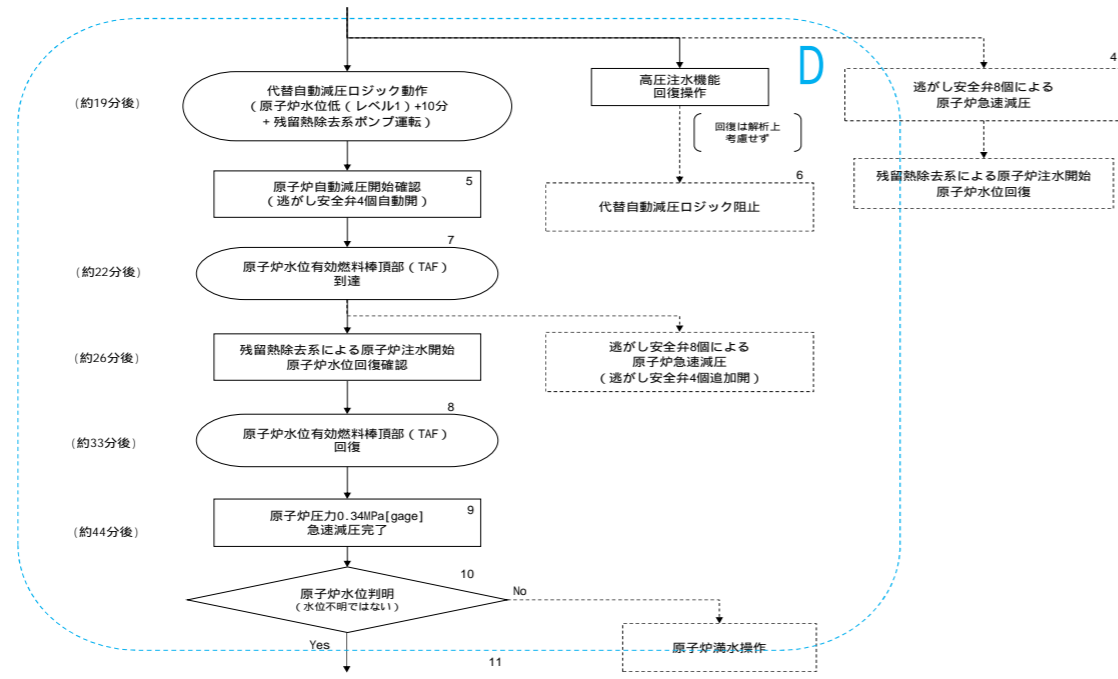
基本的な考え方

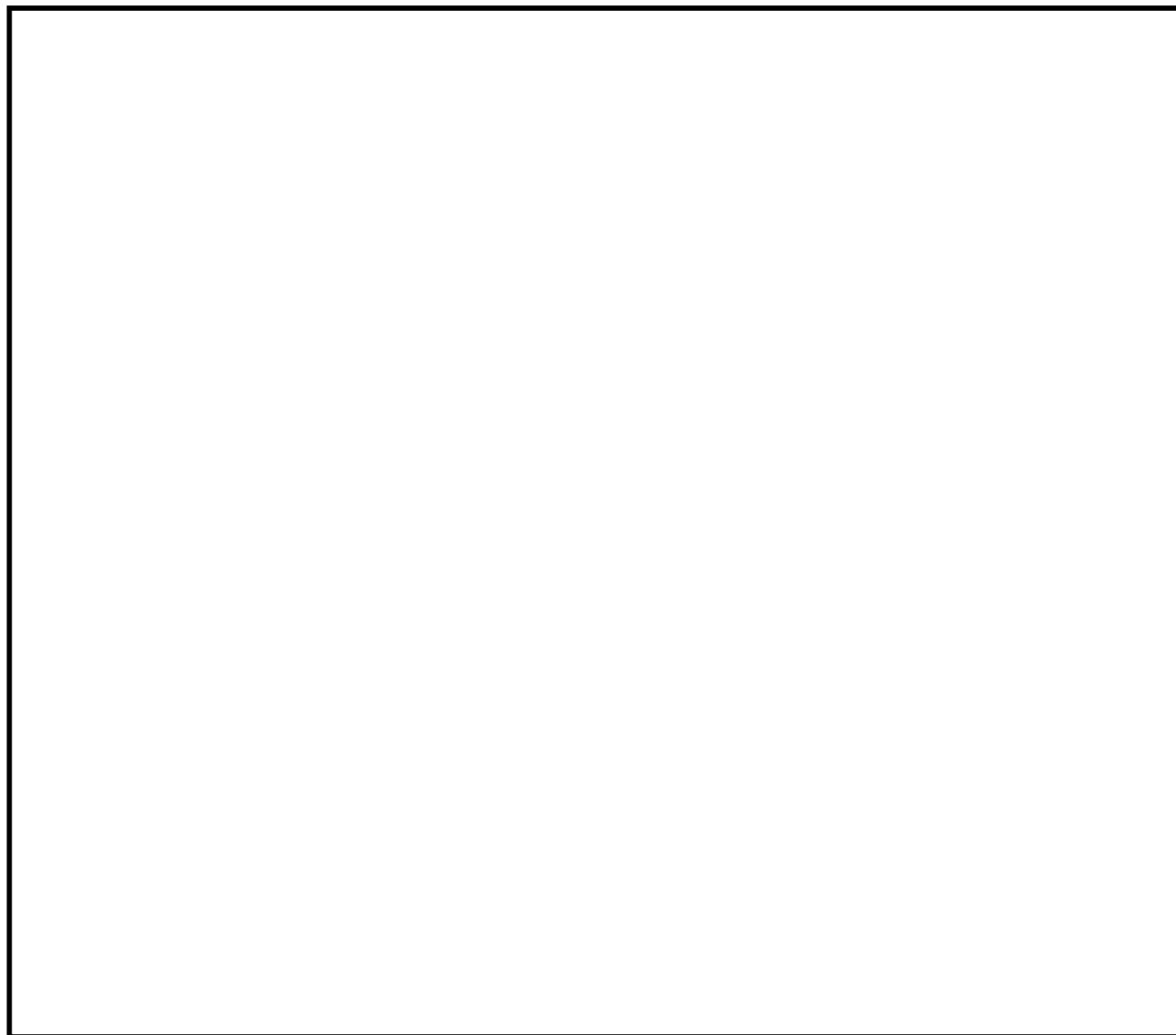
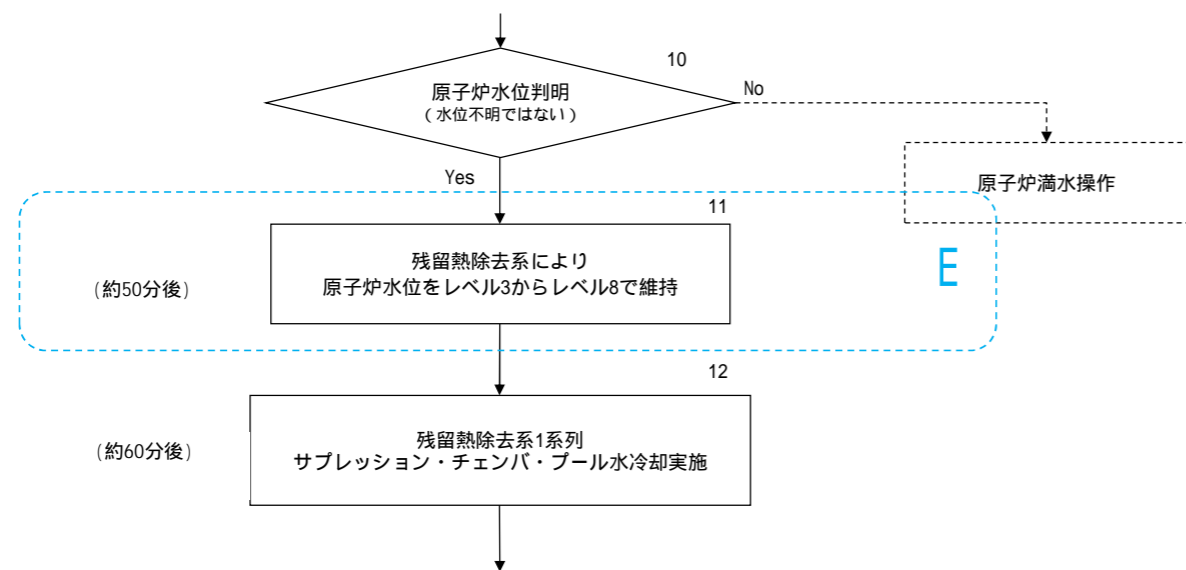
- 原子炉圧力低下必要時に自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。又は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
- 主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、復水器又は原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。
- 原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。
- 原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。
- 急速減圧実施中に原子炉へ注水可能な系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

主な監視操作内容

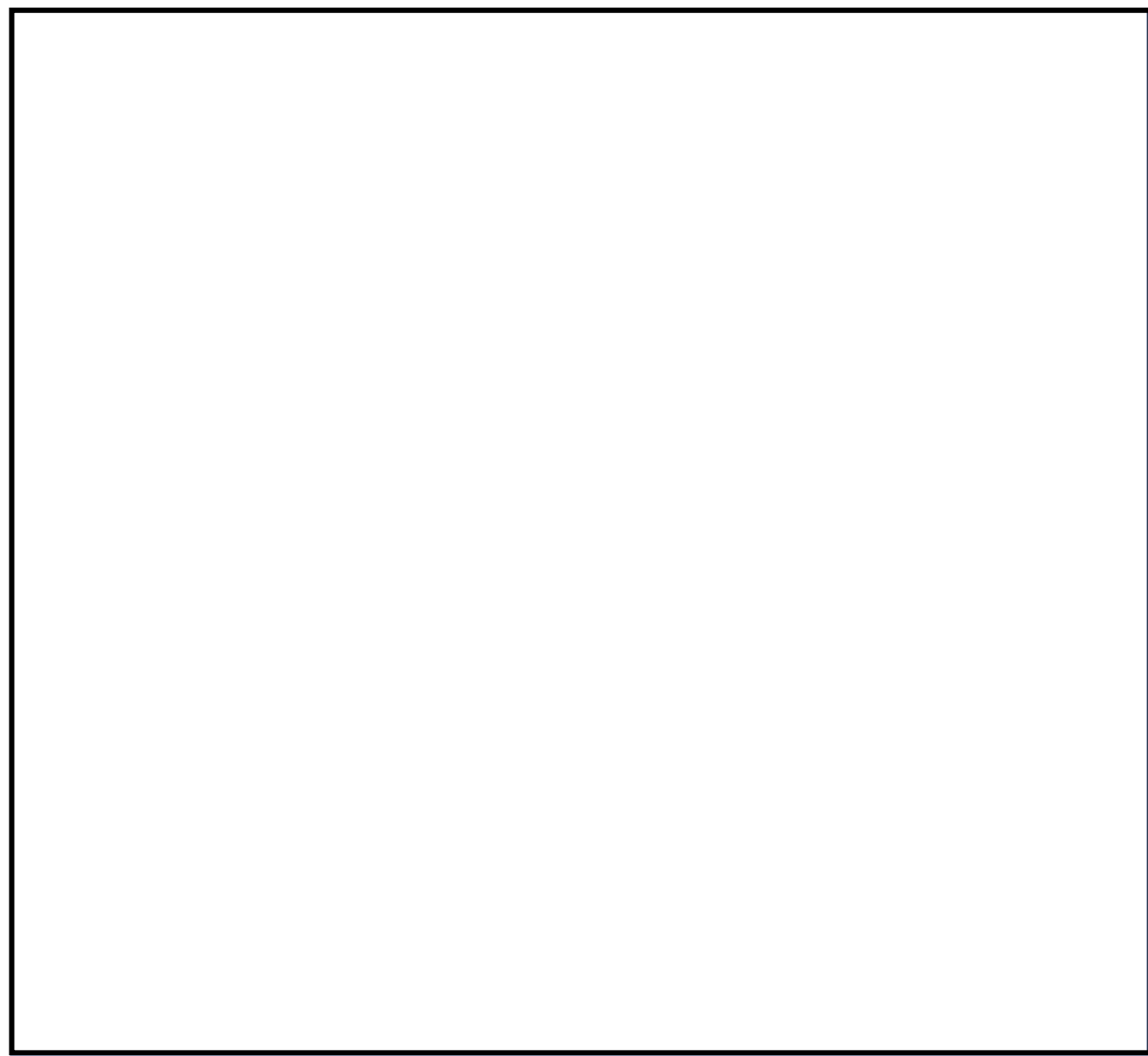
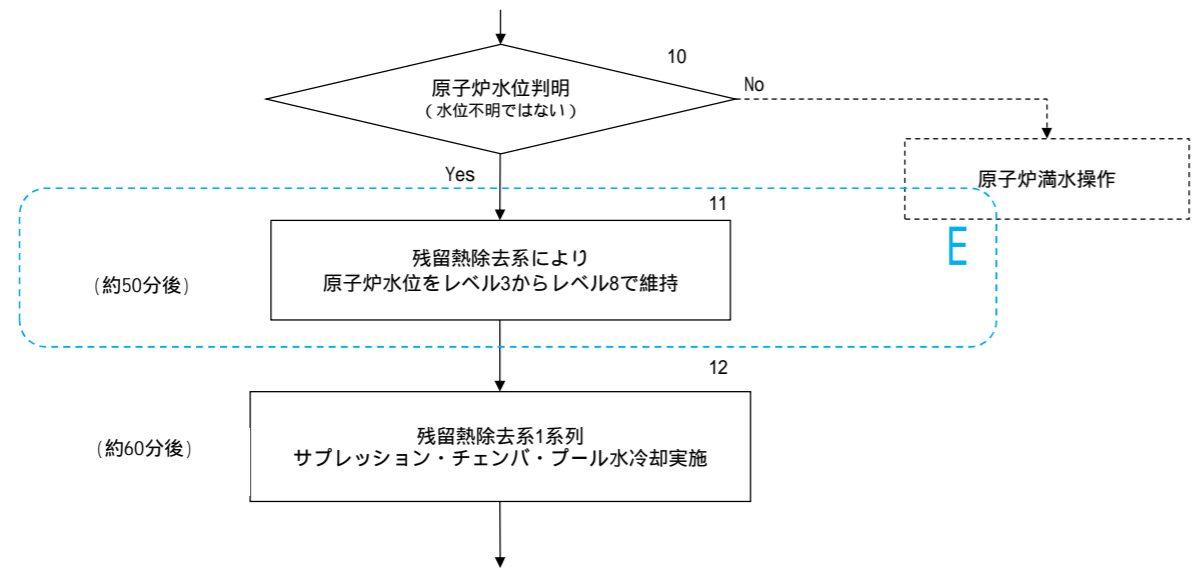
- 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上又は低圧代替注水系（常設）2台以上、低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2系統以上が起動していること、又はその状態が維持されていることを確認する。
- 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。
- 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
- 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安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」時必要最小弁数以上開放する。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ている場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御へ移行する。
- 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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。





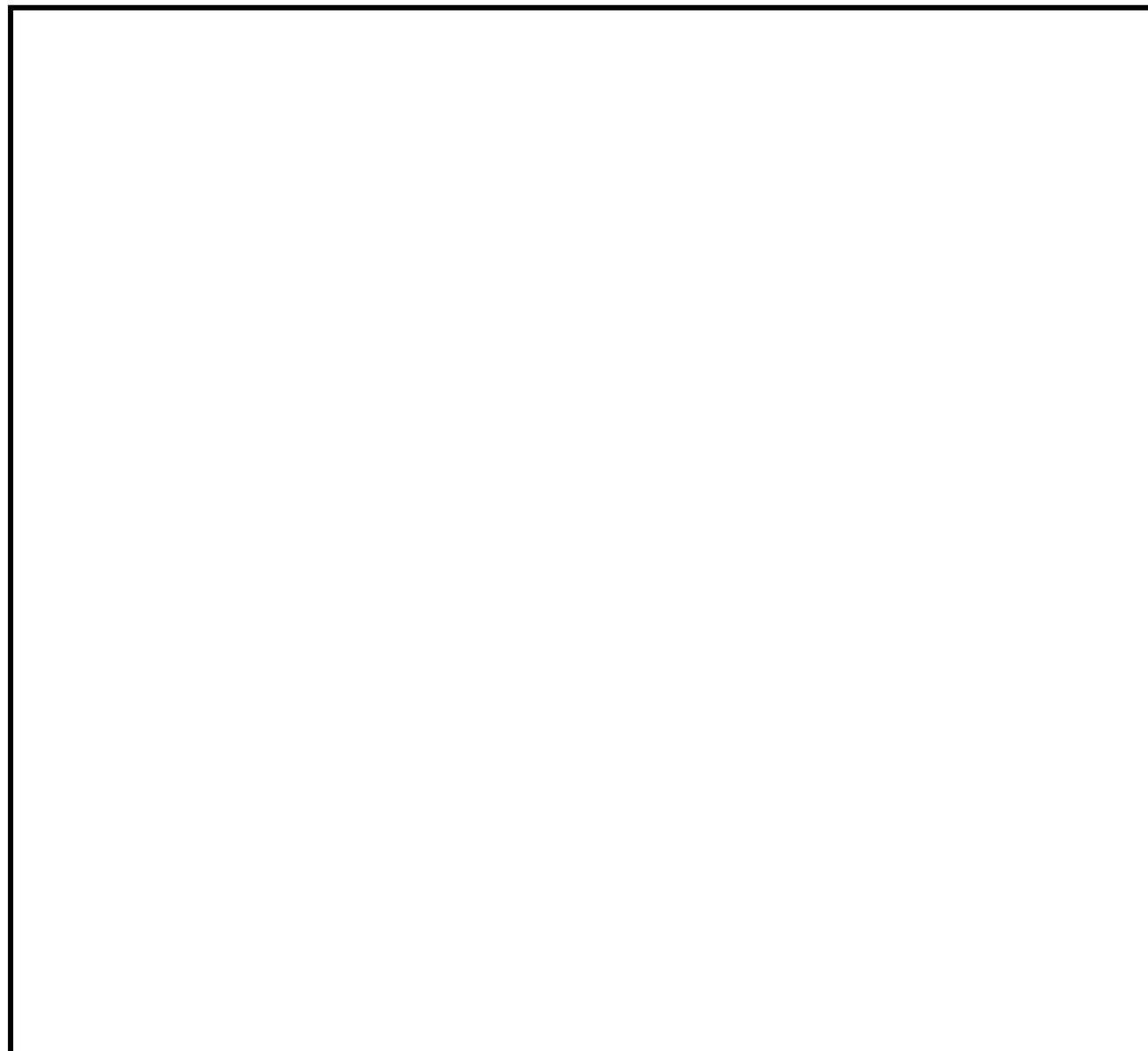
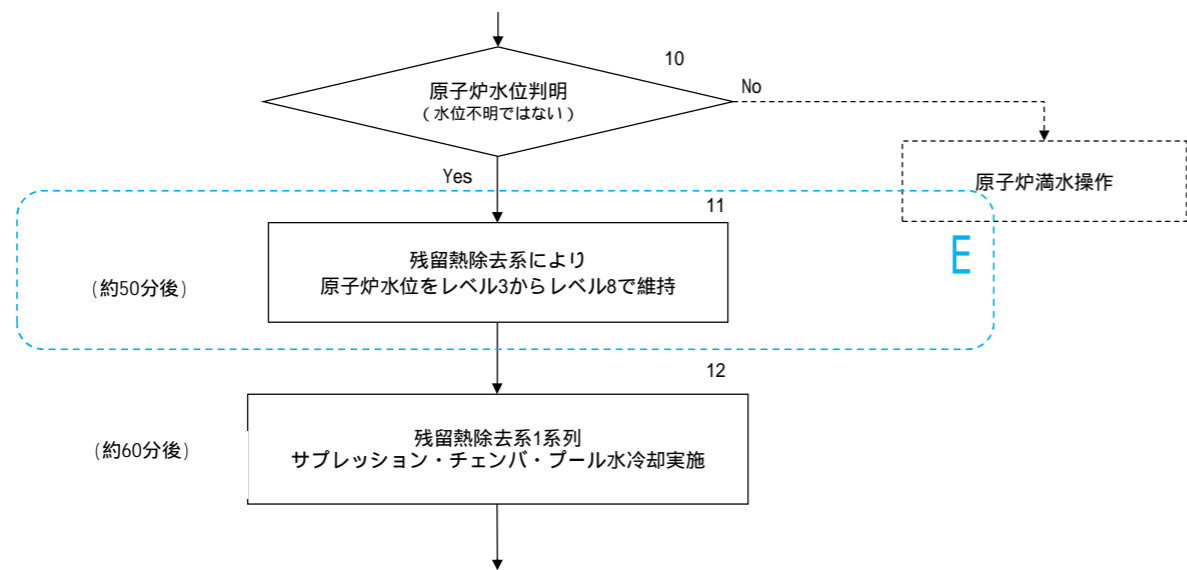
保安規定 添付1

<p>4 . 不測事態 ( 1 ) 水位回復</p>
<p>目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位を回復する。</li> </ul>
<p>導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>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</li> <li>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</li> <li>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、かつドライウェル空間部温度が飽和温度以下の場合</li> </ul>
<p>基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、消火系の起動を行う。</li> <li>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ない。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が1200 又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及び低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、消火系を起動する。</li> </ul>
<p>主な監視操作内容</p> <p><b>A . 水位回復</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が不明の場合、不測事態「水位不明」へ移行する。</li> <li>原子炉水位が有効燃料頂部より低下した時刻を記録する。</li> <li>原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系を起動する。</li> <li>低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、少なくとも1系統以上の起動を試みる。</li> <li>低圧で原子炉へ注水可能で系統1系統以上の起動ができない場合、低圧代替注水系（常設）2台以上、低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2系統以上を起動し、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>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」へ移行する。</li> </ul> <p><b>B . 水位上昇中</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が作動していない場合は、非常用炉心冷却系1系統以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>原子炉隔離時冷却系又は高圧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、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>原子炉隔離時冷却系又は高圧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」へ移行する。</li> </ul> <p><b>C . 水位下降中</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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又は高圧代替注水系を作動させる。</li> <li>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、又は原子炉隔離時冷却系又は高圧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」へ移行する。</li> </ul>



保安規定 添付1

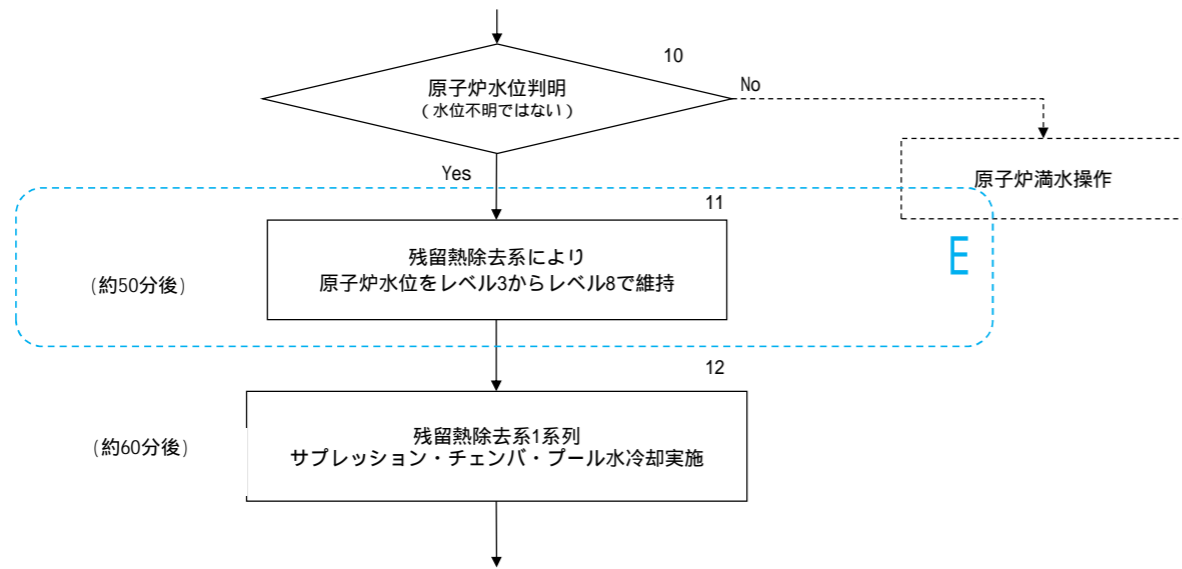
<p>1. 原子炉制御 (3) 水位確保</p>	
<p>目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。</li> </ul>	
<p>導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合</li> <li>「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サプレッションプール圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合</li> <li>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</li> <li>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、かつドライウェ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</li> <li>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</li> </ul>	<p>脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>
<p>基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。</li> </ul>	
<p>主な監視操作内容</p> <p><b>A. 水位確保</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位、原子炉圧力及び格納容器隔離、並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。</li> <li>作動すべきものが不作動の場合は、手動で作動させる。</li> </ul> <p><b>B. 水位</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧代替注水系、低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)、消火系又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に維持する。</li> <li>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、消防車の出動を要請する。</li> <li>給復水系及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、低圧代替注水系(常設)2台以上又は低圧代替注水系(可搬型)と消火系から2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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>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。</li> </ul>	



保安規定 添付1

<p><b>1. 原子炉制御</b> <b>(1) スクラム</b></p>	
<p><b>目的</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉を停止する。</li> <li>十分な炉心冷却状態を維持する。</li> <li>原子炉を冷温停止状態まで冷却する。</li> <li>一次及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。)</li> </ul>	
<p><b>導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム信号が発生した場合</li> <li>手動スクラムした場合</li> <li>各制御の脱出条件が成立した場合</li> </ul>	<p><b>脱出条件</b></p>
<p><b>基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。</li> <li>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。</li> <li>二次格納容器制御「原子炉建屋制御」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。</li> <li>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。</li> </ul>	
<p><b>主な監視操作内容</b></p> <p><b>A. 原子炉出力</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>重要警報「スクラム」の発信を確認する。</li> <li>全制御棒挿入状態を確認する。</li> <li>平均出力領域モニタの指示を確認する。</li> <li>自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及び代替制御棒挿入機能の動作を行う。</li> <li>原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。</li> <li>全制御棒が全挿入位置であること確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上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」へ移行する。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「反応度制御」で行う。</li> <li>原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態及び速度を確認する。</li> <li>平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。</li> </ul> <p><b>B. 原子炉水位</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位を確認する。</li> <li>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。</li> <li>タービン駆動給水ポンプの自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)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。</li> <li>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)</li> <li>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、高圧代替注水系、低圧代替注水系(常設) 低圧代替注水系(可搬型)、消火系又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。</li> <li>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、消防車の出動を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。</li> <li>原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</li> </ul>	

保安規定 添付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、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又は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖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「サプレッションプール水温制御」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開し、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」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管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プレッションプールの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサプレッションプール冷却を行う。
- 原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により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（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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及び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。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流/直流電源供給回復」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、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、空気抽出器及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。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合又は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖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。

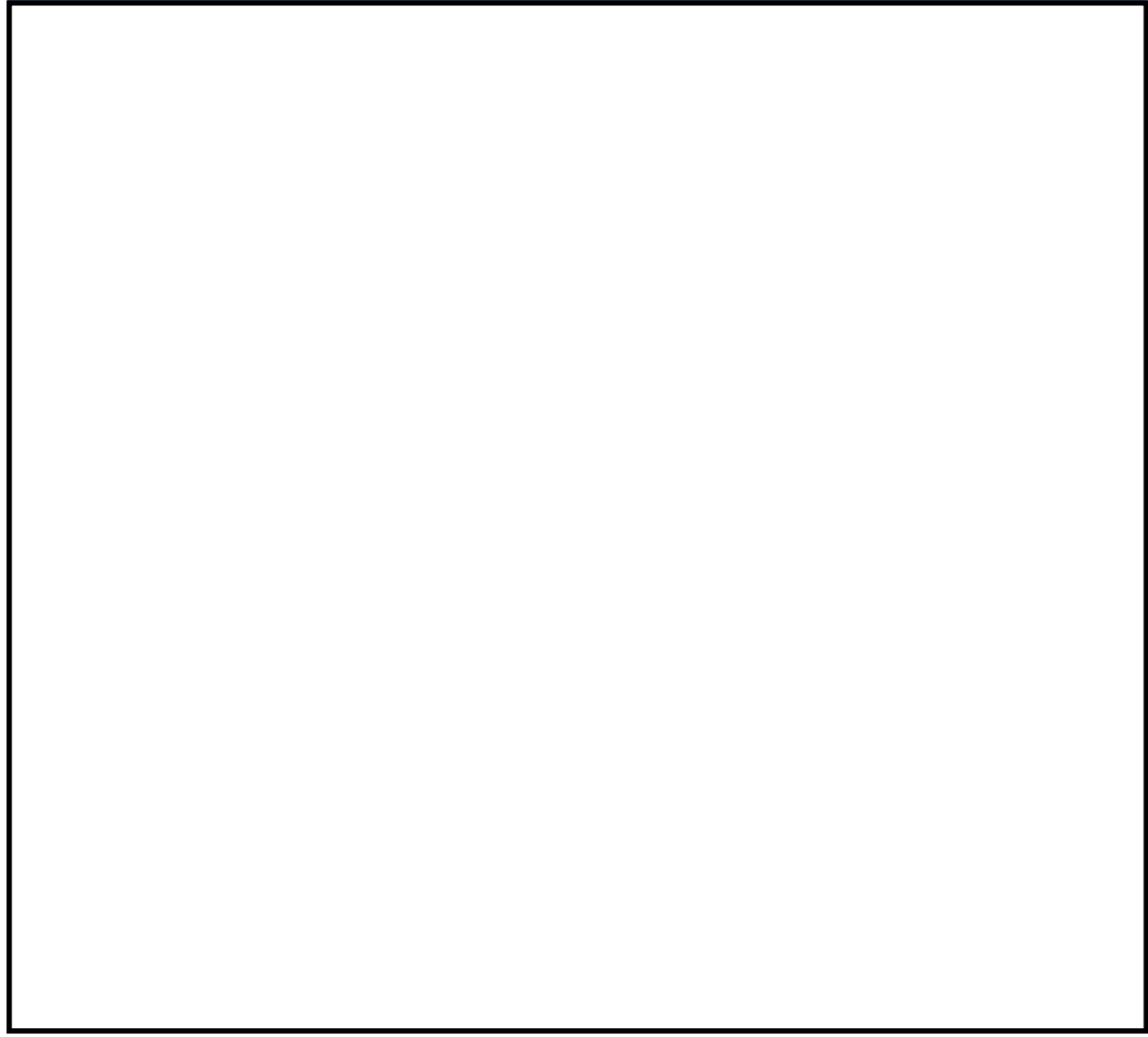
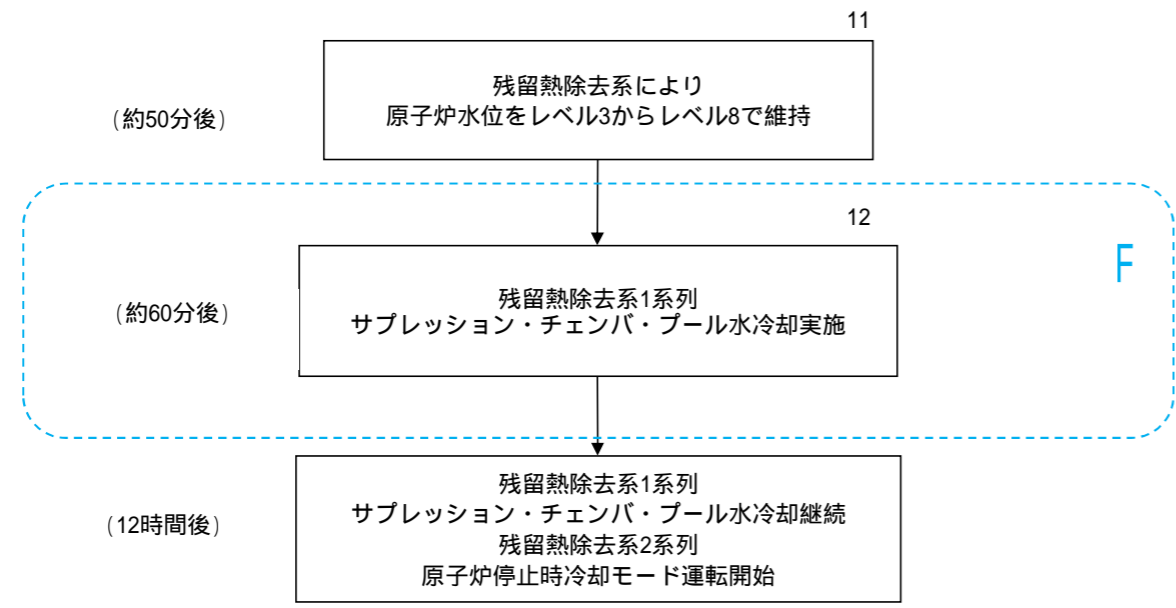
**E . モニタ確認**

- 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に異常が確認された場合は、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。

**F . 復旧**

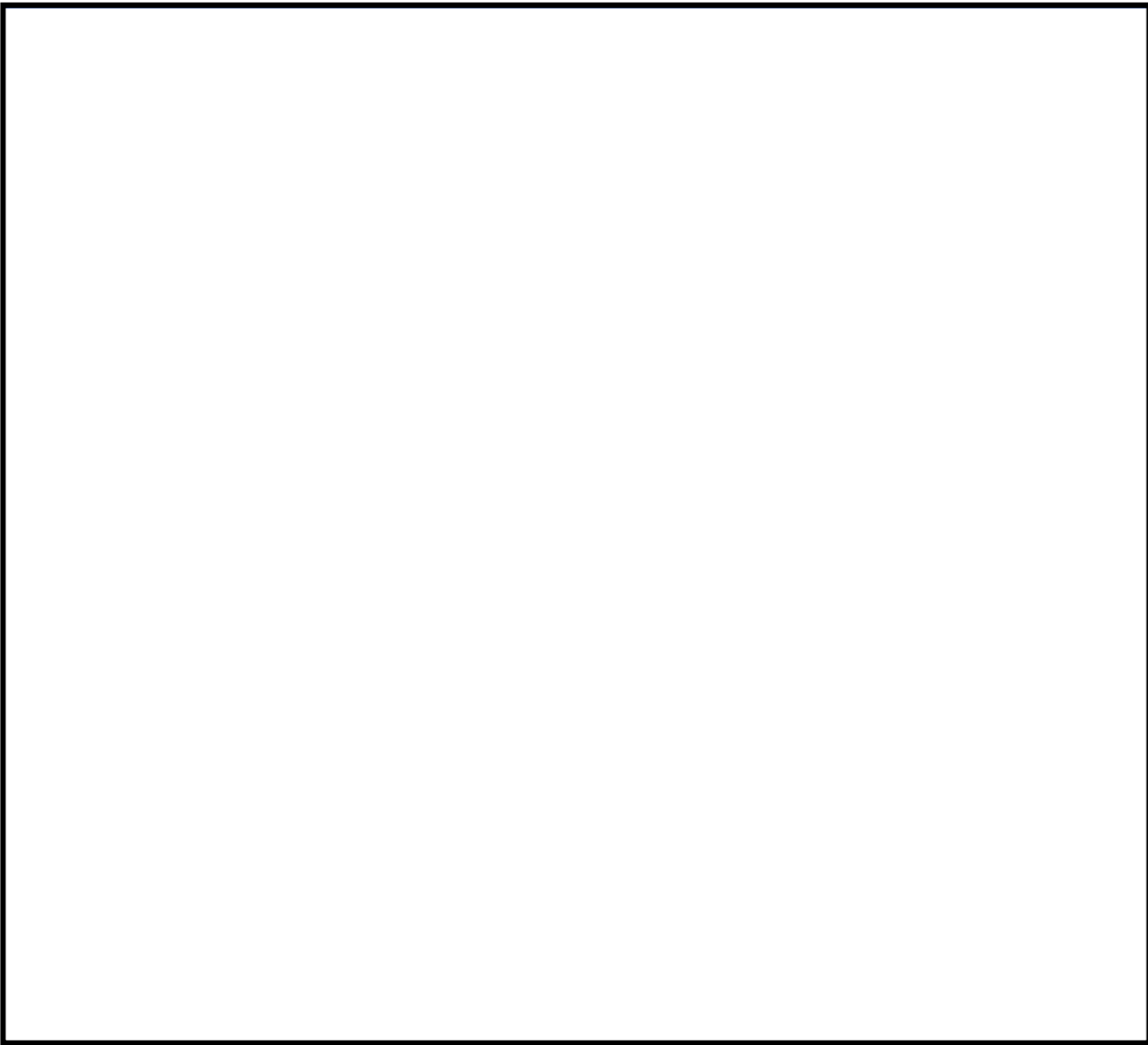
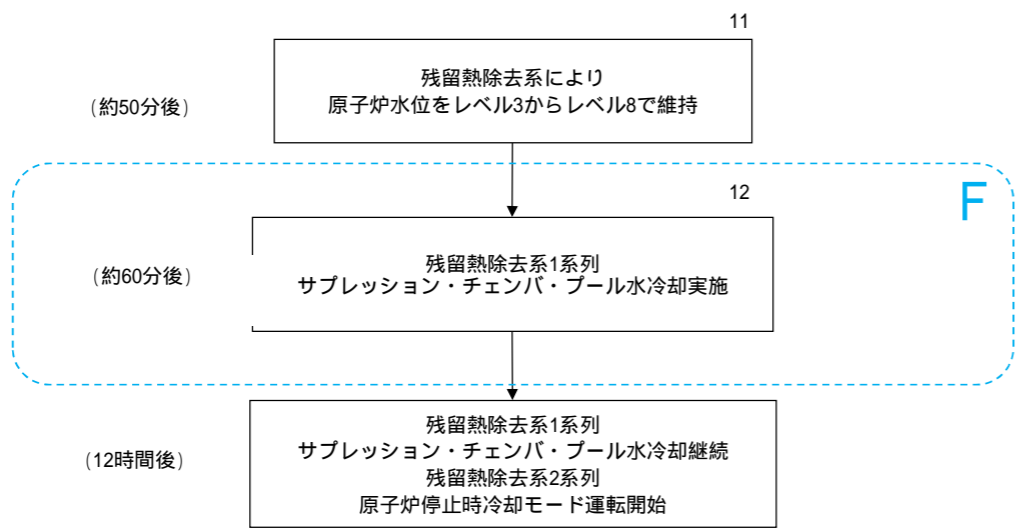
- 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- 格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- 原子炉圧力等の主要パラメータが安定していることを確認する。
- 格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- 原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- 主蒸気隔離弁が閉している場合、開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉減圧する。
- スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- 原子炉再循環ポンプが停止した場合、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 (1) スクラム 主な監視操作内容</p> <p><b>G. 一次格納容器制御への導入</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。)</li> </ul> <p><b>H. 二次格納容器制御への導入</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。)</li> </ul>
---



保安規定 添付1

<p>2. 一次格納容器制御 (3) サプレッションプール温度制御</p>	
<p>目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サブプレッションプールの水温及び空間部温度を監視し、制御する。</li> </ul>	
<p>導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>サブプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合</li> <li>サブプレッションプール空間部局所温度がサブプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合</li> </ul>	<p>脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サブプレッションプールのバルク水温の上昇が停止した場合</li> <li>サブプレッションプール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、又はサブプレッションプール空間部局所温度がサブプレッションプールスプレイ起動温度以上で手動スクラムした場合</li> <li>サブプレッションプール空間部局所温度の上昇が停止した場合</li> </ul>
<p>基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サブプレッションプール水温及びサブプレッションプール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。</li> </ul>	
<p>主な監視操作内容</p> <p><b>A. サプレッションプール水温制御</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サブプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サブプレッションプールの冷却を開始し、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。</li> <li>サブプレッションプール水温の上昇抑制を行っても、サブプレッションプール水温の上昇が継続したら、手動スクラムし、サブプレッションプール水温を確認する。サブプレッションプール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」へ移行し、サブプレッションプール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」へ移行する。</li> </ul> <p><b>B. サプレッションプール空間部温度制御</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サブプレッションプール空間部局所温度がサブプレッションプールスプレイ起動温度まで上昇したらサブプレッションスプレイを作動させ、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。</li> <li>サブプレッションプール空間部局所温度の上昇抑制を行っても、サブプレッションプール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。サブプレッションプール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」へ移行し、サブプレッションプール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」へ移行する。</li> </ul>	

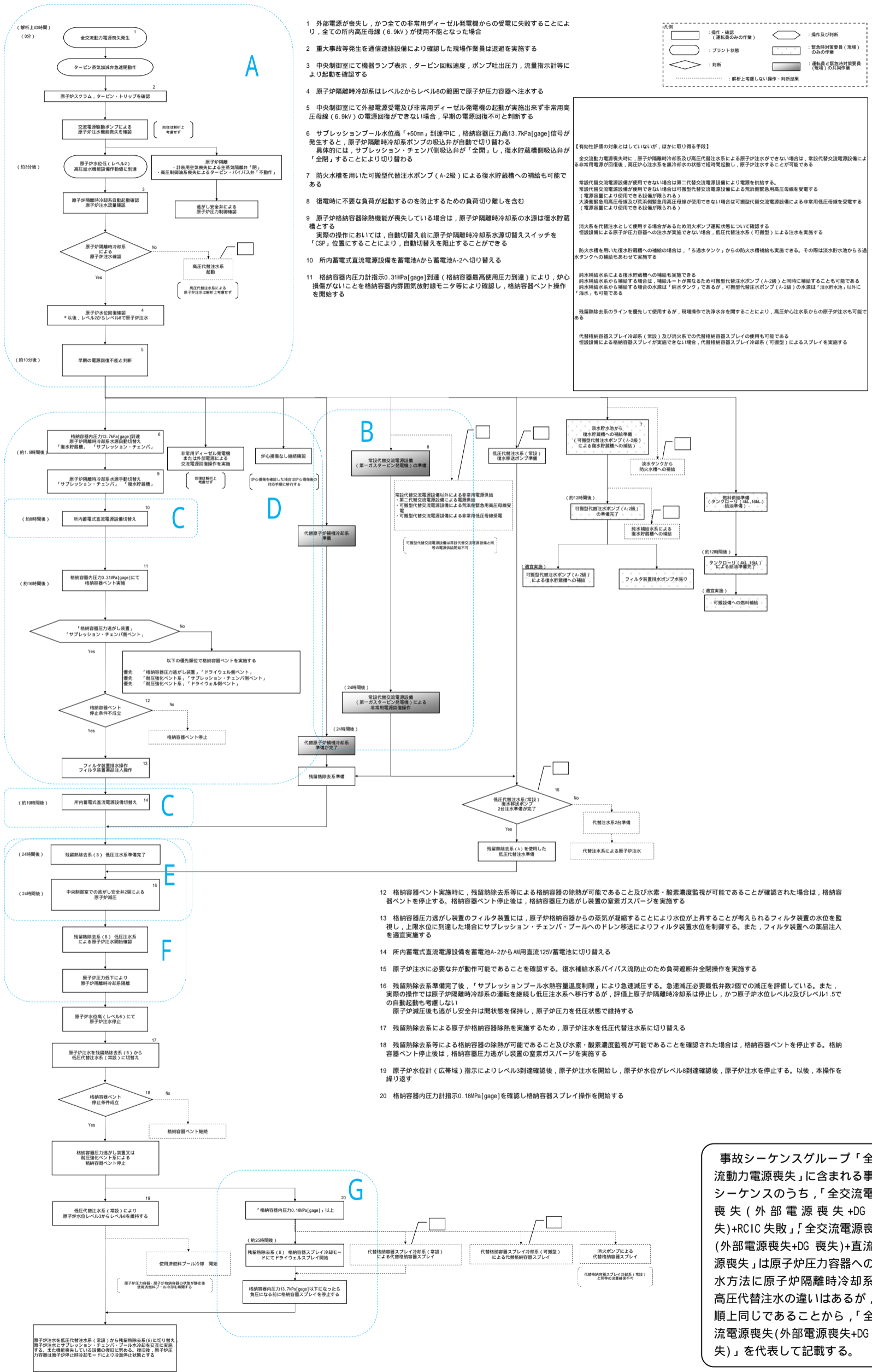
重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理

3. 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失 + DG 喪失)」の対応手順の概要

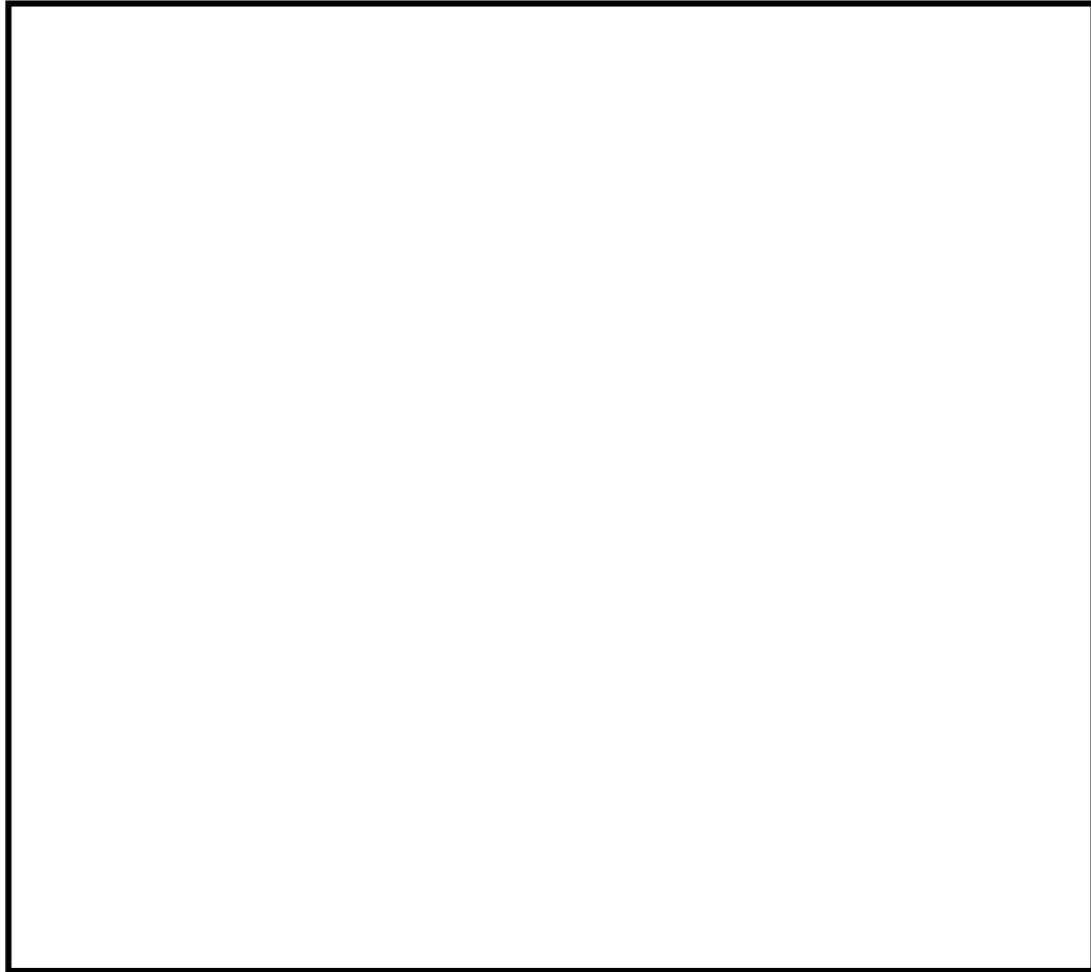
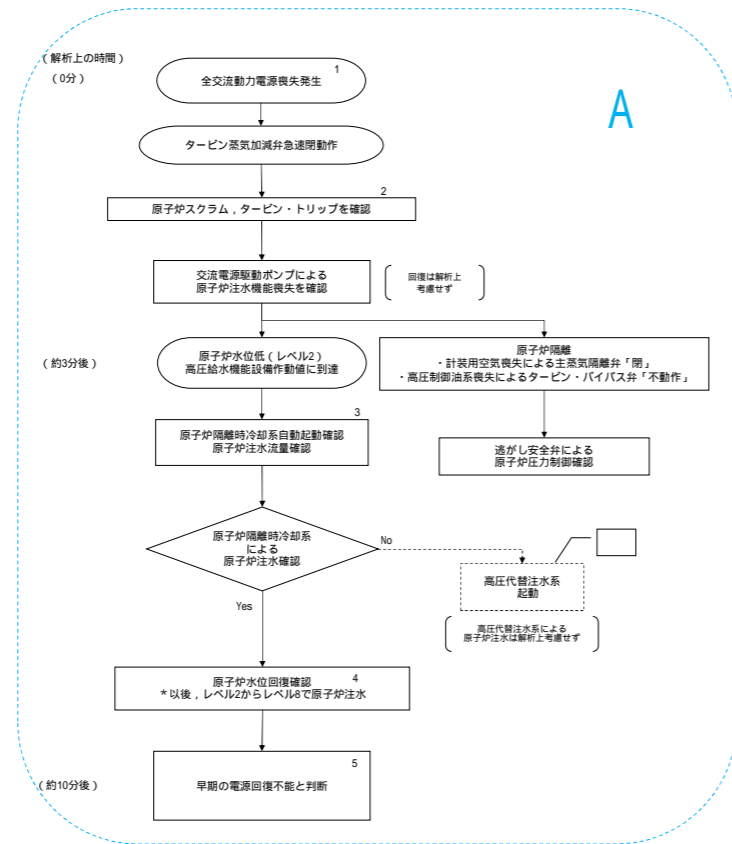
「全交流動力電源喪失(外部電源喪失 + DG 喪失) + RCIC 失敗」の対応手順の概要

「全交流動力電源喪失(外部電源喪失 + DG 喪失) + 直流電源喪失」の対応手順の概要

第 7.1.3.1 - 5 図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失 + DG 喪失)」の対応手順の概要



事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に含まれる事故シーケンスのうち、「全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗」「全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)+直流電源喪失」は原子炉圧力容器への注水方法に原子炉隔離時冷却系と高圧代替注水の違いはあるが、手順上同じであることから、「全交流電源喪失(外部電源喪失+DG 喪失)」を代表して記載する。



保安規定 添付1

1. 原子炉制御  
(1) スクラム

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。
- 一次及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。)

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

脱出条件

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「原子炉建屋制御」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。

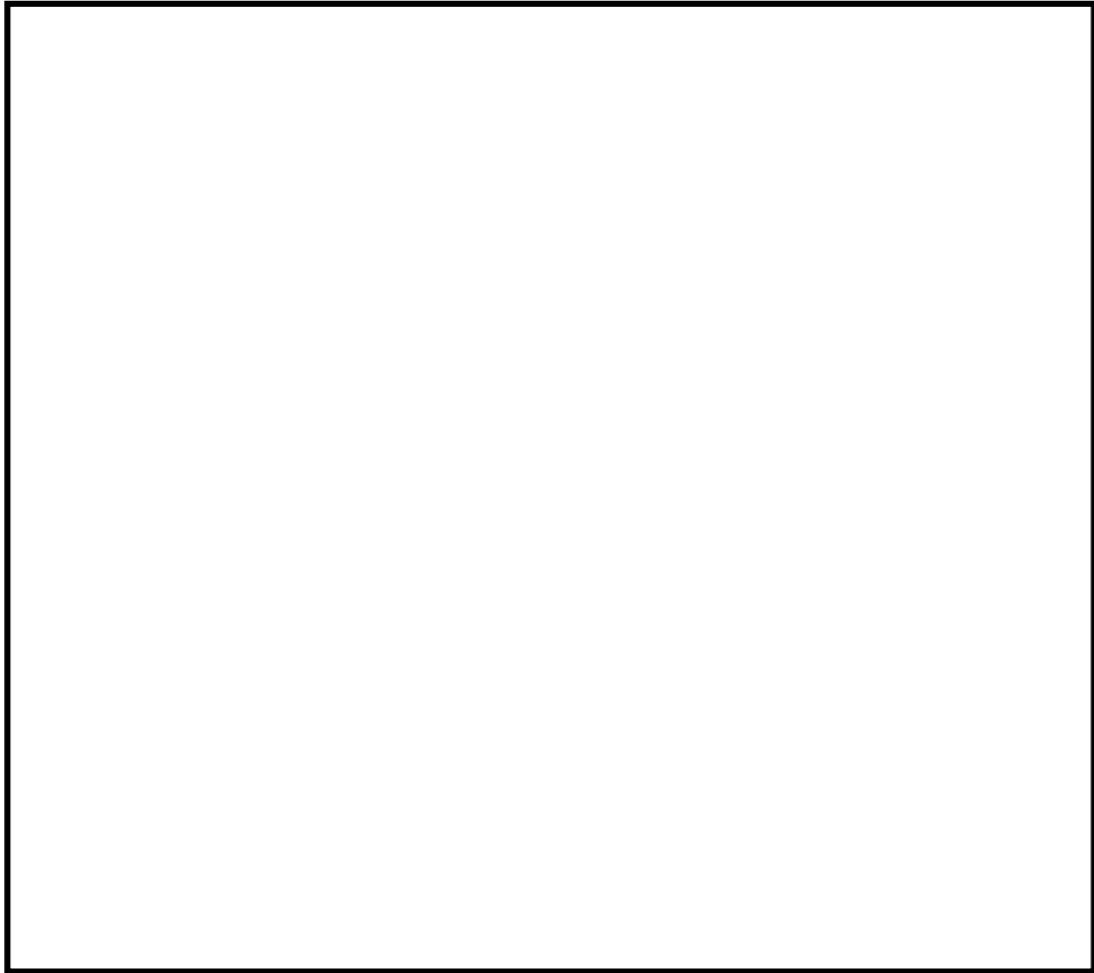
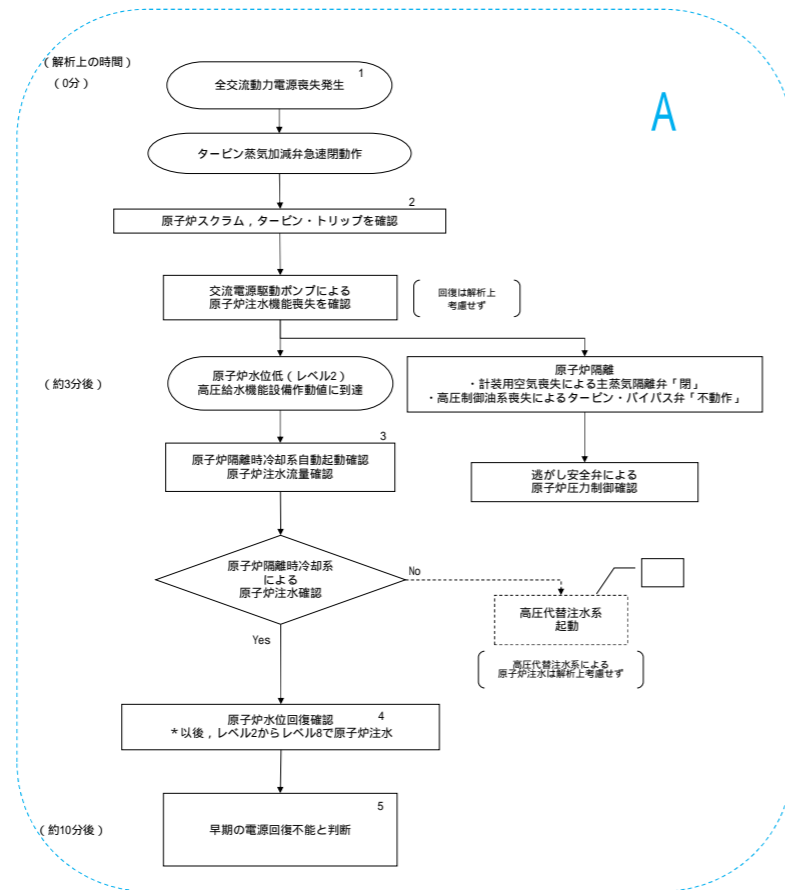
主な監視操作内容

A. 原子炉出力

- 重要警報「スクラム」の発信を確認する。
- 全制御棒挿入状態を確認する。
- 平均出力領域モニタの指示を確認する。
- 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及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確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上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」へ移行する。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「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及び速度を確認する。
- 平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。

B. 原子炉水位

- 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の自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)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、高圧代替注水系、低圧代替注水系(常設) 低圧代替注水系(可搬型)、消火系又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、消防車の出動を要請し、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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。



## 保安規定 添付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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- 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、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又は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖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「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開し、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」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管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プール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プール冷却を行う。
- 原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により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（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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

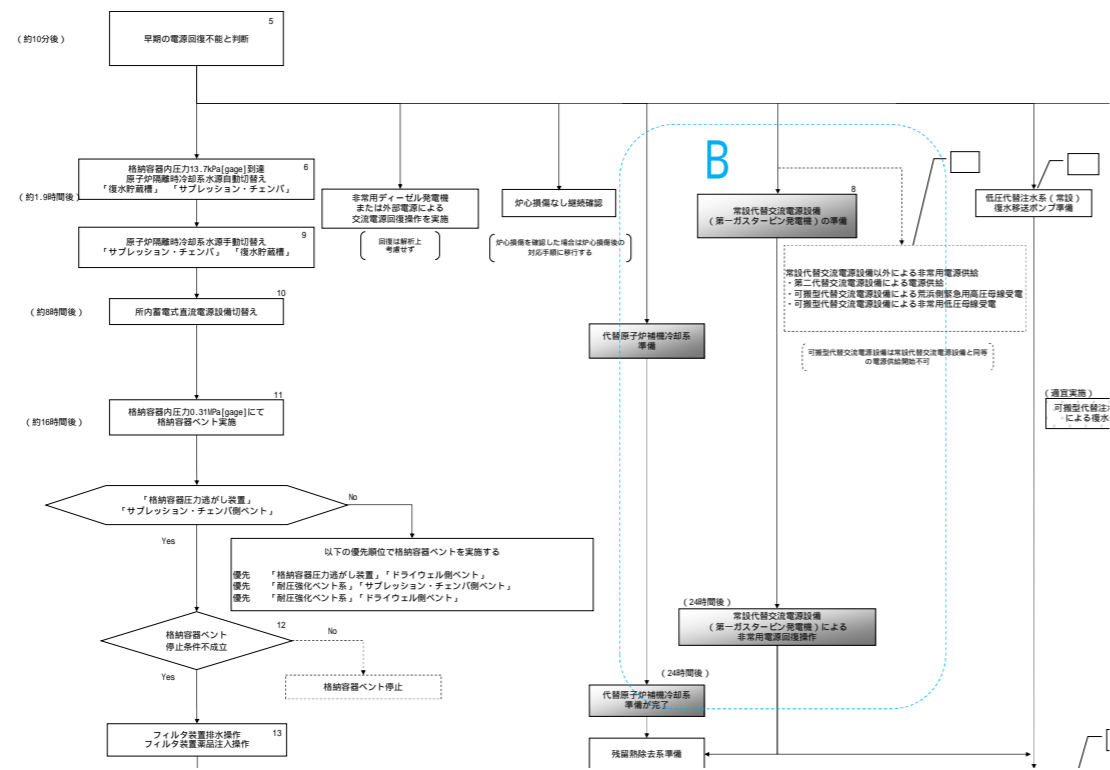
- 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
- タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
- 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流/直流電源供給回復」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合又は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- 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に異常が確認された場合は、「復旧」操作へ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。
- 原子炉冷却材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、原子炉建屋換気空調系を起動し、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、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減圧する。
- 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、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

目的  
・ 交流電源及び直流電源の供給を回復し、維持する。

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

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。

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況を随時把握する。
- ・ 原子炉補機冷却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、代替熱交換器車接続の要請・準備、及び原子炉隔離時冷却系又は高圧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。サブプレッションプール圧力が310kPa以上となった場合は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。

B. 電源構成

- ・ 常設代替電源設備、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。

C. 給電

- ・ 常設代替電源設備、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。

D. 直流電源確保

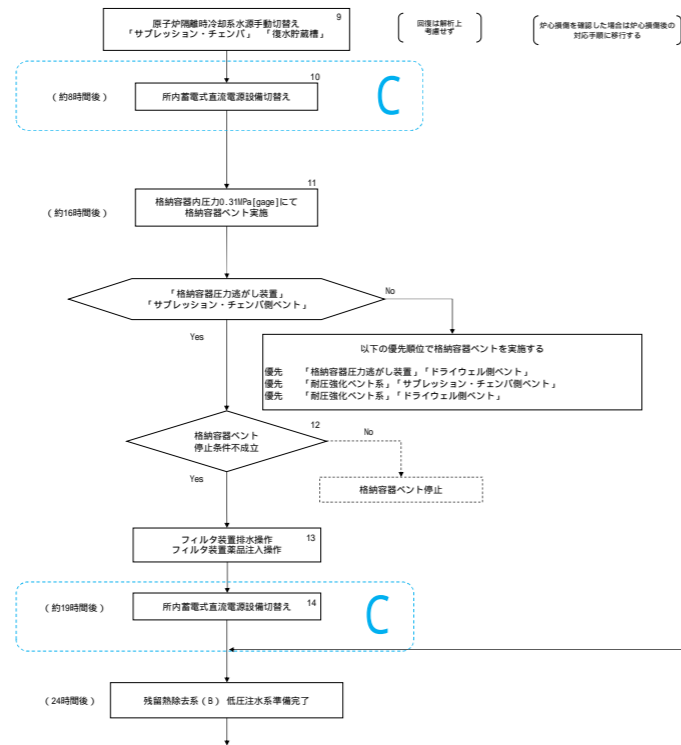
- ・ 所内蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。

E. 直流電源回復

- ・ 常設代替電源設備、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。

F. 復旧

- ・ 常設電源設備又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

目的  
・ 交流電源及び直流電源の供給を回復し、維持する。

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

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。

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況を随時把握する。
- ・ 原子炉補機冷却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、代替熱交換器車接続の要請・準備、及び原子炉隔離時冷却系又は高圧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。サブプレッションプール圧力が310kPa以上となった場合は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。

B. 電源構成

- ・ 常設代替電源設備、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。

C. 給電

- ・ 常設代替電源設備、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。

D. 直流電源確保

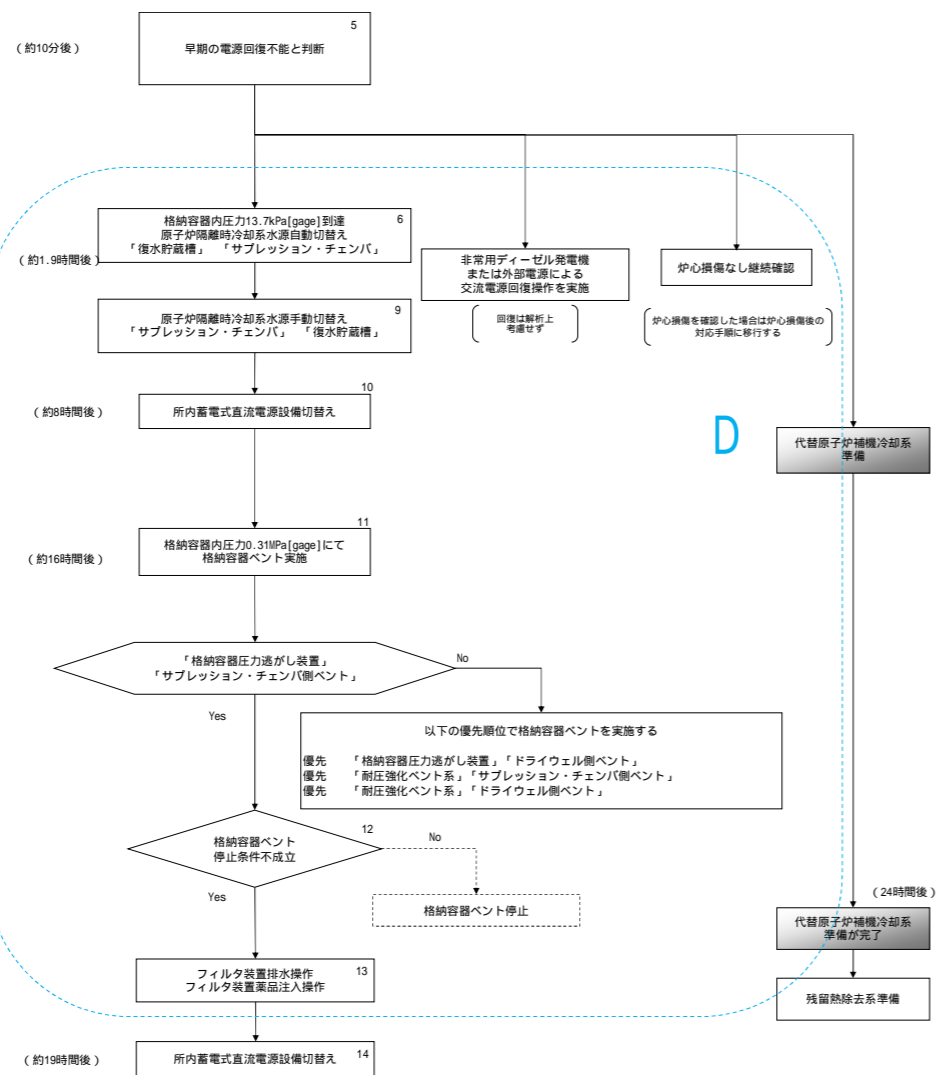
- ・ 所内蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。

E. 直流電源回復

- ・ 常設代替電源設備、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。

F. 復旧

- ・ 常設電源設備又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替える。



保安規定 添付1

1. 原子炉制御  
(1) スクラム  
主な監視操作内容

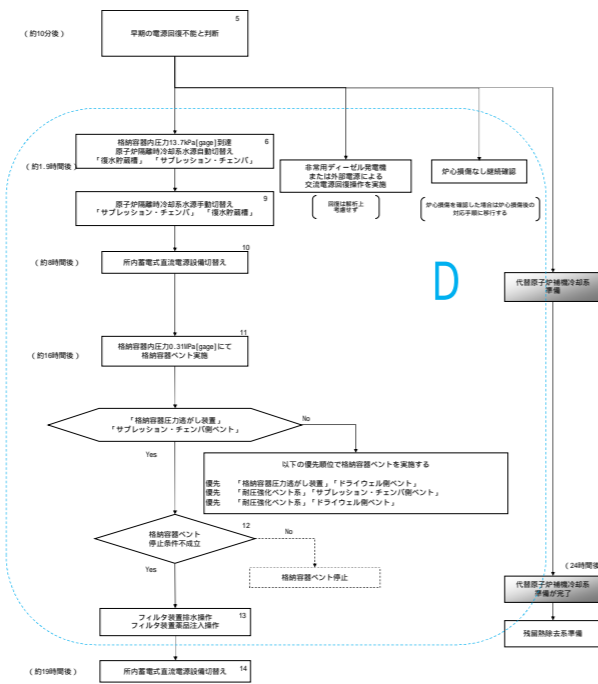
G. 一次格納容器制御への導入

・ 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

2. 一次格納容器制御  
(1) 格納容器圧力制御

目的

- 格納容器圧力を監視し、制御する。

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

脱出条件

- ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであり、ドライウエル温度が66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

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、サブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力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、格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。
- 一次格納容器内で原子炉冷却材圧力バウダリの大破断が発生した場合、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプル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ため、速やかにドライウエルスプレイ及びサブプレッションプル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。

主な監視操作内容

A. 格納容器圧力制御

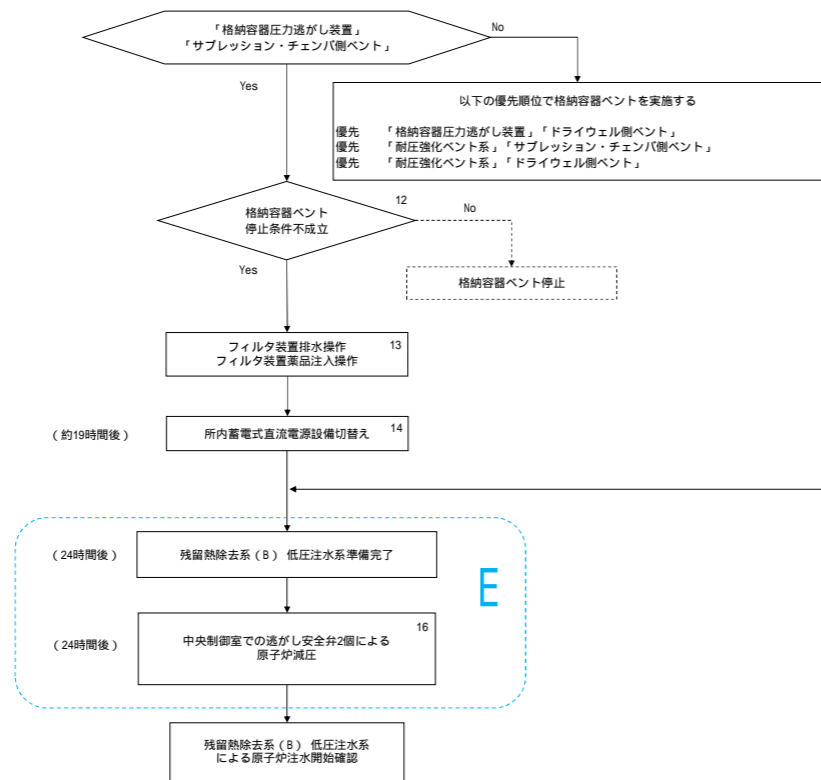
- ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。
- ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。
- ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、高圧炉心注水系、低圧注水系A系、原子炉隔離時冷却系による原子炉水位維持を確認した後に、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプルスプレイを起動する。また、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。
- 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を行う。
- サブプレッションプール圧力が非常用炉心冷却系作動圧力に達した場合は、サブプレッションプルスプレイを起動する。
- サブプレッションプール圧力がドライウエルスプレイ起動圧力に達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプルスプレイを起動する。
- サブプレッションプール圧力が圧力制限条件以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。
- サブプレッションプール圧力が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及びサブプレッションプル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。

B. 原子炉満水

- サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値に達した場合は、「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開いているか、又は電動駆動給水ポンプ、高圧炉心注水系が原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
- 給復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、消火系又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。
- サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持される場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。

C. 格納容器ベント

- サブプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は、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、サブプレッションプール側フィルターベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウエル側フィルターベントラインを使用する。フィルターベントラインが使用出来ない場合は、サブプレッションプール側耐圧ベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウエル側耐圧ベントラインを使用する。



保安規定 添付1

2. 一次格納容器制御  
(3) サプレッションプール温度制御

<p><b>目的</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプールの水温及び空間部温度を監視し、制御する。</li> </ul>	
<p><b>導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 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</li> <li>・ サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合</li> <li>・ サプレッションプール空間部局所温度がサブプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合</li> </ul>	<p><b>脱出条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプールのバルク水温の上昇が停止した場合</li> <li>・ サプレッションプール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、又はサブプレッションプール空間部局所温度がサブプレッションプールスプレイ起動温度以上で手動スクラムした場合</li> <li>・ サプレッションプール空間部局所温度の上昇が停止した場合</li> </ul>
<p><b>基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水温及びサブプレッションプール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。</li> </ul>	
<p><b>主な監視操作内容</b></p> <p><b>A. サプレッションプール水温制御</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サブプレッションプールの冷却を開始し、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。</li> <li>・ サプレッションプール水温の上昇抑制を行っても、サブプレッションプール水温の上昇が継続したら、手動スクラムし、サブプレッションプール水温を確認する。サブプレッションプール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」へ移行し、サブプレッションプール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」へ移行する。</li> </ul> <p><b>B. サプレッションプール空間部温度制御</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプール空間部局所温度がサブプレッションプールスプレイ起動温度まで上昇したらサブプレッションスプレイを作動させ、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。</li> <li>・ サプレッションプール空間部局所温度の上昇抑制を行っても、サブプレッションプール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。サブプレッションプール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」へ移行し、サブプレッションプール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」へ移行する。</li> </ul>	

保安規定 添付1

4. 不測事態  
(2) 急速減圧

目的

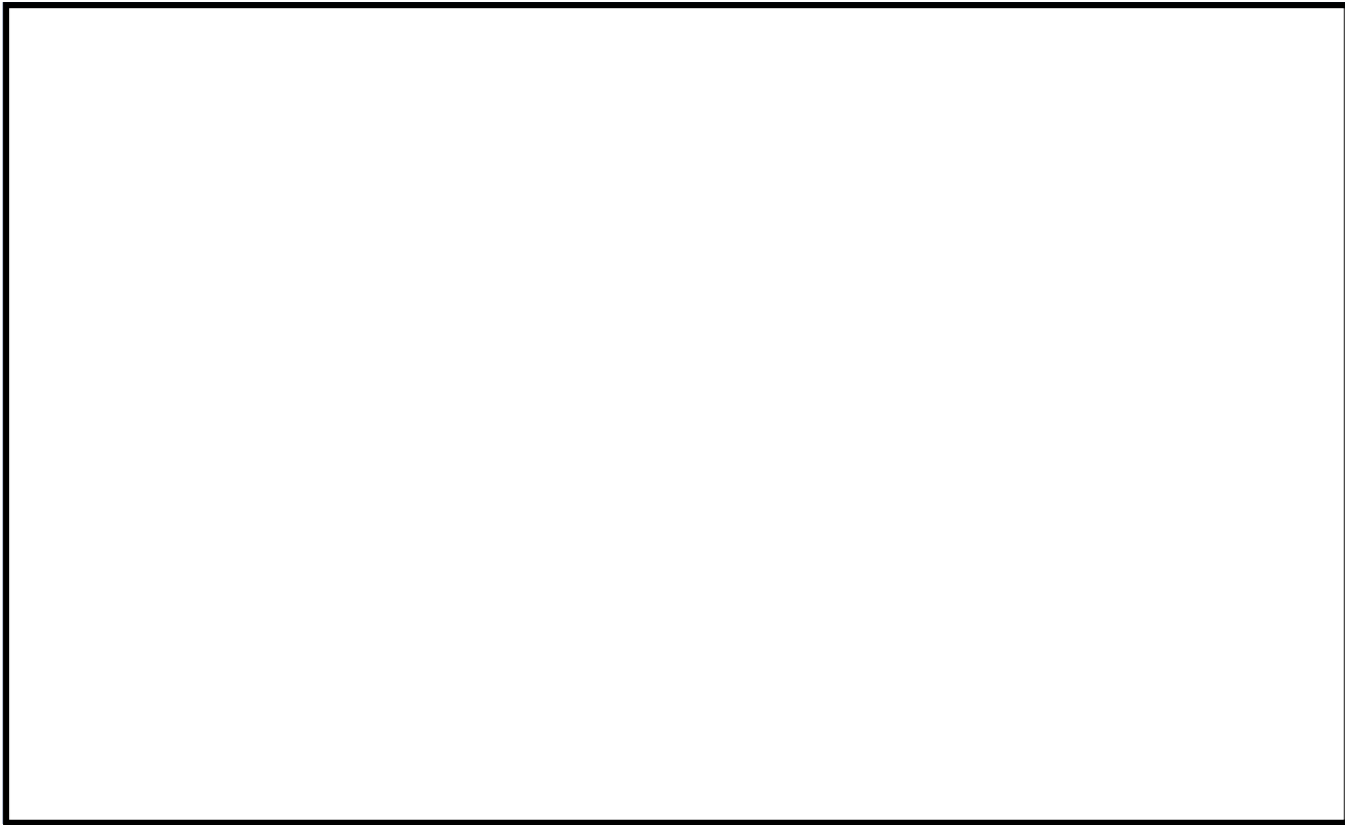
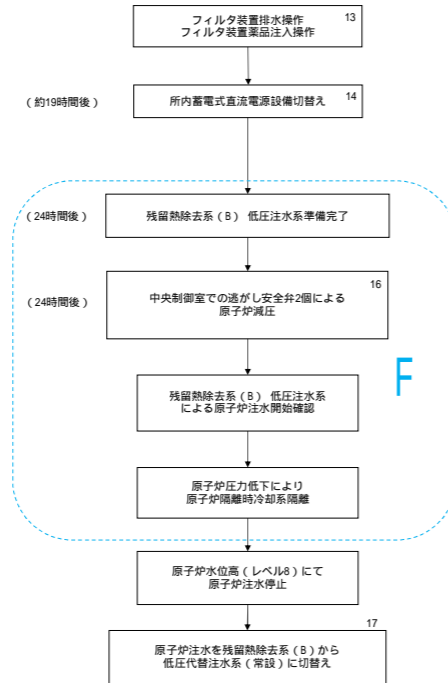
- 原子炉を速やかに減圧する。

導入条件

- 原子炉制御「水位確保」において、給復水系及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、低圧代替注水系（常設）2台以上又は低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2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、サブレーションプール水温がサブレーションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
- 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サブレーションプール圧力が圧力制限条件以上となった場合
- ドライウェル温度制御においてドライウェル空間部局所温度が103に接近した場合、又はドライウェル局所温度90にて手動スクラム後もドライウェル圧力が上昇して13.7kPa以上でドライウェルスプレイできない場合
- 不測事態「水位回復」において、給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、低圧代替注水系（常設）2台以上又は低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2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又は高圧代替注水系が起動できない場合、又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又は高圧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又は高圧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1系統以上、低圧代替注水系（常設）2台以上又は低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2系統以上が起動できた場合
- 一次格納容器制御「サブレーションプール水位制御」において、サブレーションプール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「サブレーションプール水位制御」において、サブレーションプール水位が通常運転時低水位制限以下になった場合又はSRVテールパイプ制限禁止領域の場合
- 一次格納容器制御「サブレーションプール温度制御」において、サブレーションプール水温がサブレーションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
- 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」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。

基本的な考え方

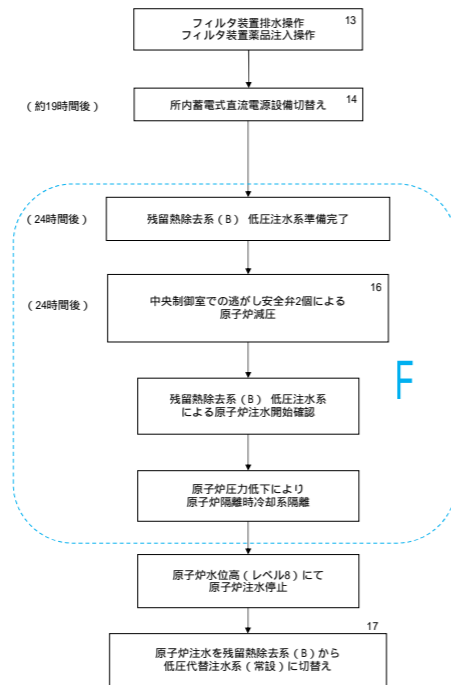
- 原子炉圧力低下必要時に自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。又は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
- 主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、復水器又は原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。
- 原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。
- 原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。
- 急速減圧実施中に原子炉へ注水可能な系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。

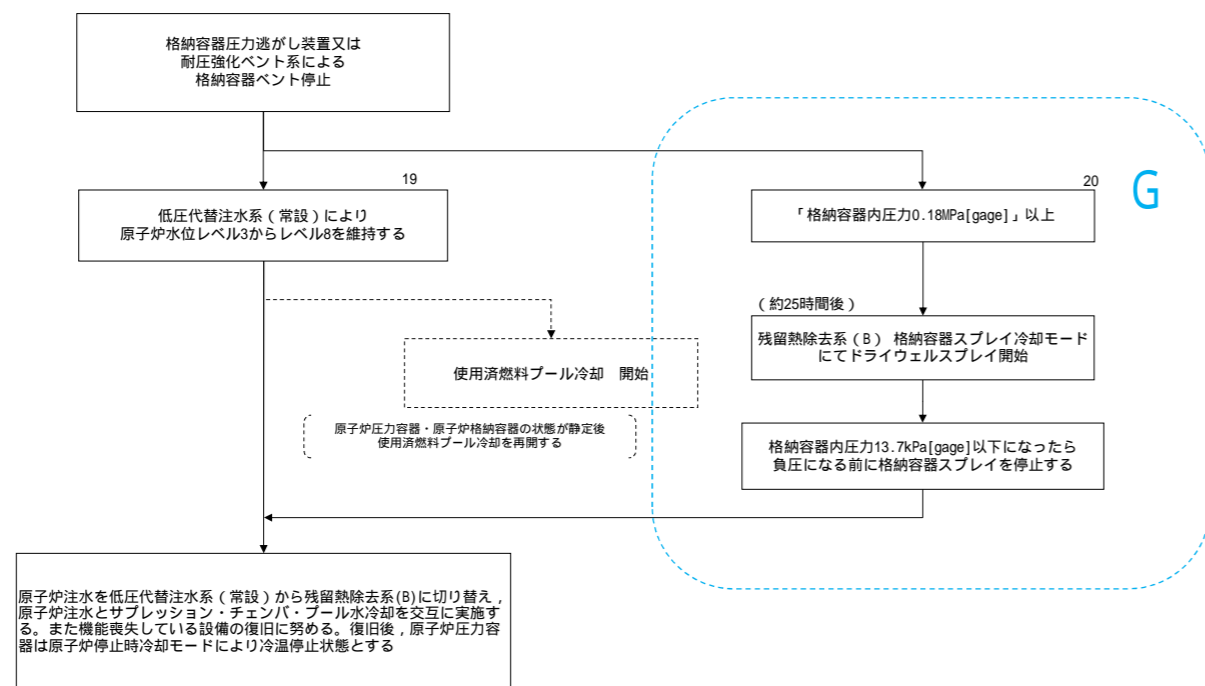


保安規定 添付1

主な監視操作内容

- ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上又は低圧代替注水系（常設）2台以上、低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2系統以上が起動していること、又はその状態が維持されていることを確認する。
- ・ 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。
- ・ 自動減圧系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、自動減圧系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」時必要弁数開放する。
- ・ 自動減圧系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」時必要弁数開放できなければ、自動減圧系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」時必要最小弁数以上開放する。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ている場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御へ移行する。
- ・ 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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。





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

目的

- 格納容器圧力を監視し、制御する。

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

脱出条件

- ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであり、ドライウエル温度が66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

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、サブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力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、格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。
- 一次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、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプール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ため、速やかにドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールの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。

主な監視操作内容

A. 格納容器圧力制御

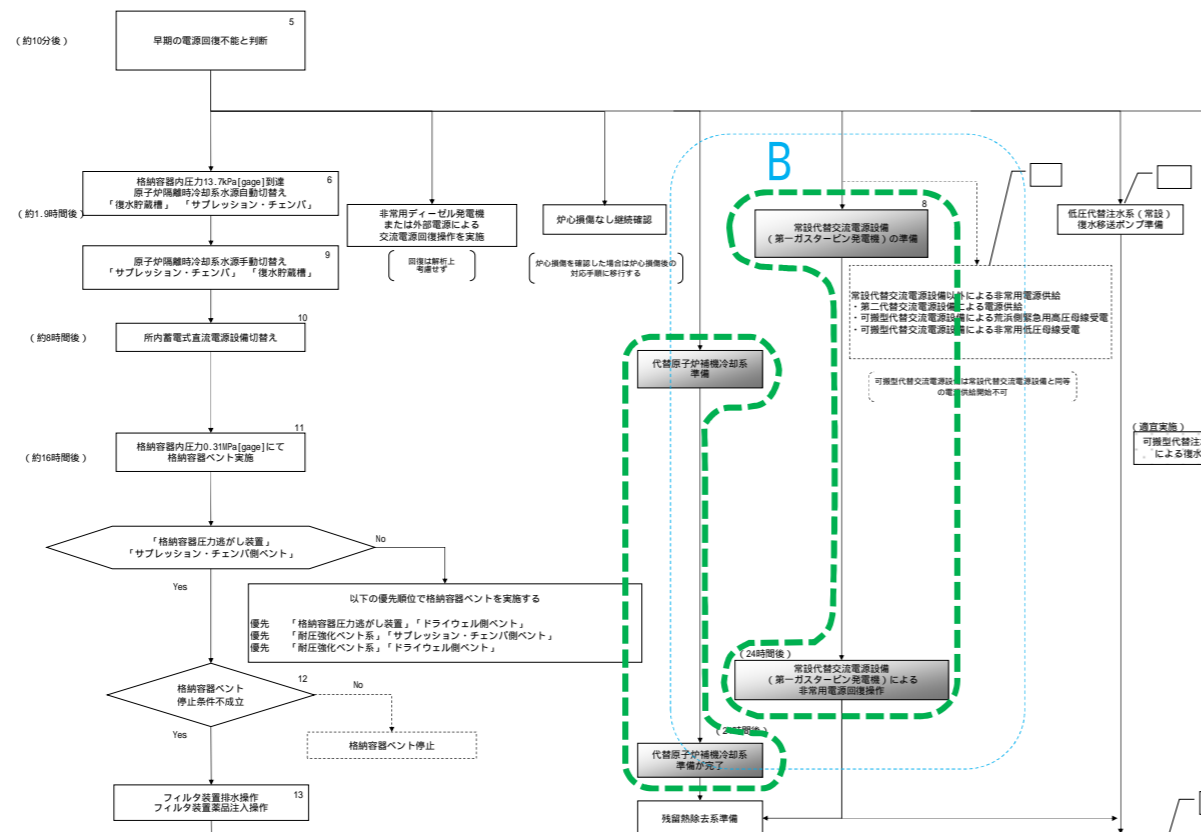
- ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。
- ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。
- ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、高圧炉心注水系、低圧注水系A系、原子炉隔離時冷却系による原子炉水位維持を確認した後に、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールスプレイを起動する。また、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。
- 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を行う。
- サブプレッションプール圧力が非常用炉心冷却系作動圧力に達した場合は、サブプレッションプールスプレイを起動する。
- サブプレッションプール圧力がドライウエルスプレイ起動圧力に達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールスプレイを起動する。
- サブプレッションプール圧力が圧力制限条件以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。
- サブプレッションプール圧力が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及びサブプレッションプール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。

B. 原子炉満水

- サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値に達した場合は、「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開いているか、又は電動駆動給水ポンプ、高圧炉心注水系が原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
- 給復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、消火系又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。
- サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持される場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。

C. 格納容器ベント

- サブプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は、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、サブプレッションプール側フィルターベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウエル側フィルターベントラインを使用する。フィルターベントラインが使用出来ない場合は、サブプレッションプール側耐圧ベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウエル側耐圧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

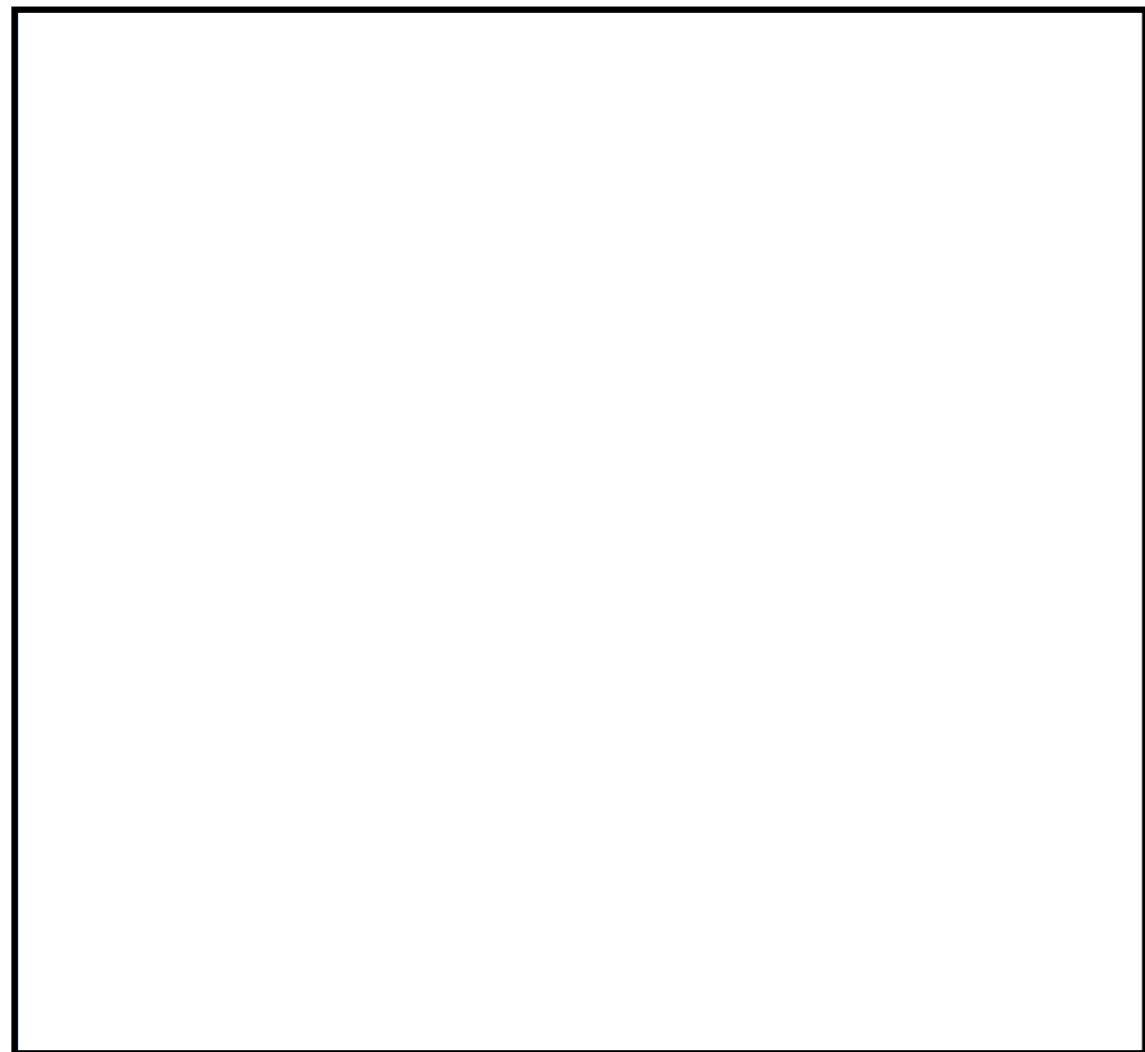
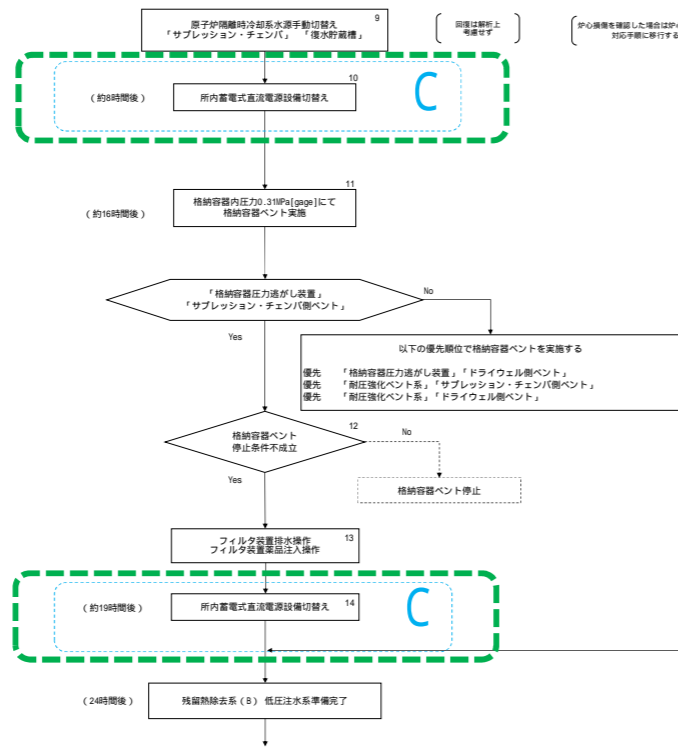
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
1 4	常設代替交流電源設備による給電(非常用高圧母線D系受電) <sup>1</sup>	運転員 (中央制御室, 現場)	6	20分以内
1 4	常設代替交流電源設備による給電(非常用高圧母線C系受電) <sup>1</sup>	運転員 (中央制御室, 現場)	6	50分以内
5	代替原子炉補機冷却系による除熱 <sup>1</sup>	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	4 13	約 540 分

1 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
14	所内蓄電式直流電源設備による給電 (直流125V蓄電池Aから 直流125V蓄電池A-2への受電 切替え) <sup>1</sup>	運転員 (中央制御室, 現場)	4	20分以内
14	所内蓄電式直流電源設備による給電 (直流125V蓄電池A-2から AM用直流125V蓄電池への受電 切替え) <sup>1</sup>	運転員 (中央制御室, 現場)	4	25分以内

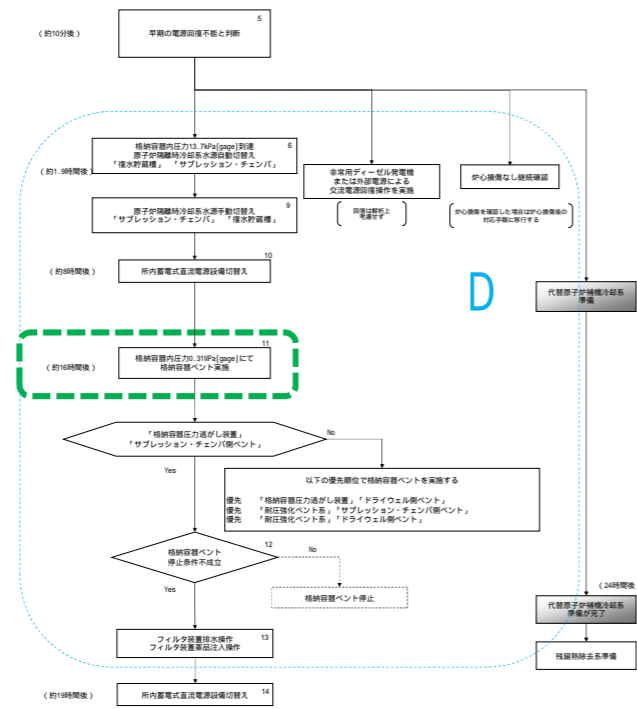
1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段(以下, 本表において同じ。)



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
5	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） <sup>1</sup>	運転員 （中央制御室，現場）	6	約70分

1 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。）

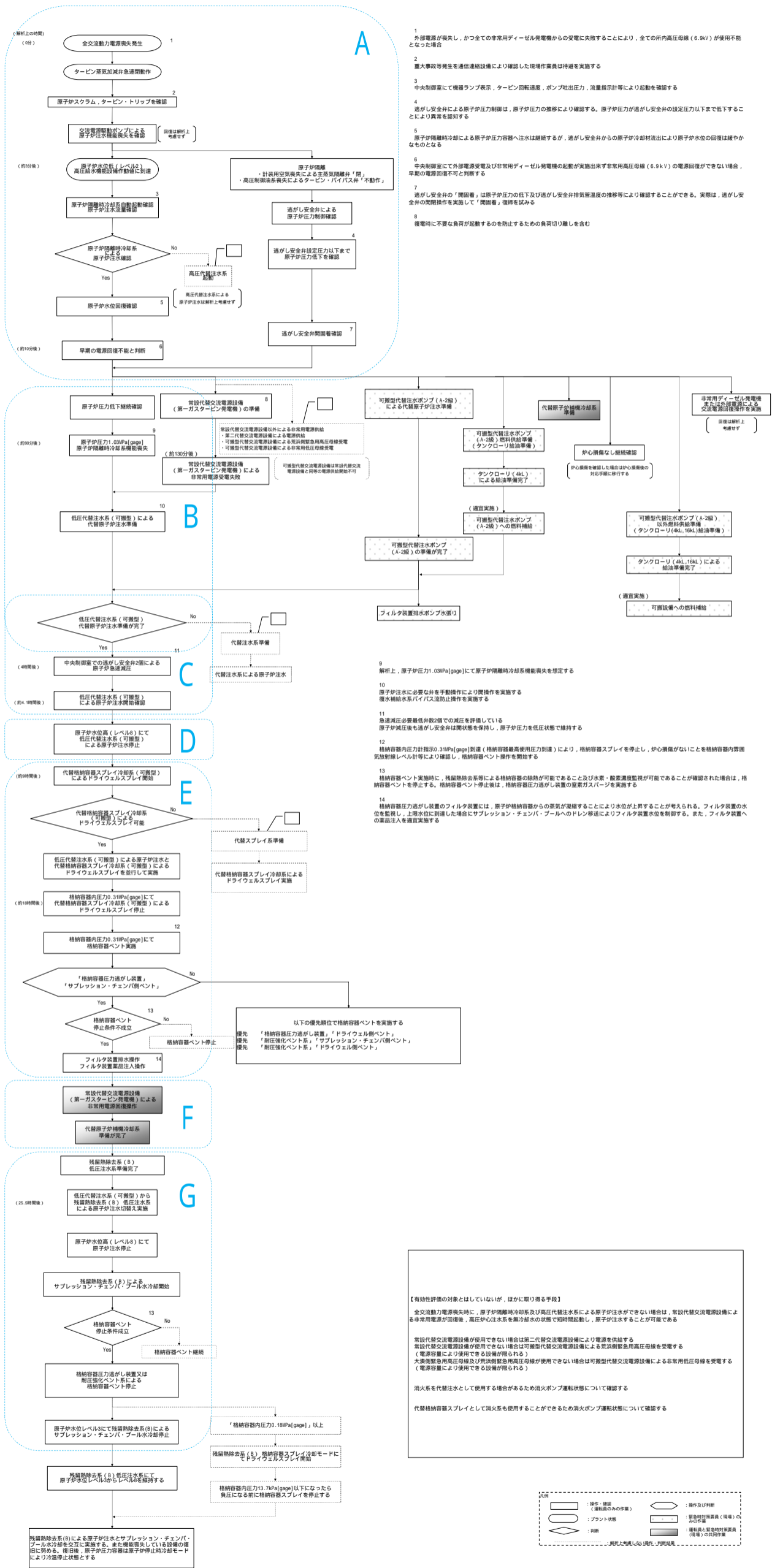


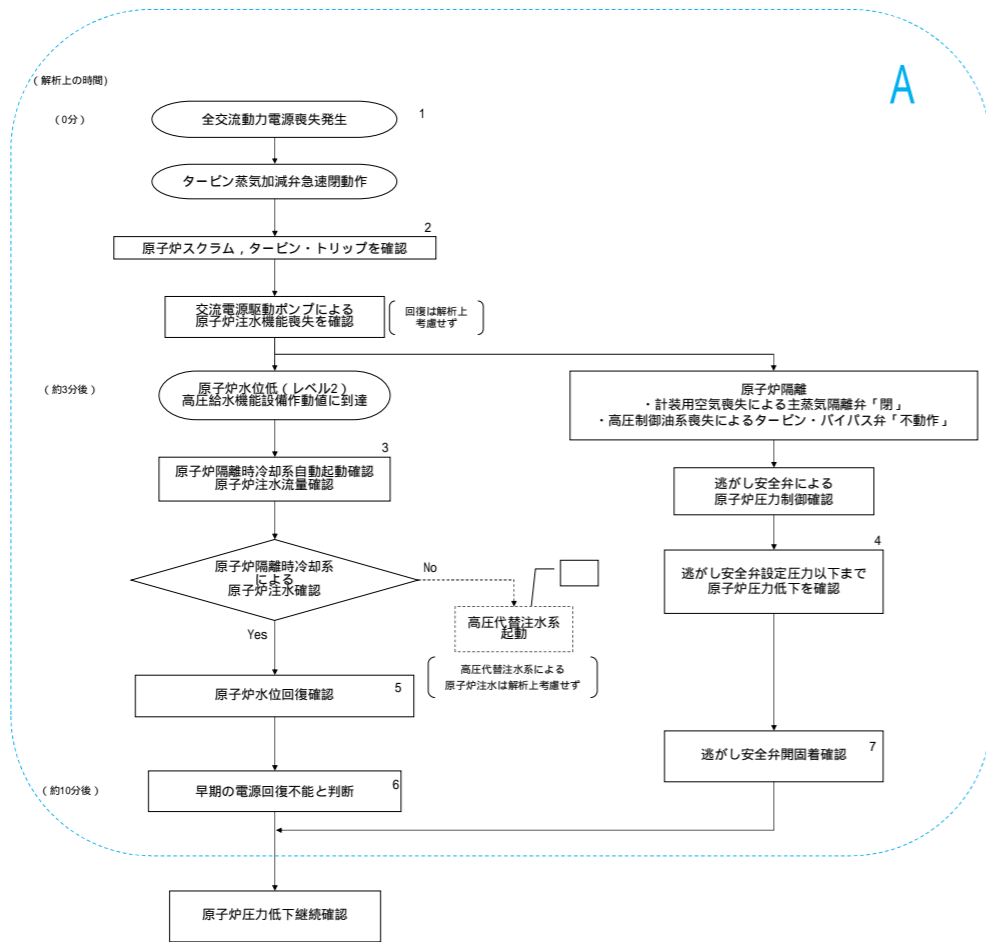


重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理

4. 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失 + DG 喪失) + SRV 再閉失敗」の対応手順の概要

第7.1.3.4 - 5図 「全交流動力電源喪失(外部電源喪失 + DG 喪失) + SRV 再閉失敗」の対応手順の概要





保安規定 添付1

1. 原子炉制御  
(1) スクラム

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。
- ・ 一次及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。)

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

脱出条件

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「原子炉建屋制御」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。

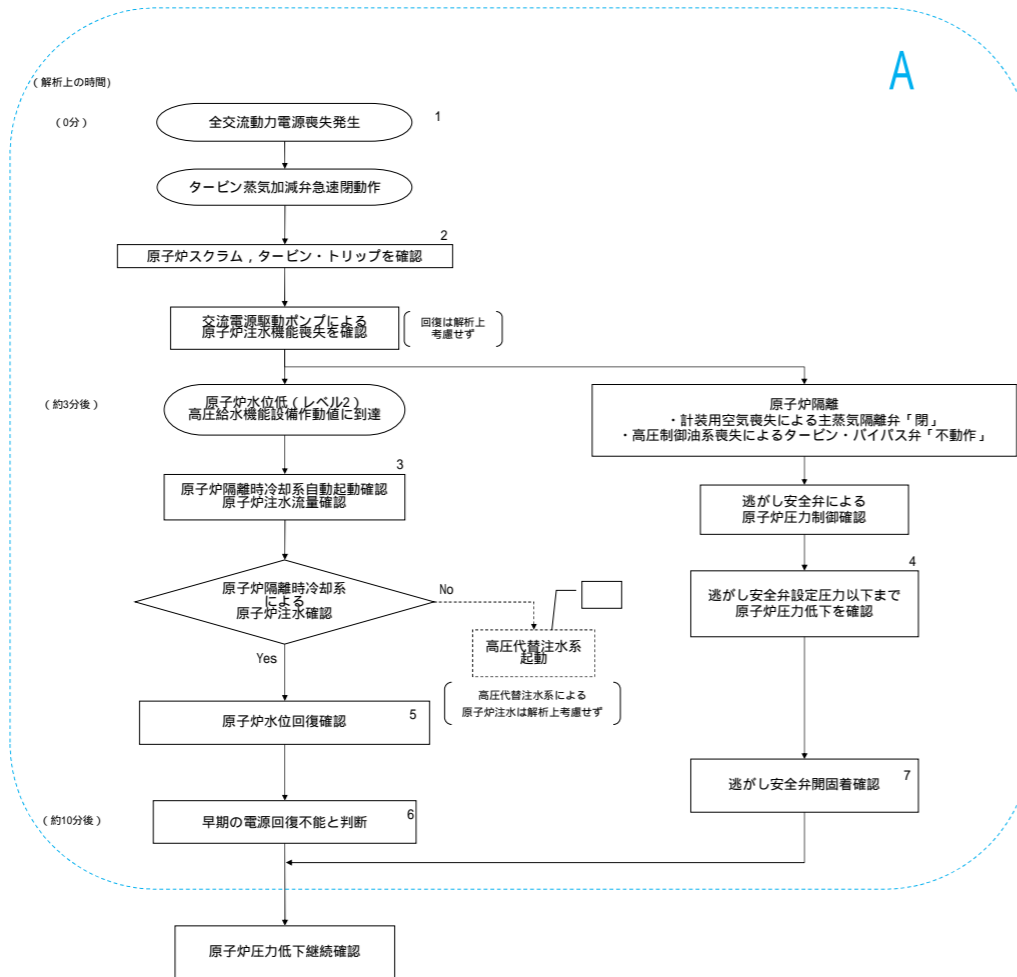
主な監視操作内容

A. 原子炉出力

- ・ 重要警報「スクラム」の発信を確認する。
- ・ 全制御棒挿入状態を確認する。
- ・ 平均出力領域モニタの指示を確認する。
- ・ 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及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確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上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」へ移行する。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「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及び速度を確認する。
- ・ 平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。

B. 原子炉水位

- ・ 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の自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)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動作した場合は不要)
- ・ 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、高圧代替注水系、低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)、消火系又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、消防車の出動を要請し、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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。



## 保安規定 添付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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- 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、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又は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖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「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開し、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」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管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プール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プール冷却を行う。
- 原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により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（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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

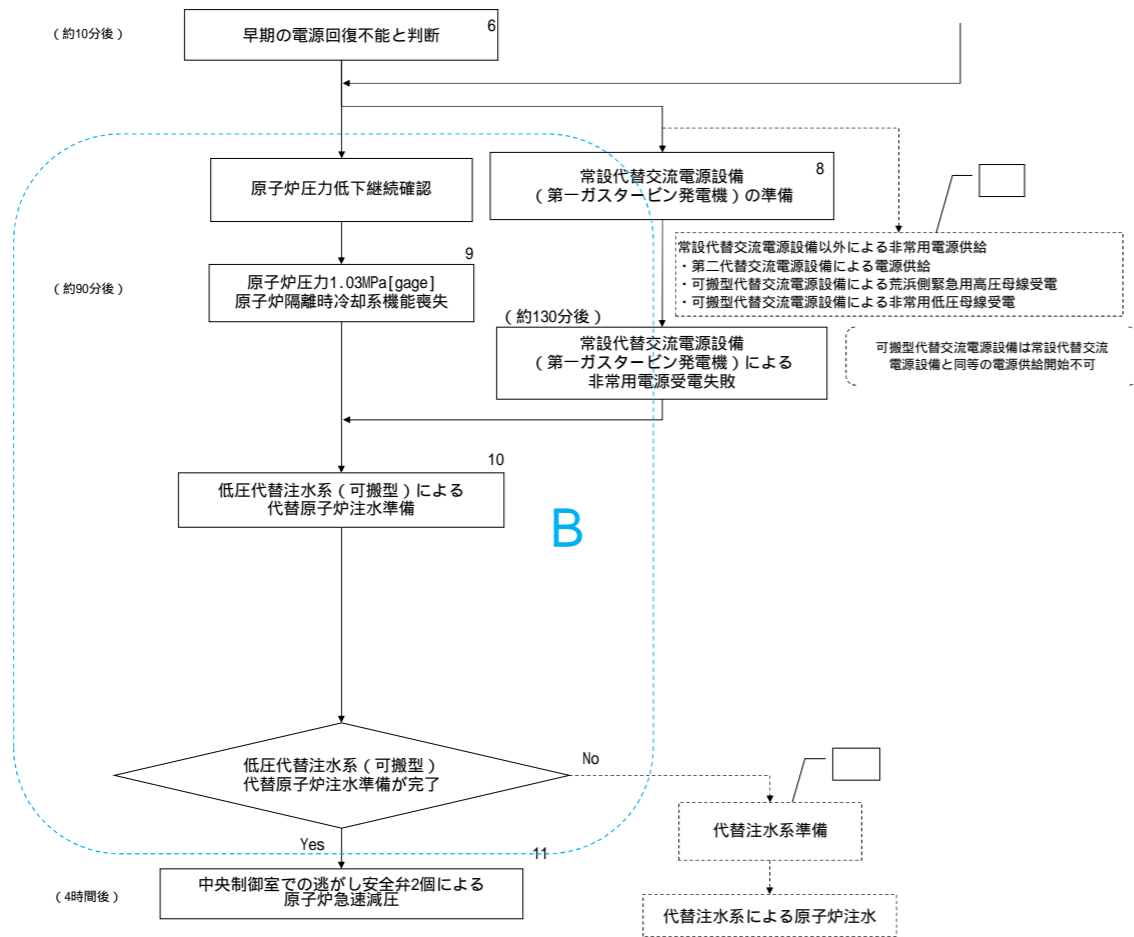
- 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
- タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
- 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流/直流電源供給回復」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合又は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- 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に異常が確認された場合は、「復旧」操作へ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整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。
- 原子炉冷却材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、原子炉建屋換気空調系を起動し、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、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減圧する。
- 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、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

1. 原子炉制御 (3) 水位確保

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。

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
- 「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サブプレッションプール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、かつドライウェ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

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

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。

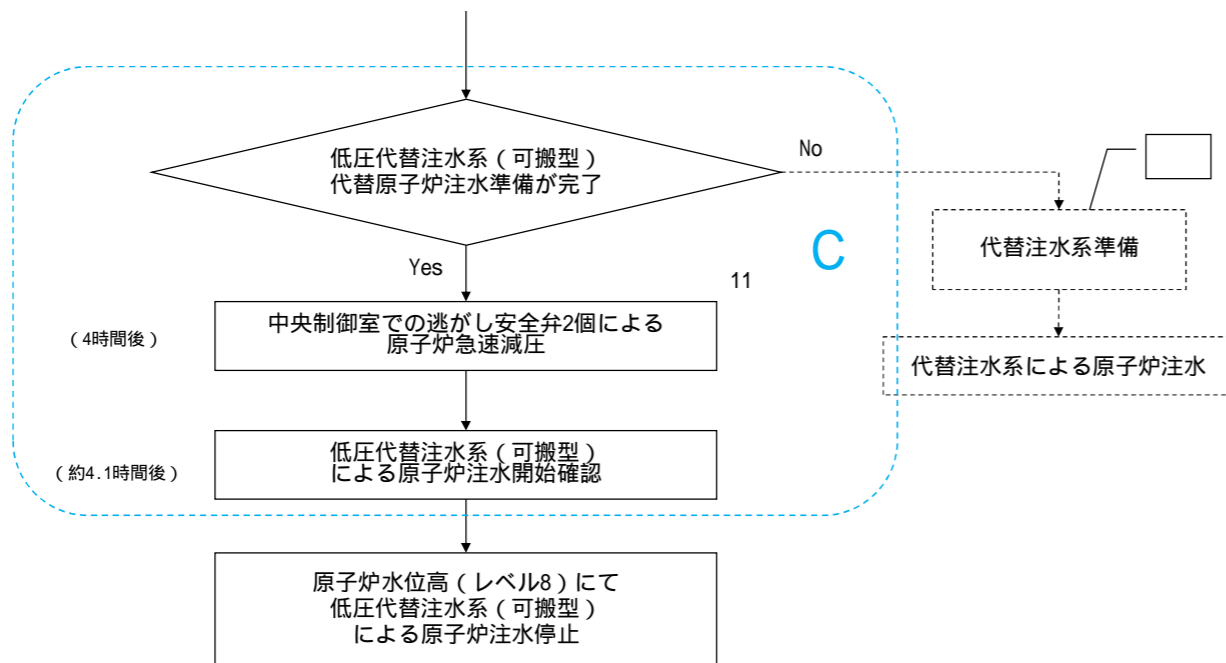
主な監視操作内容

A. 水位確保

- 原子炉水位、原子炉圧力及び格納容器隔離、並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。
- 作動すべきものが不作動の場合は、手動で作動させる。

B. 水位

- 給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧代替注水系、低圧代替注水系(常設) 低圧代替注水系(可搬型)、消火系又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に維持する。
- 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、消防車の出動を要請する。
- 給復水系及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、低圧代替注水系(常設) 2台以上又は低圧代替注水系(可搬型)と消火系から2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」及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」及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には、不測事態「水位不明」及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

4. 不測事態  
(2) 急速減圧

目的

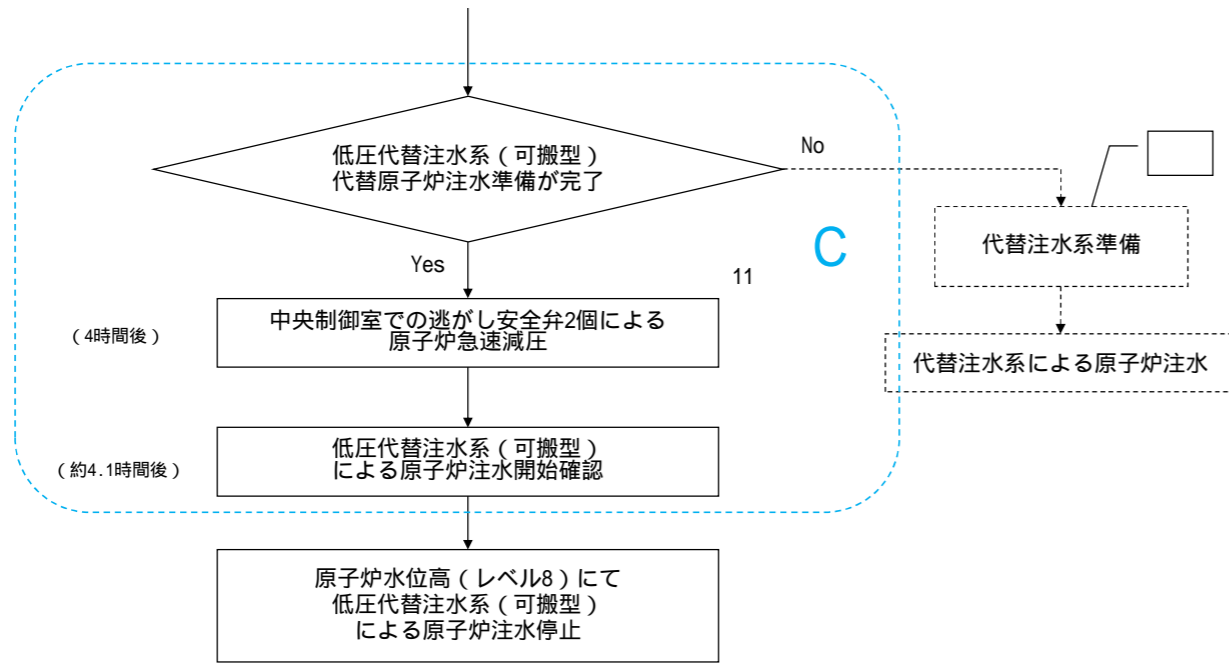
- 原子炉を速やかに減圧する。

導入条件

- 原子炉制御「水位確保」において、給復水系及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、低圧代替注水系（常設）2台以上又は低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2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、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
- 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サブプレッションプール圧力が圧力制限条件以上となった場合
- ドライウェル温度制御においてドライウェル空間部局所温度が103に接近した場合、又はドライウェル局所温度90にて手動スクラム後もドライウェル圧力が上昇して13.7kPa以上でドライウェルスプレイできない場合
- 不測事態「水位回復」において、給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、低圧代替注水系（常設）2台以上又は低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2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又は高圧代替注水系が起動できない場合、又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又は高圧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又は高圧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1系統以上、低圧代替注水系（常設）2台以上又は低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2系統以上が起動できた場合
- 一次格納容器制御「サブプレッションプール水位制御」において、サブプレッションプール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「サブプレッションプール水位制御」において、サブプレッションプール水位が通常運転時低水位制限以下になった場合又はSRVテールパイプ制限禁止領域の場合
- 一次格納容器制御「サブプレッションプール温度制御」において、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
- 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」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。

基本的な考え方

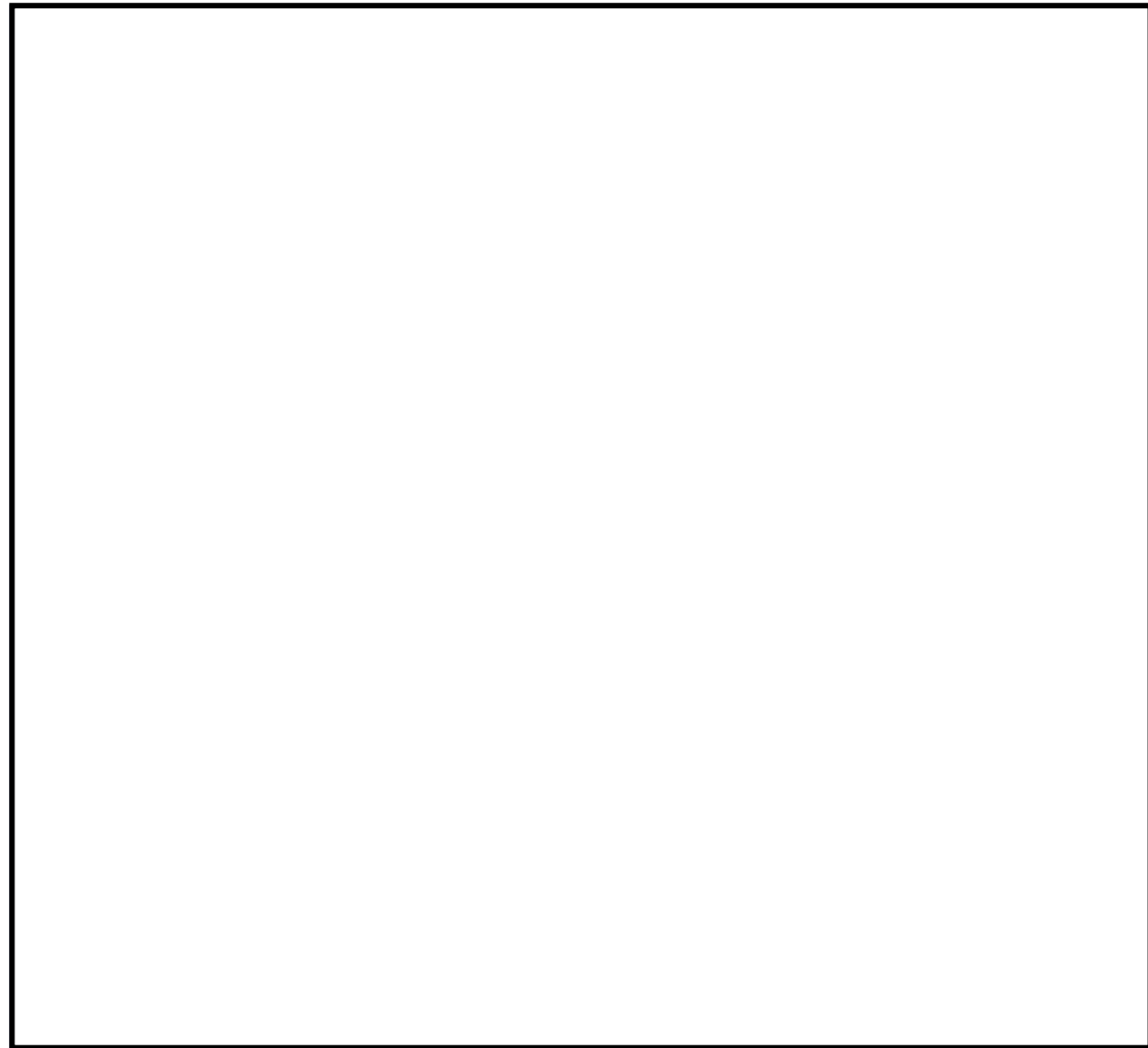
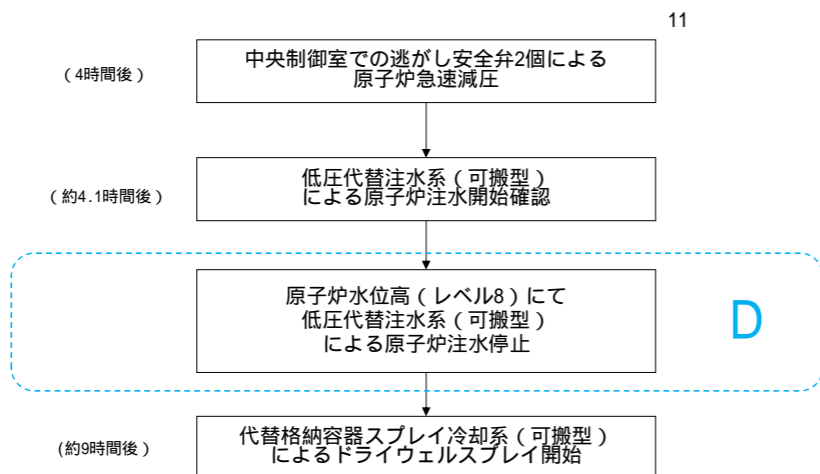
- 原子炉圧力低下必要時に自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。又は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
- 主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、復水器又は原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。
- 原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。
- 原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。
- 急速減圧実施中に原子炉へ注水可能な系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

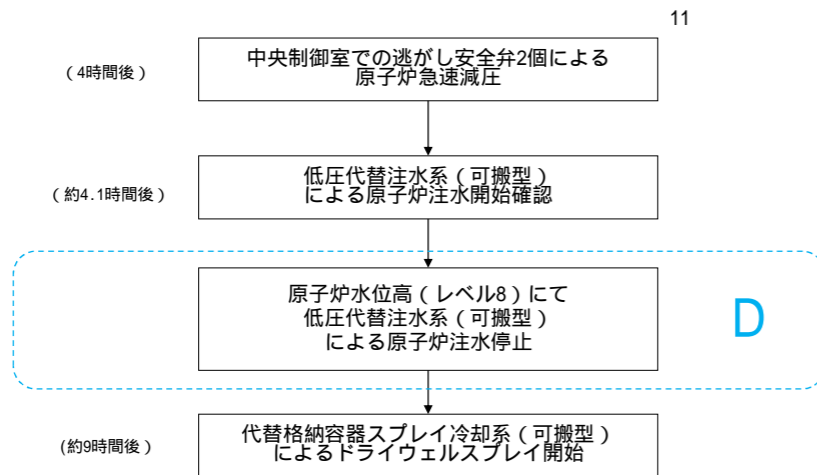
主な監視操作内容

- ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上又は低圧代替注水系（常設）2台以上、低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2系統以上が起動していること、又はその状態が維持されていることを確認する。
- ・ 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。
- ・ 自動減圧系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、自動減圧系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」時必要弁数開放する。
- ・ 自動減圧系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」時必要弁数開放できなければ、自動減圧系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」時必要最小弁数以上開放する。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ている場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御へ移行する。
- ・ 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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。



保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御 (3) 水位確保</p>	
<p>目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>	
<p>導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サブプレッションプール圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合</li> <li>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</li> <li>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、かつドライウェ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</li> <li>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</li> </ul>	<p>脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>
<p>基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。</li> </ul>	
<p>主な監視操作内容</p> <p><b>A. 水位確保</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位、原子炉圧力及び格納容器隔離、並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。</li> <li>作動すべきものが不作動の場合は、手動で作動させる。</li> </ul> <p><b>B. 水位</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧代替注水系、低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)、消火系又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に維持する。</li> <li>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、消防車の出動を要請する。</li> <li>給復水系及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、低圧代替注水系(常設)2台以上又は低圧代替注水系(可搬型)と消火系から2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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>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。</li> </ul>	



保安規定 添付1

1. 原子炉制御  
(1) スクラム

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。
- ・ 一次及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。)

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

脱出条件

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、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「原子炉建屋制御」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。

主な監視操作内容

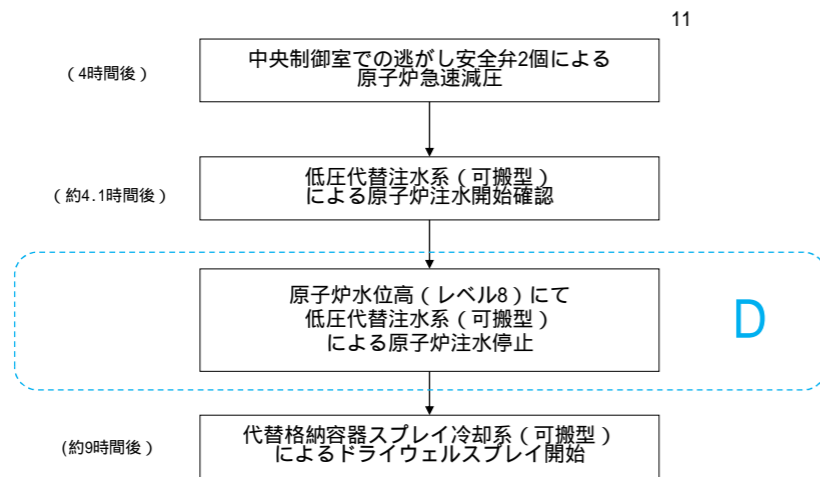
A. 原子炉出力

- ・ 重要警報「スクラム」の発信を確認する。
- ・ 全制御棒挿入状態を確認する。
- ・ 平均出力領域モニタの指示を確認する。
- ・ 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及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確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上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」へ移行する。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「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及び速度を確認する。
- ・ 平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。

B. 原子炉水位

- ・ 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の自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)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、高圧代替注水系、低圧代替注水系(常設) 低圧代替注水系(可搬型)、消火系又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、消防車の出動を要請し、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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。





## 保安規定 添付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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- 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、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又は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖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「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開し、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」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管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プール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プール冷却を行う。
- 原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により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（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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

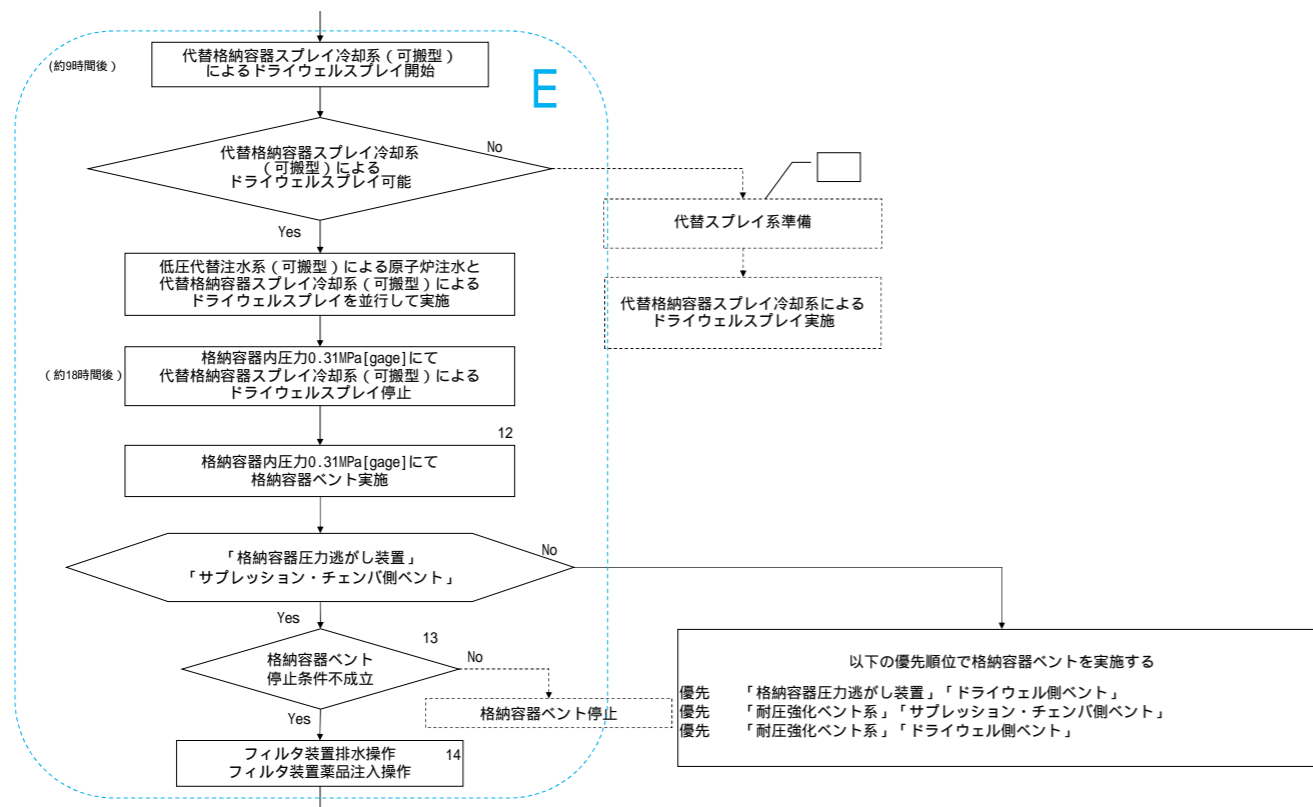
- 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
- タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
- 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流/直流電源供給回復」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合又は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- 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に異常が確認された場合は、「復旧」操作へ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整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。
- 原子炉冷却材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、原子炉建屋換気空調系を起動し、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、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減圧する。
- 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、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

1. 原子炉制御  
(1) スクラム

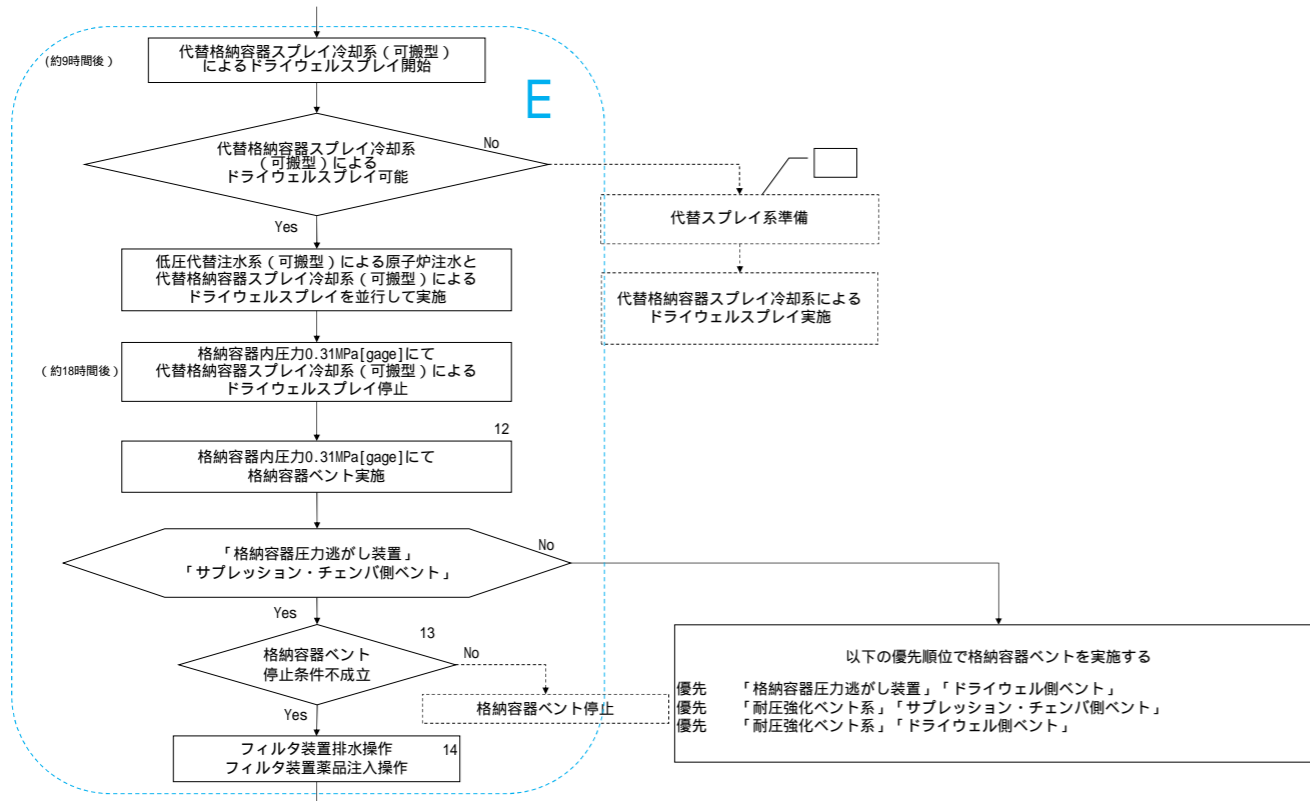
主な監視操作内容

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

2. 一次格納容器制御  
(1) 格納容器圧力制御

<p>目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器圧力を監視し、制御する。</li> </ul>	
<p>導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>	<p>脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであり、ドライウエル温度が66以下で、かつドライウエルベントを実施した場合</li> <li>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</li> </ul>

**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、サブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力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、格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。
- 一次格納容器内で原子炉冷却材圧力バウダリの大破断が発生した場合、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールの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ため、速やかにドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールの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。

**主な監視操作内容**

**A. 格納容器圧力制御**

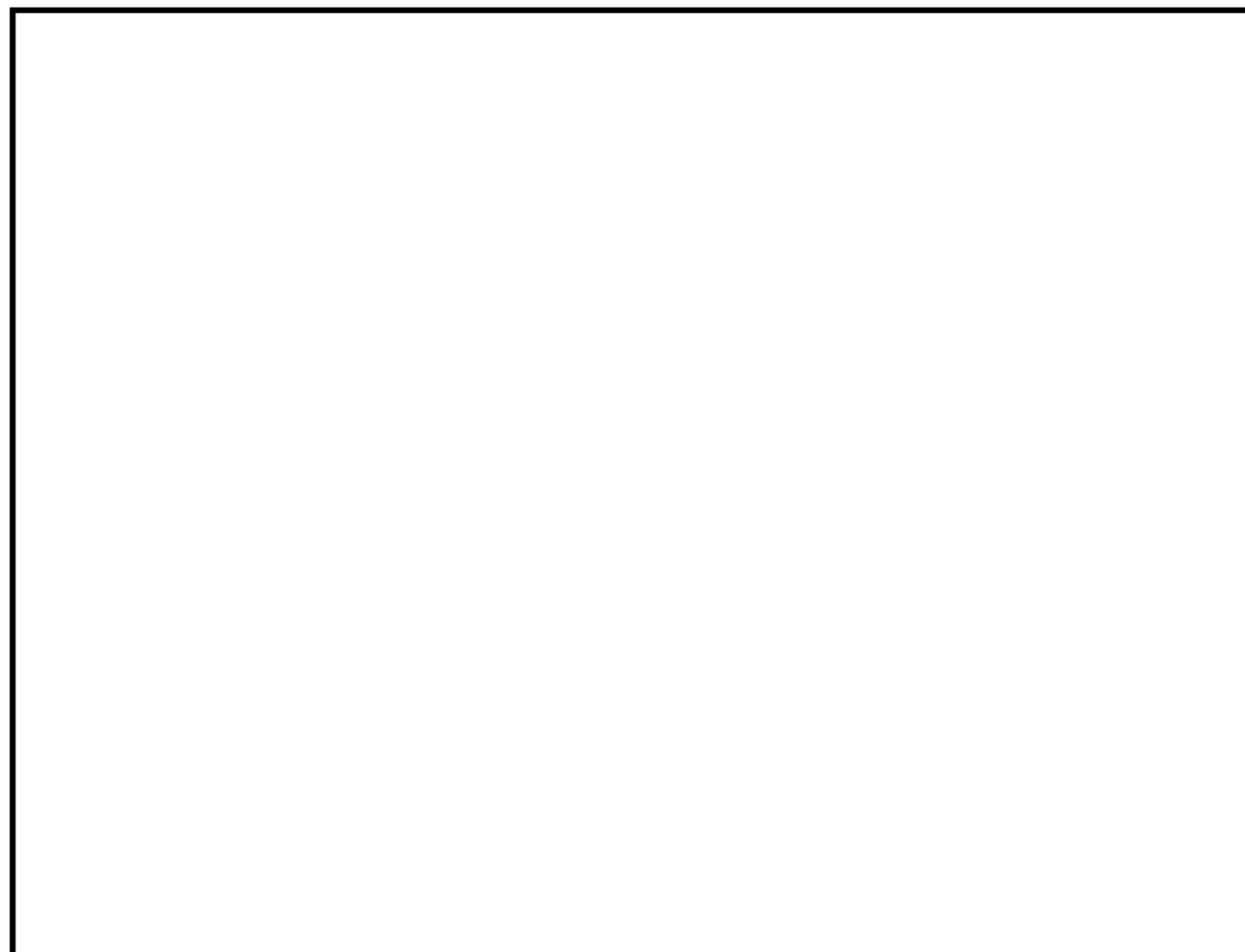
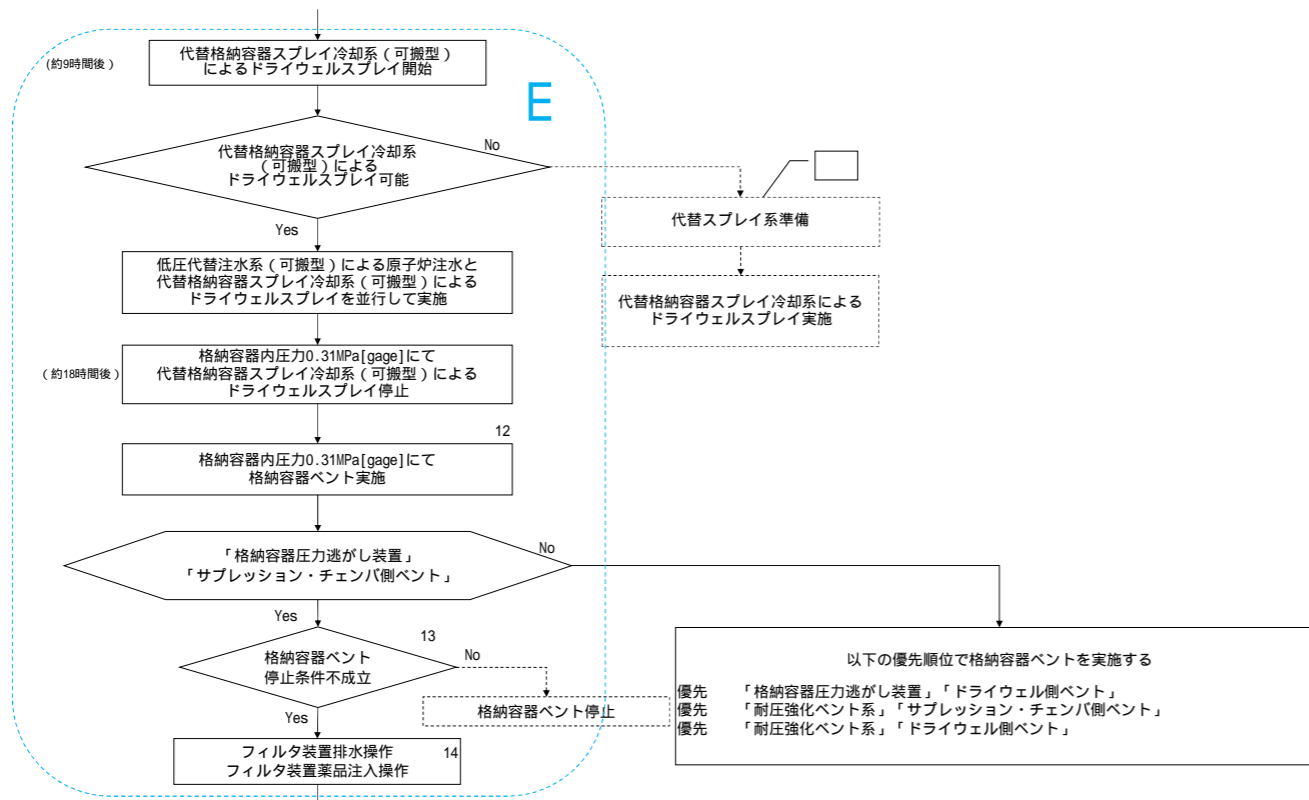
- ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。
- ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。
- ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、高圧炉心注水系、低圧注水系A系、原子炉隔離時冷却系による原子炉水位維持を確認した後に、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイを起動する。また、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。
- 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を行う。
- サブプレッションプール圧力が非常用炉心冷却系作動圧力に達した場合は、サブプレッションプールのスプレイを起動する。
- サブプレッションプール圧力がドライウエルスプレイ起動圧力に達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイを起動する。
- サブプレッションプール圧力が圧力制限条件以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。
- サブプレッションプール圧力が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及びサブプレッションプールの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。

**B. 原子炉満水**

- サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値に達した場合は、「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開いているか、又は電動駆動給水ポンプ、高圧炉心注水系が原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
- 給復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、消火系又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。
- サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持される場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。

**C. 格納容器ベント**

- サブプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は、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、サブプレッションプール側フィルターベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウエル側フィルターベントラインを使用する。フィルターベントラインが使用出来ない場合は、サブプレッションプール側耐圧ベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウエル側耐圧ベントラインを使用する。



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

目的

- 格納容器圧力を監視し、制御する。

導入条件

- ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合

脱出条件

- ドライウェル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであり、ドライウェル温度が66以下で、かつドライウェルベントを実施した場合
- 24時間以内にドライウェ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

基本的な考え方

- ドライウェ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、サブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力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、格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。
- 一次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、ドライウェルスプレイ及びサブプレッションプールの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ため、速やかにドライウェルスプレイ及びサブプレッションプールの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。

主な監視操作内容

A. 格納容器圧力制御

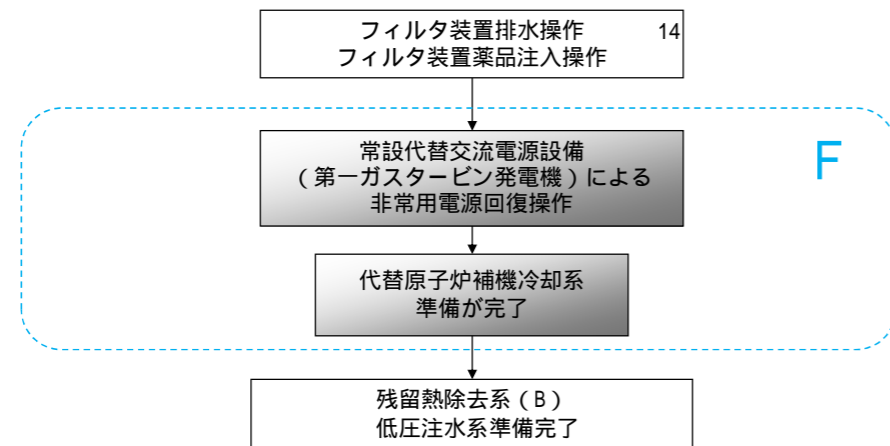
- ドライウェル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。
- ドライウェル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウェルベントを行う。
- ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、高圧炉心注水系、低圧注水系A系、原子炉隔離時冷却系による原子炉水位維持を確認した後に、ドライウェルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイを起動する。また、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。
- 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を行う。
- サブプレッションプール圧力が非常用炉心冷却系作動圧力に達した場合は、サブプレッションプールのスプレイを起動する。
- サブプレッションプール圧力がドライウェルスプレイ起動圧力に達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し、ドライウェルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイを起動する。
- サブプレッションプール圧力が圧力制限条件以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。
- サブプレッションプール圧力が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ェルスプレイ及びサブプレッションプールの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。

B. 原子炉満水

- サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値に達した場合は、「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開いているか、又は電動駆動給水ポンプ、高圧炉心注水系が原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
- 給復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、消火系又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。
- サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持される場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。

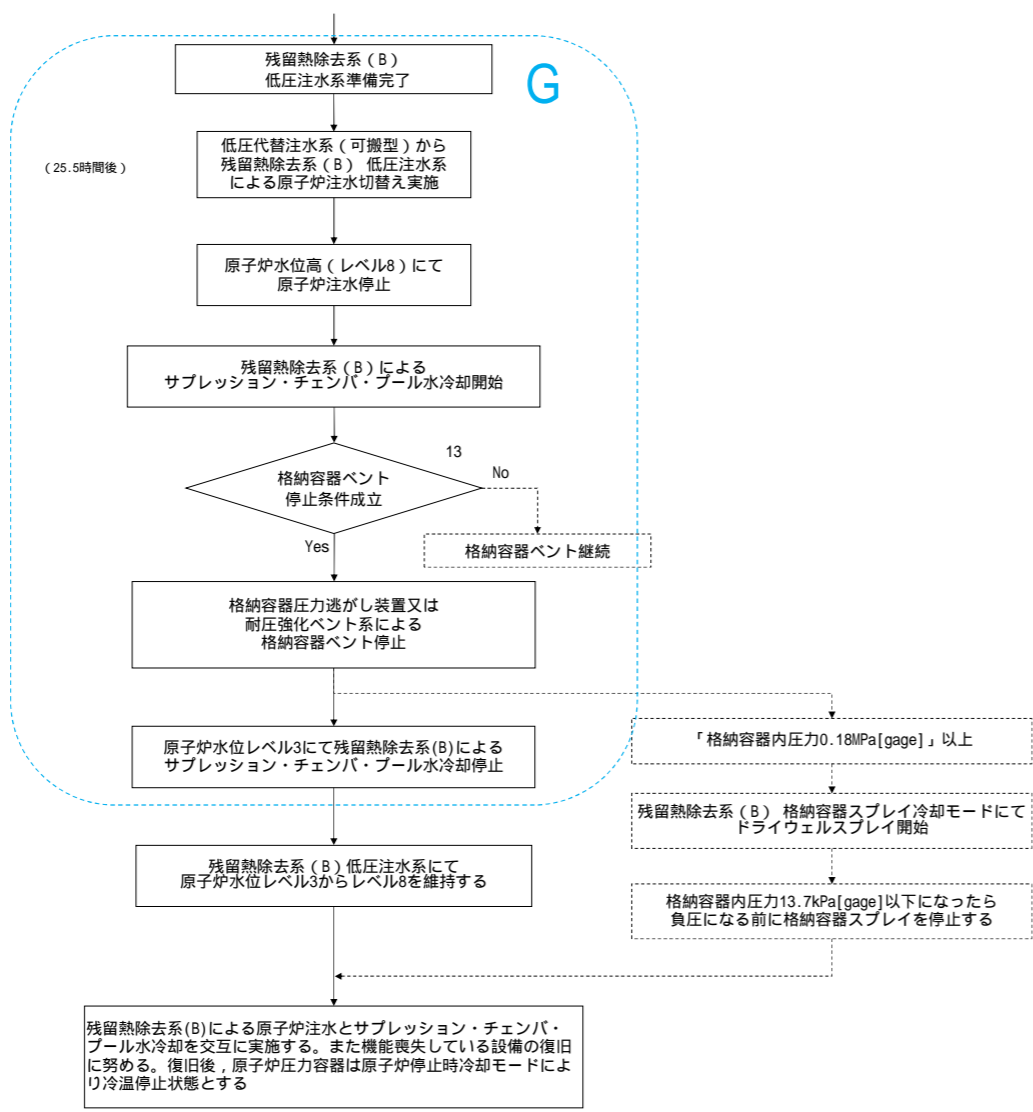
C. 格納容器ベント

- サブプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は、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、サブプレッションプール側フィルターベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウェル側フィルターベントラインを使用する。フィルターベントラインが使用出来ない場合は、サブプレッションプール側耐圧ベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウェル側耐圧ベントラインを使用する。



保安規定 添付1

5 . 電源制御
( 1 ) 交流 / 直流電源供給回復
目的
・ 交流電源及び直流電源の供給を回復し、維持する。
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
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。
主な監視操作内容
<b>A . 非常用ディーゼル発電機</b>
・ 非常用ディーゼル発電機の状況を随時把握する。
・ 原子炉補機冷却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、代替熱交換器車接続の要請・準備、及び原子炉隔離時冷却系又は高圧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。サブプレッションプール圧力が310kPa以上となった場合は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。
<b>B . 電源構成</b>
・ 常設代替電源設備、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。
<b>C . 給電</b>
・ 常設代替電源設備、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。
<b>D . 直流電源確保</b>
・ 所内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。
<b>E . 直流電源回復</b>
・ 常設代替電源設備、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。
<b>F . 復旧</b>
・ 常設電源設備又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替える。



保安規定 添付1

2. 一次格納容器制御  
(3) サプレッションプール温度制御

目的  
・サブプレッションプールの水温及び空間部温度を監視し、制御する。

<p>導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が閉固着の場合</li> <li>サブプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合</li> <li>サブプレッションプール空間部局所温度がサブプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合</li> </ul>	<p>脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サブプレッションプールのバルク水温の上昇が停止した場合</li> <li>サブプレッションプール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、又はサブプレッションプール空間部局所温度がサブプレッションプールスプレイ起動温度以上で手動スクラムした場合</li> <li>サブプレッションプール空間部局所温度の上昇が停止した場合</li> </ul>
--	--

基本的な考え方  
・サブプレッションプール水温及びサブプレッションプール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。

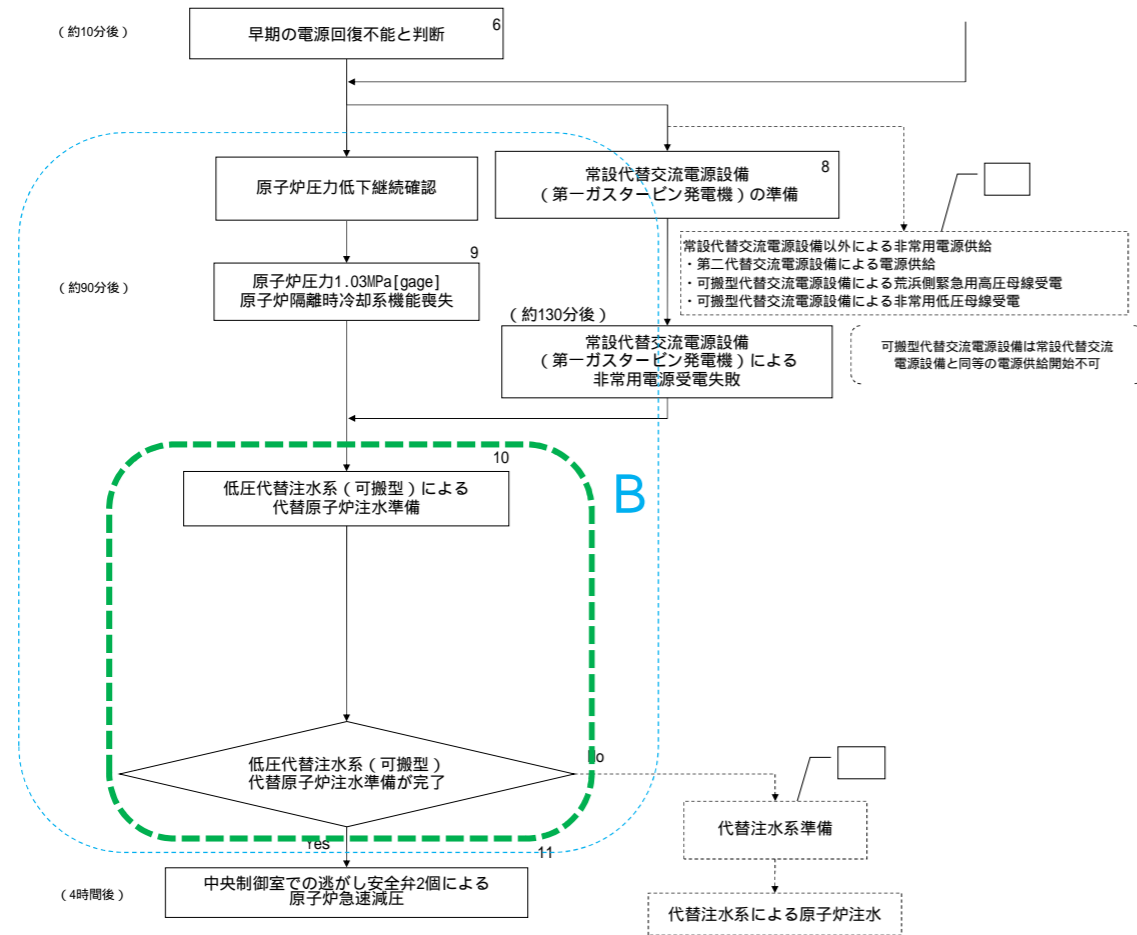
主な監視操作内容

A. サプレッションプール水温制御

- ・サブプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サブプレッションプールの冷却を開始し、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。
- ・サブプレッションプール水温の上昇抑制を行っても、サブプレッションプール水温の上昇が継続したら、手動スクラムし、サブプレッションプール水温を確認する。サブプレッションプール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」へ移行し、サブプレッションプール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」へ移行する。

B. サプレッションプール空間部温度制御

- ・サブプレッションプール空間部局所温度がサブプレッションプールスプレイ起動温度まで上昇したらサブプレッションスプレイを作動させ、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。
- ・サブプレッションプール空間部局所温度の上昇抑制を行っても、サブプレッションプール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。サブプレッションプール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」へ移行し、サブプレッションプール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」へ移行する。

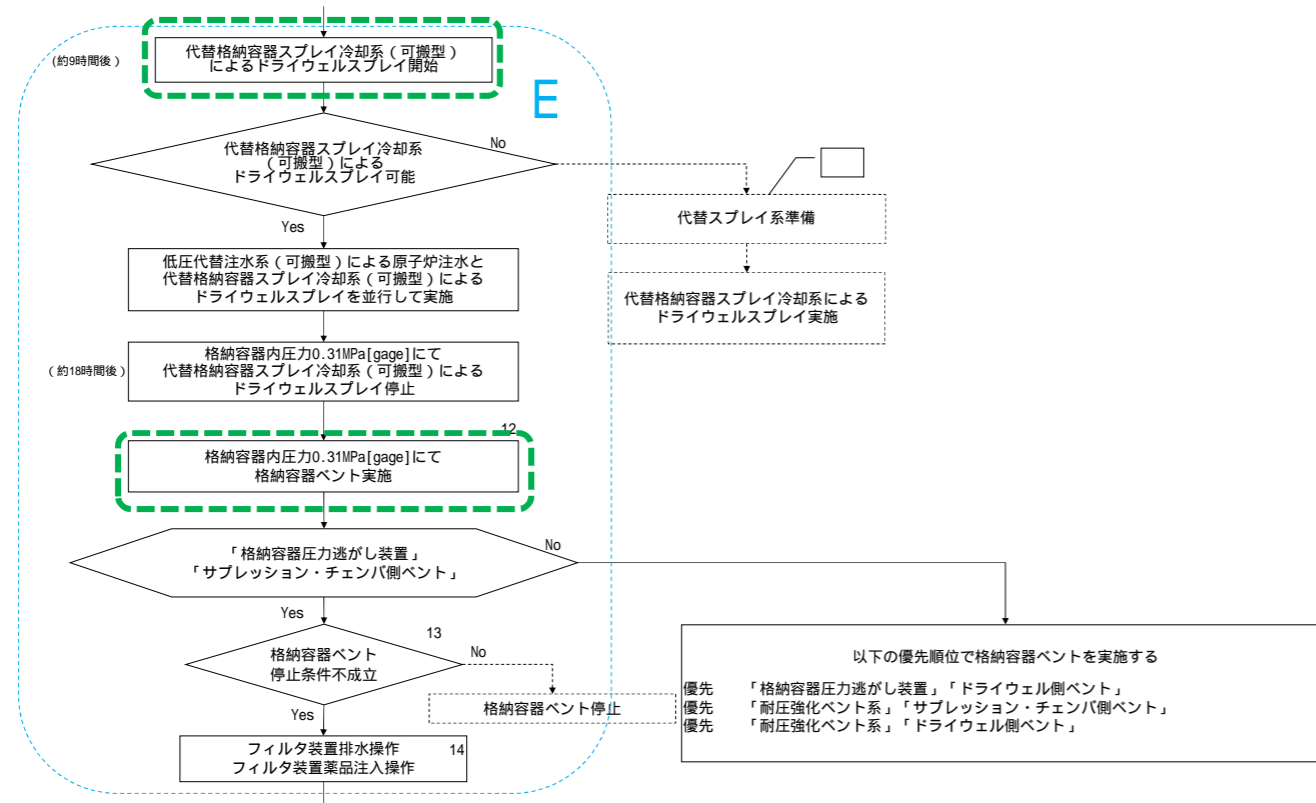


保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
4	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉の冷却(全交流動力電源が喪失して淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)) <sup>1</sup>	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約330分 <sup>2</sup>
		緊急時対策要員	6 <sup>2</sup>	

1 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。)

2 重要事故シーケンス「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+主蒸気逃がし安全弁再閉失敗」においては, 緊急時対策要員10名で想定時間は約225分である。(以下, 本表において同じ。)

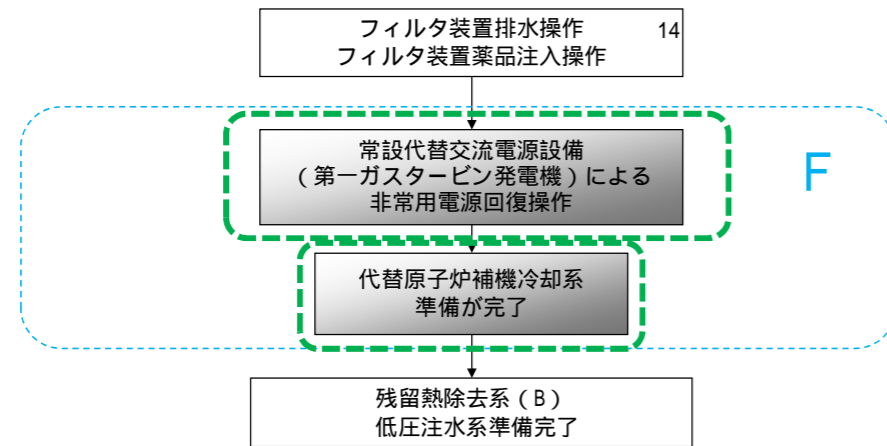


保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
5	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱（現場操作） <sup>1</sup>	運転員 （中央制御室，現場）	6	約 70 分
6	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器内の冷却（全交流動力電源が喪失していて淡水貯水池を水源とした送水（あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合）） <sup>1</sup>	運転員 （中央制御室，現場）	3	約 330 分
		緊急時対策要員	6	

1 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。）





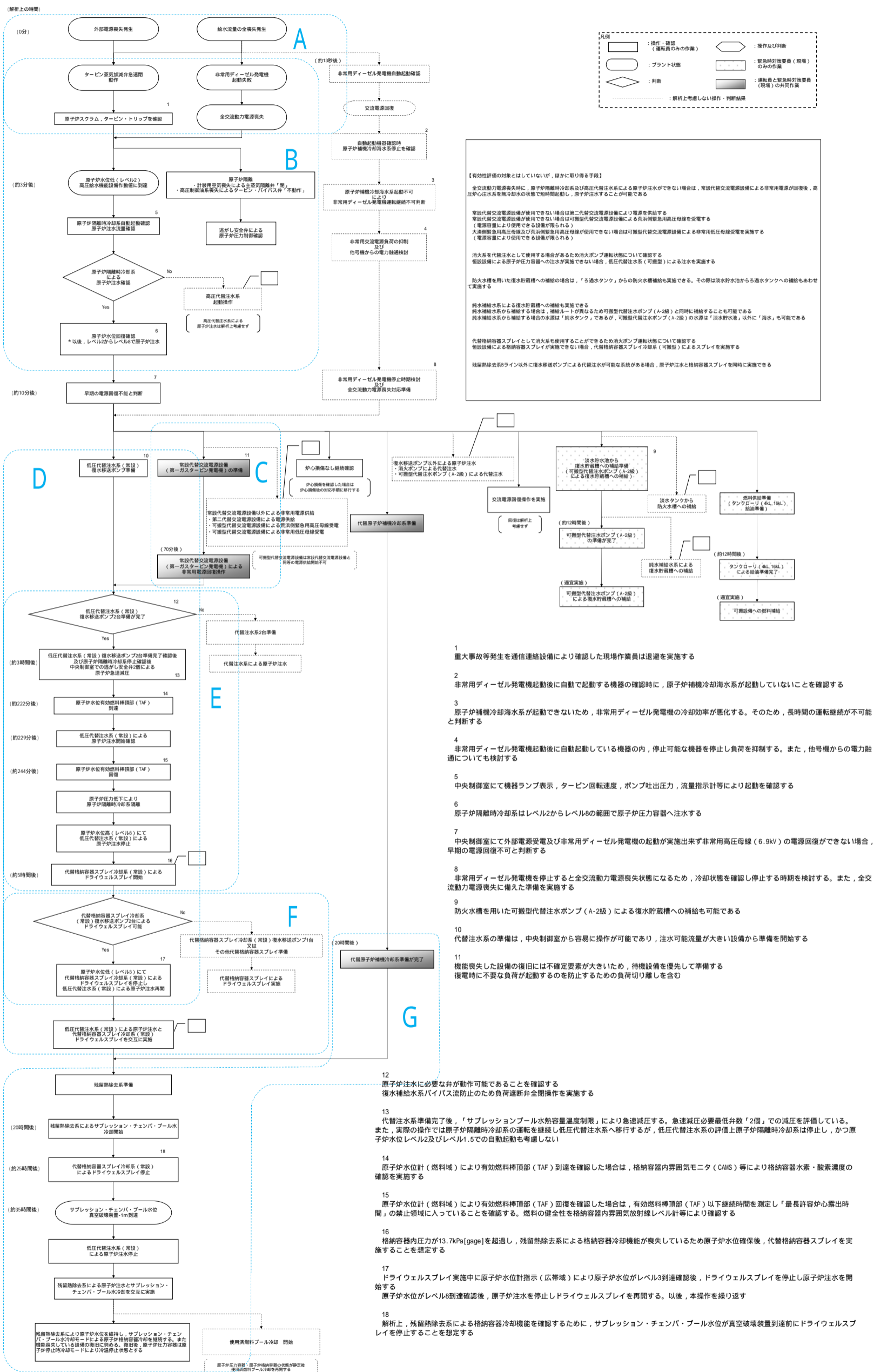
保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

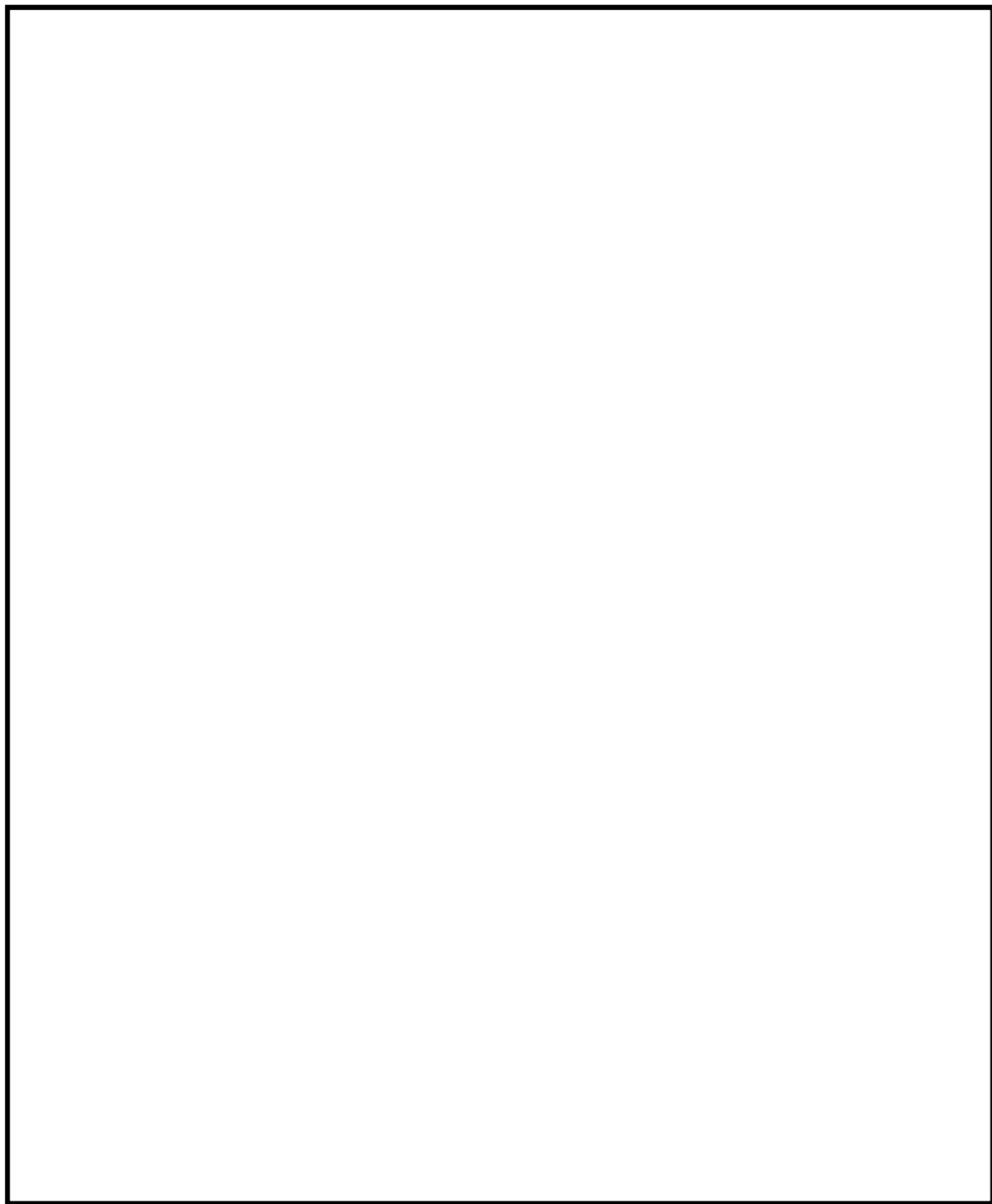
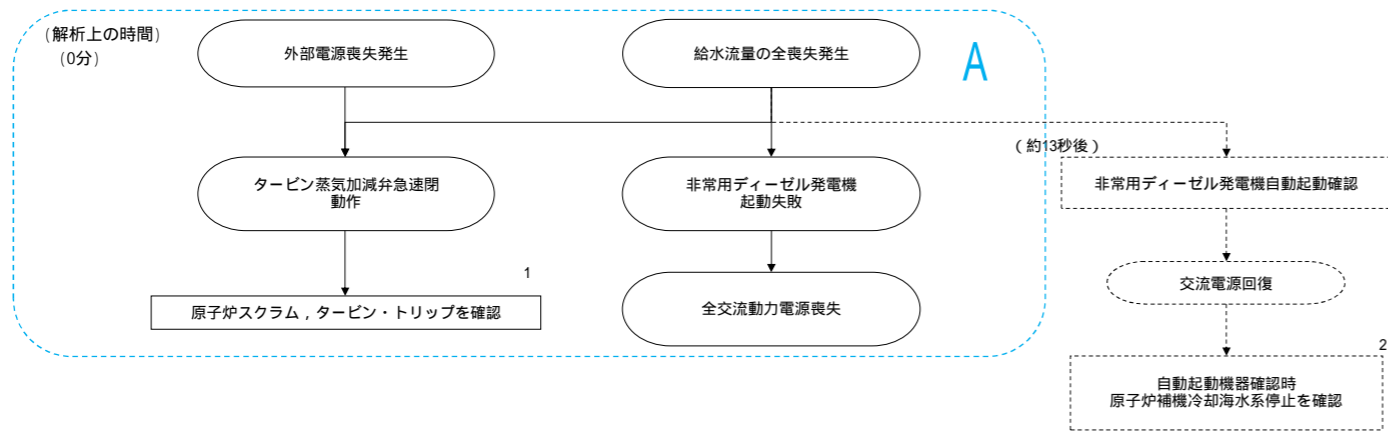
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
5	代替原子炉補機冷却系による除熱 <sup>1</sup>	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約 540 分
		緊急時対策要員	13	
1 4	常設代替交流電源設備による給電(非常用高圧母線 D 系受電) <sup>1</sup>	運転員 (中央制御室, 現場)	6	20 分以内
1 4	常設代替交流電源設備による給電(非常用高圧母線 C 系受電) <sup>1</sup>	運転員 (中央制御室, 現場)	6	50 分以内

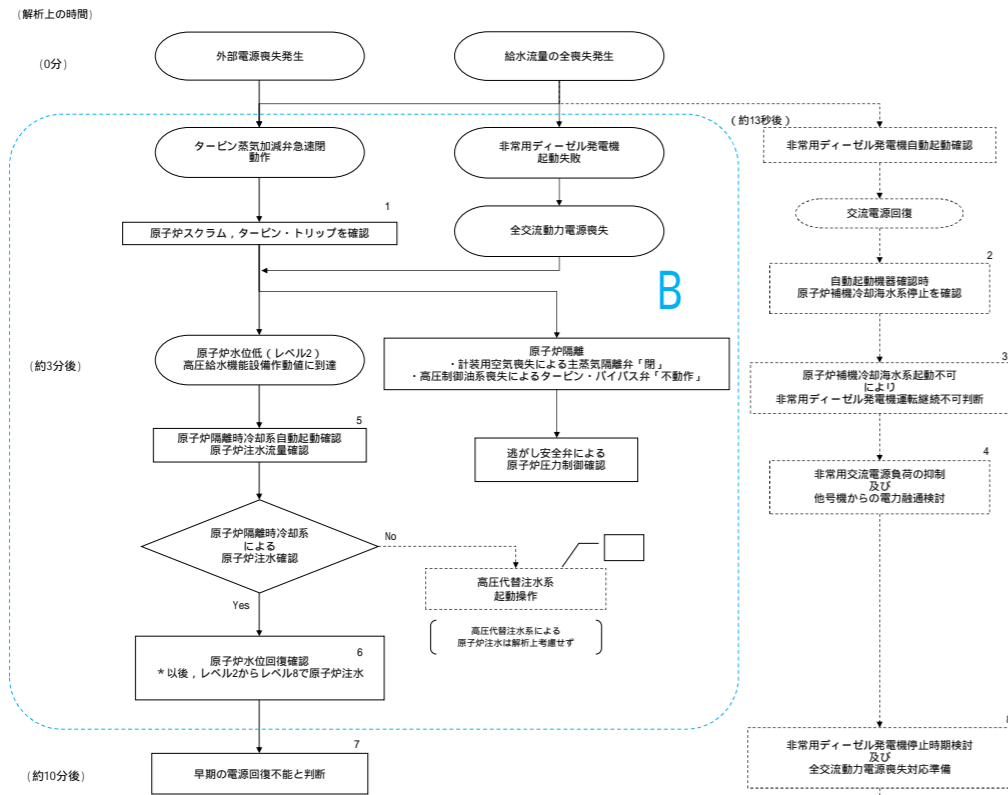
1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段(以下, 本表において同じ。)

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7.1.4.1 - 5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

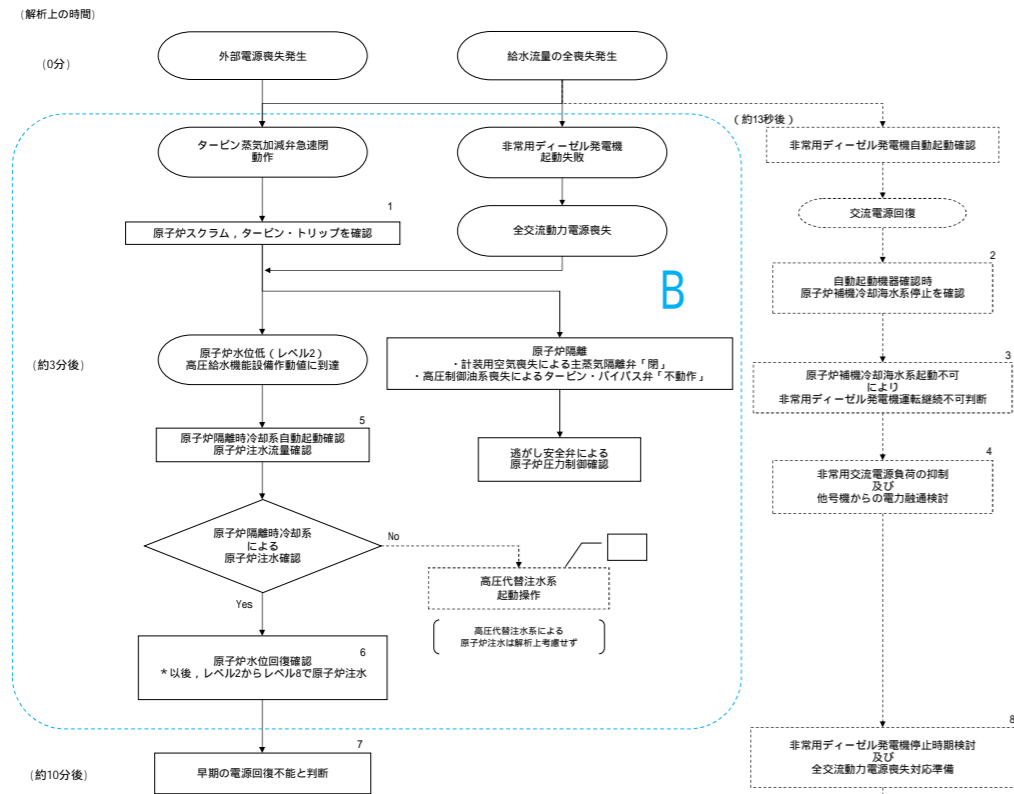






## 保安規定 添付1

<b>1. 原子炉制御 (1) スクラム</b>	
<b>目的</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉を停止する。</li> <li>十分な炉心冷却状態を維持する。</li> <li>原子炉を冷温停止状態まで冷却する。</li> <li>一次及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。)</li> </ul>	
<b>導入条件</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム信号が発生した場合</li> <li>手動スクラムした場合</li> <li>各制御の脱出条件が成立した場合</li> </ul>	<b>脱出条件</b>
<b>基本的な考え方</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。</li> <li>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。</li> <li>二次格納容器制御「原子炉建屋制御」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。</li> <li>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。</li> </ul>	
<b>主な監視操作内容</b>	
<b>A. 原子炉出力</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>重要警報「スクラム」の発信を確認する。</li> <li>全制御棒挿入状態を確認する。</li> <li>平均出力領域モニタの指示を確認する。</li> <li>自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及び代替制御棒挿入機能の動作を行う。</li> <li>原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。</li> <li>全制御棒が全挿入位置であること確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上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」へ移行する。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「反応度制御」で行う。</li> <li>原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態及び速度を確認する。</li> <li>平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。</li> </ul>	
<b>B. 原子炉水位</b> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位を確認する。</li> <li>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。</li> <li>タービン駆動給水ポンプの自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)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。</li> <li>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動作した場合は不要)</li> <li>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、高圧代替注水系、低圧代替注水系(常設) 低圧代替注水系(可搬型)、消火系又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。</li> <li>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、消防車の出動を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。</li> <li>原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</li> </ul>	



保安規定 添付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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- 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、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又は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖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「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開し、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」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管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プール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プール冷却を行う。
- 原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により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（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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

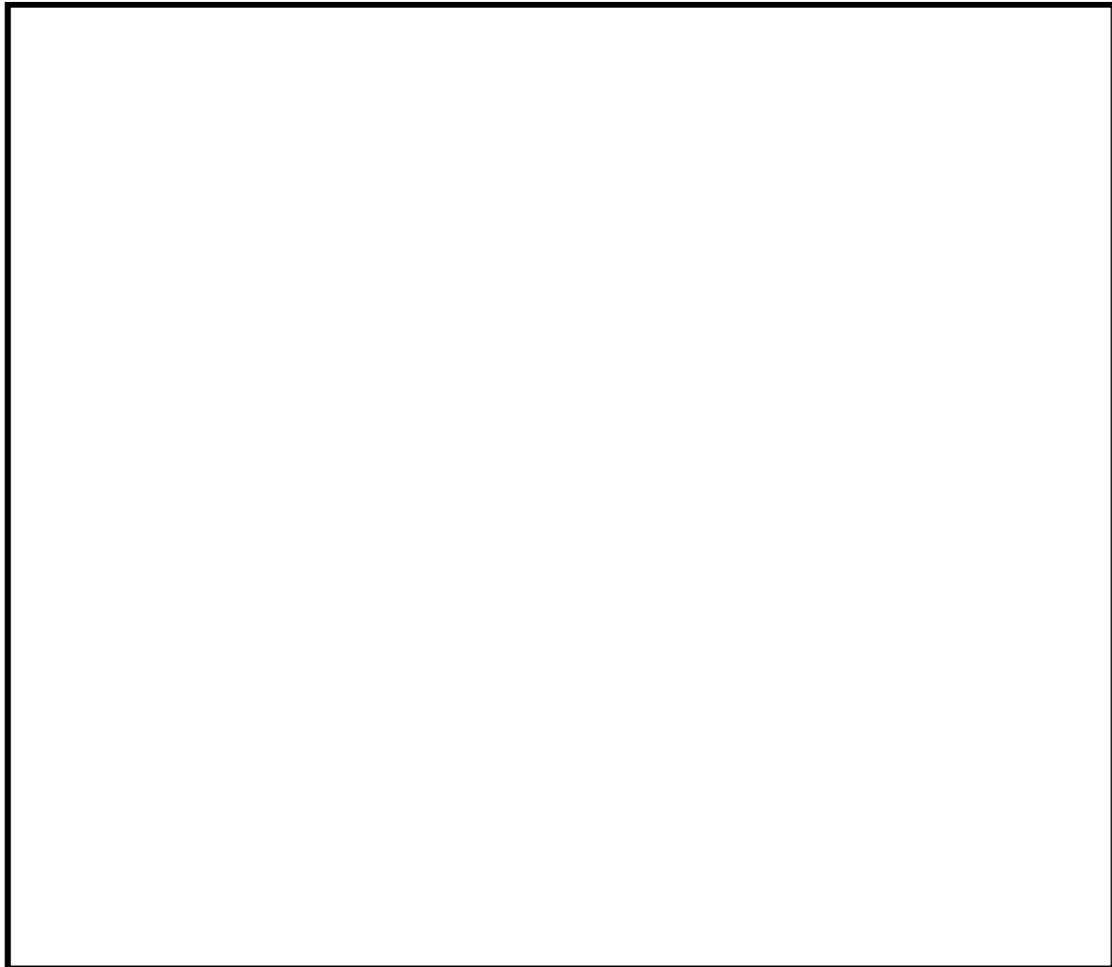
- 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
- タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
- 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流/直流電源供給回復」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合又は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。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

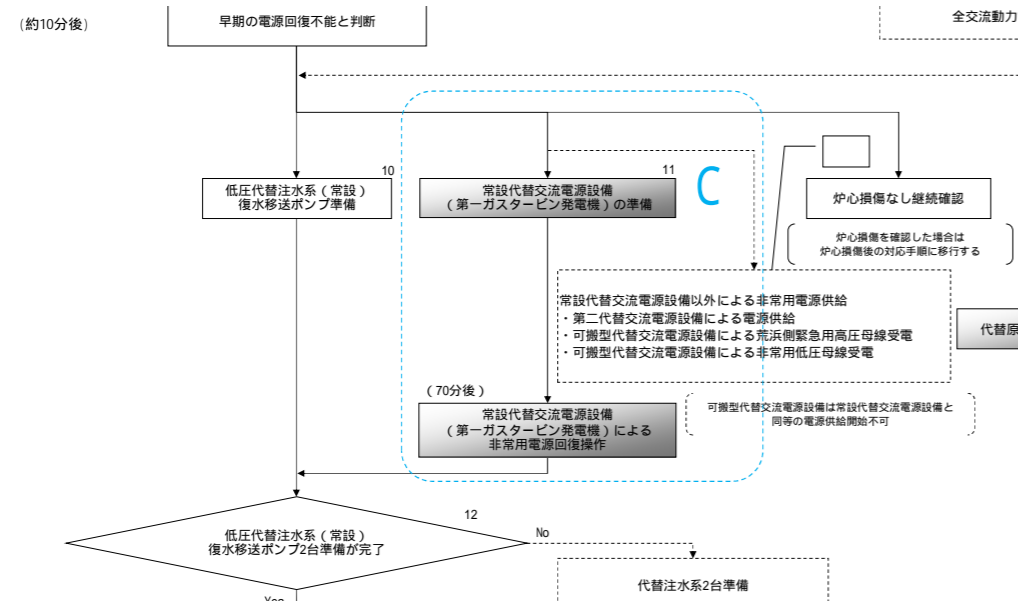
E. モニタ確認

- 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に異常が確認された場合は、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。

F. 復旧

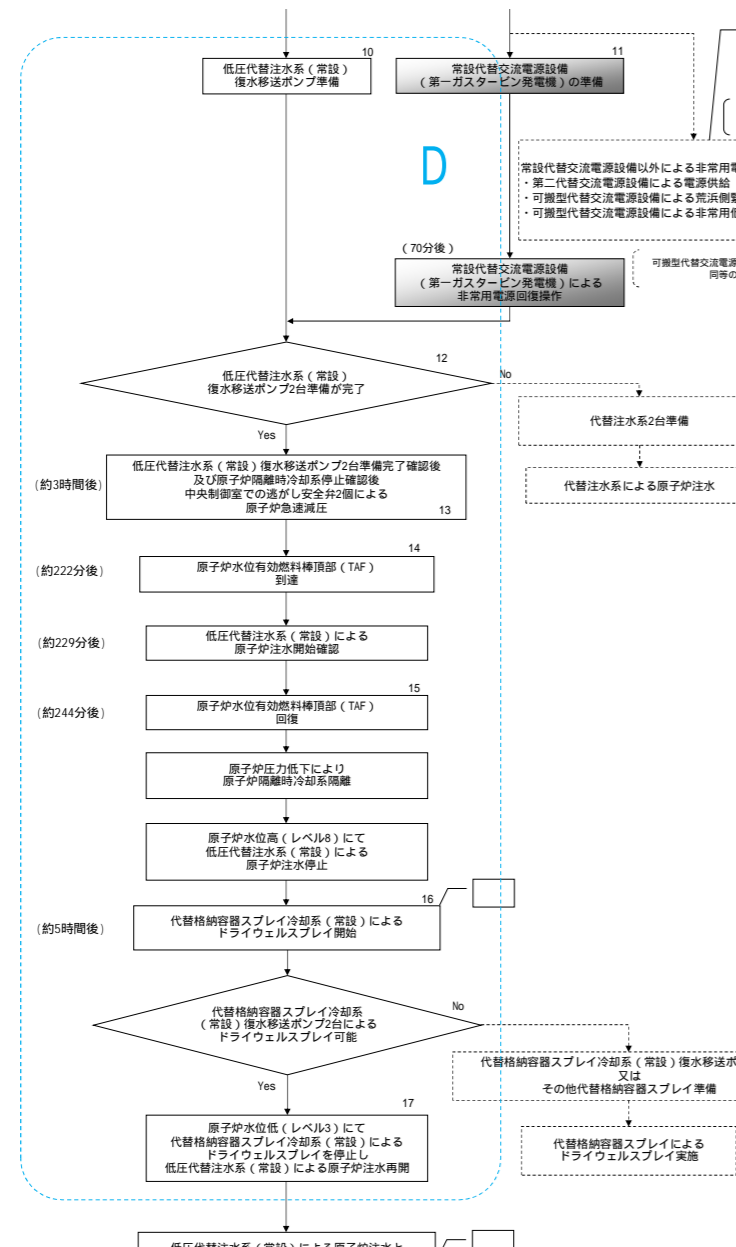
- 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- 格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- 原子炉圧力等の主要パラメータが安定していることを確認する。
- 格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- 原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- 主蒸気隔離弁が閉している場合、開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉減圧する。
- スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- 原子炉再循環ポンプが停止した場合、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><b>5 . 電源制御</b>  <b>( 1 ) 交流 / 直流電源供給回復</b></p>
<p><b>目的</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>交流電源及び直流電源の供給を回復し、維持する。</li> </ul>
<p><b>導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合</li> </ul>
<p><b>基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>
<p><b>主な監視操作内容</b></p> <p><b>A . 非常用ディーゼル発電機</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>非常用ディーゼル発電機の状況を随時把握する。</li> <li>原子炉補機冷却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。</li> <li>全交流電源喪失となった場合は、代替熱交換器車接続の要請・準備、及び原子炉隔離時冷却系又は高圧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。サブプレッションプール圧力が310kPa以上となった場合は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。</li> </ul> <p><b>B . 電源構成</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替電源設備、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。</li> </ul> <p><b>C . 給電</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替電源設備、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。</li> </ul> <p><b>D . 直流電源確保</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>所内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。</li> </ul> <p><b>E . 直流電源回復</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替電源設備、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。</li> </ul> <p><b>F . 復旧</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>常設電源設備又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替える。</li> </ul>



保安規定 添付1

1. 原子炉制御  
(1) スクラム

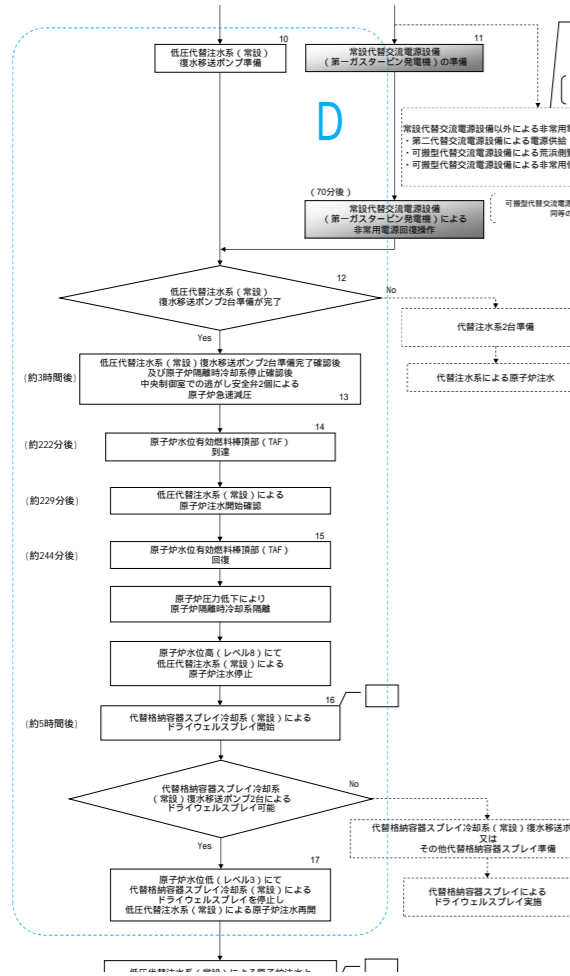
主な監視操作内容

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

2. 一次格納容器制御  
(3) サプレッションプール温度制御

<p><b>目的</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サプレッションプールの水温及び空間部温度を監視し、制御する。</li> </ul>	
<p><b>導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が閉固着の場合</li> <li>サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合</li> <li>サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合</li> </ul>	<p><b>脱出条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サプレッションプールのバルク水温の上昇が停止した場合</li> <li>サプレッションプール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、又はサプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上で手動スクラムした場合</li> <li>サプレッションプール空間部局所温度の上昇が停止した場合</li> </ul>

**基本的な考え方**

- サプレッションプール水温及びサプレッションプール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。

**主な監視操作内容**

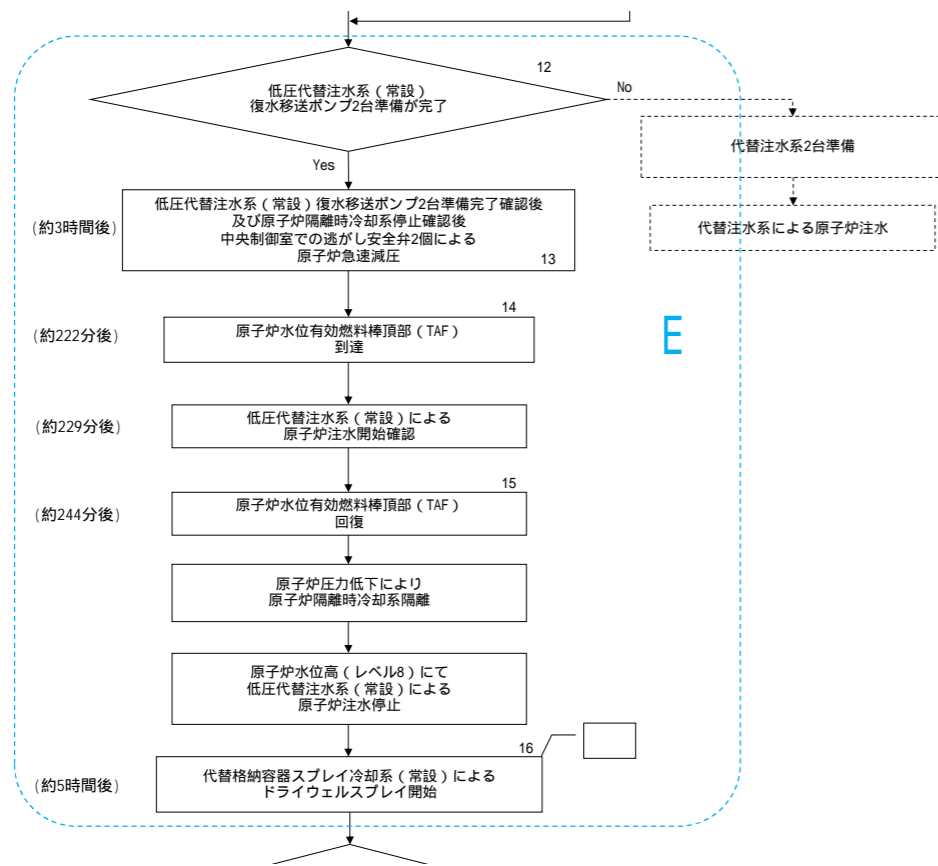
**A. サプレッションプール水温制御**

- サプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サプレッションプールの冷却を開始し、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。
- サプレッションプール水温の上昇抑制を行っても、サプレッションプール水温の上昇が継続したら、手動スクラムし、サプレッションプール水温を確認する。サプレッションプール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」へ移行し、サプレッションプール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」へ移行する。

**B. サプレッションプール空間部温度制御**

- サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度まで上昇したらサプレッションスプレイを作動させ、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。
- サプレッションプール空間部局所温度の上昇抑制を行っても、サプレッションプール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。サプレッションプール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」へ移行し、サプレッションプール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」へ移行する。





E

保安規定 添付1

4. 不測事態  
(2) 急速減圧

目的

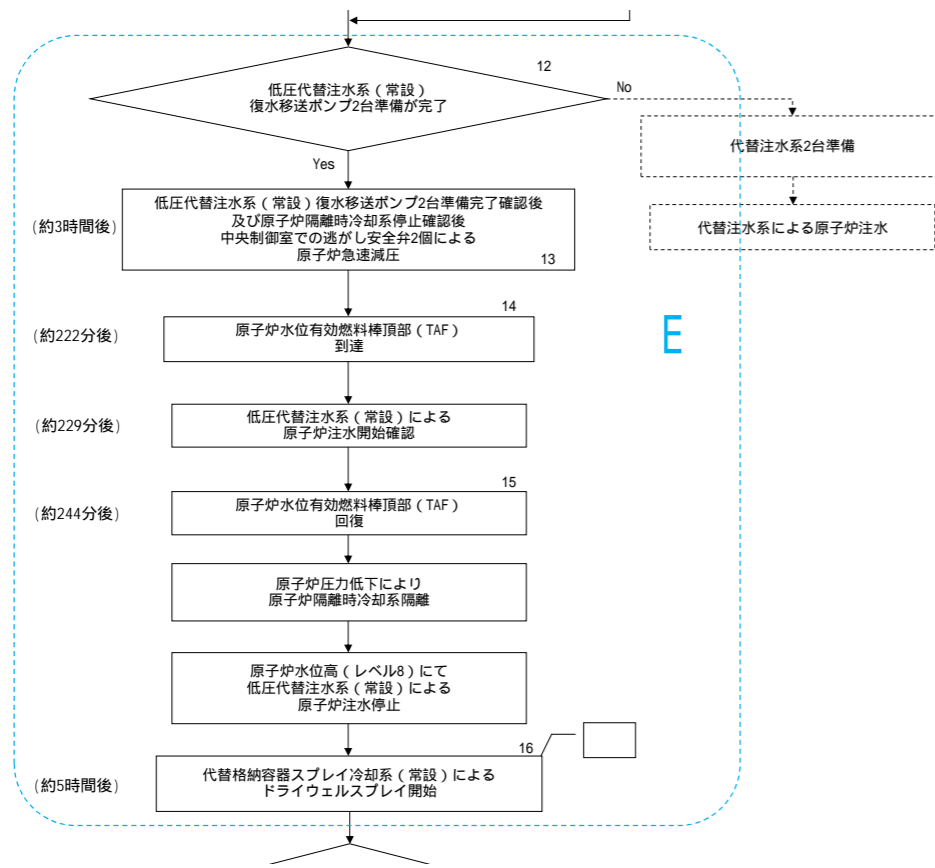
- 原子炉を速やかに減圧する。

導入条件

- 原子炉制御「水位確保」において、給復水系及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、低圧代替注水系（常設）2台以上又は低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2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、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
- 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サブプレッションプール圧力が圧力制限条件以上となった場合
- ドライウェル温度制御においてドライウェル空間部局所温度が103に接近した場合、又はドライウェル局所温度90にて手動スクラム後もドライウェル圧力が上昇して13.7kPa以上でドライウェルスプレイできない場合
- 不測事態「水位回復」において、給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、低圧代替注水系（常設）2台以上又は低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2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又は高圧代替注水系が起動できない場合、又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又は高圧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又は高圧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1系統以上、低圧代替注水系（常設）2台以上又は低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2系統以上が起動できた場合
- 一次格納容器制御「サブプレッションプール水位制御」において、サブプレッションプール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「サブプレッションプール水位制御」において、サブプレッションプール水位が通常運転時低水位制限以下になった場合又はSRVテールパイプ制限禁止領域の場合
- 一次格納容器制御「サブプレッションプール温度制御」において、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
- 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」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。

基本的な考え方

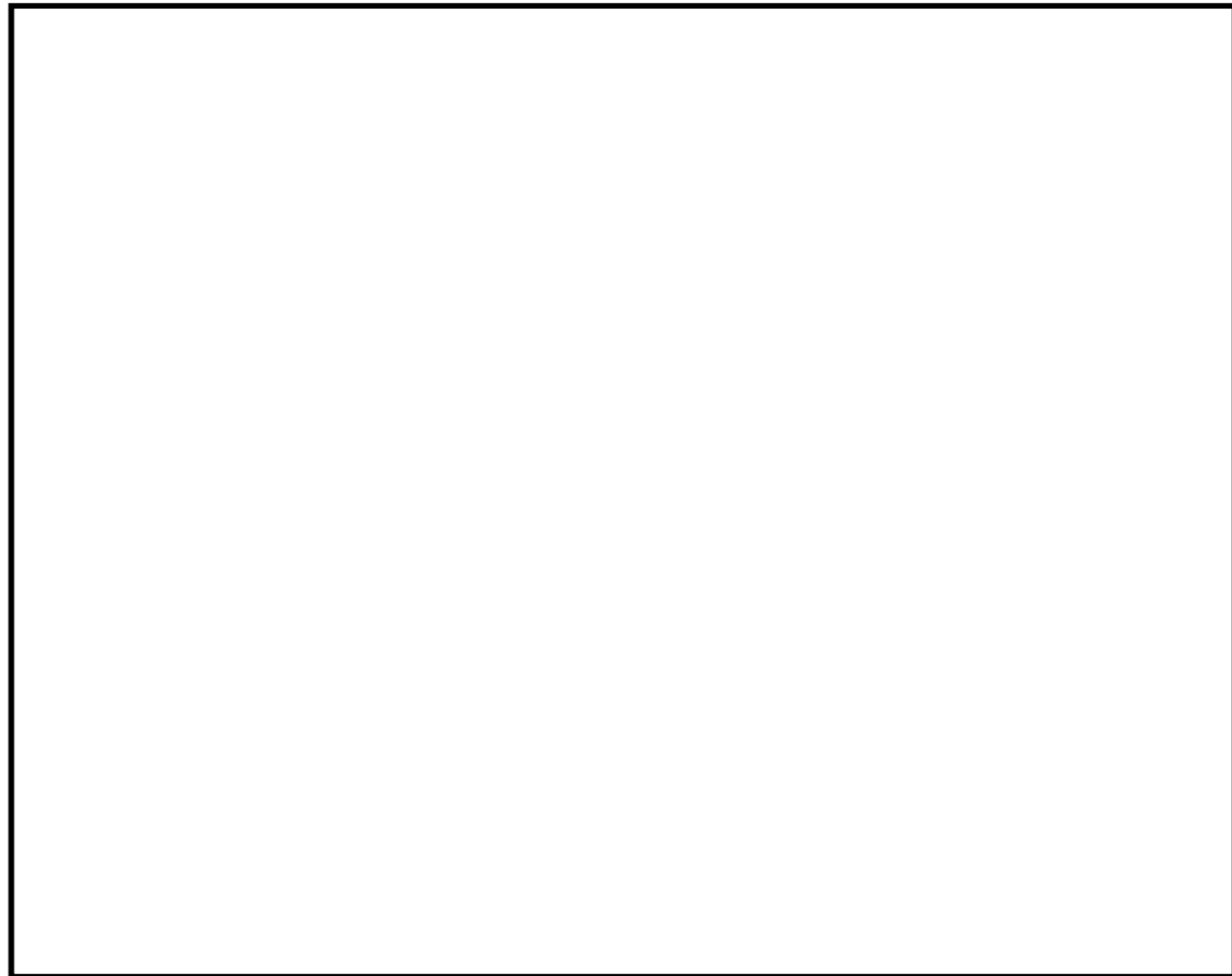
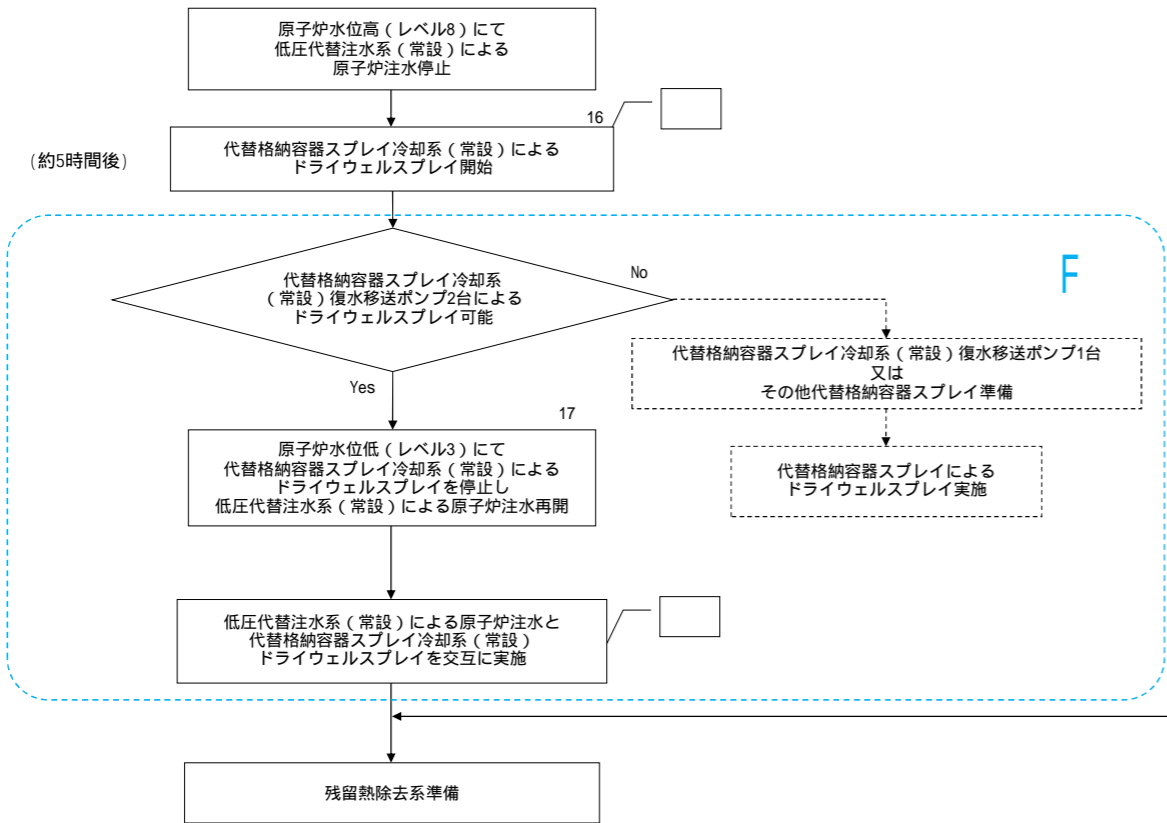
- 原子炉圧力低下必要時に自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。又は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
- 主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、復水器又は原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。
- 原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。
- 原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。
- 急速減圧実施中に原子炉へ注水可能な系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

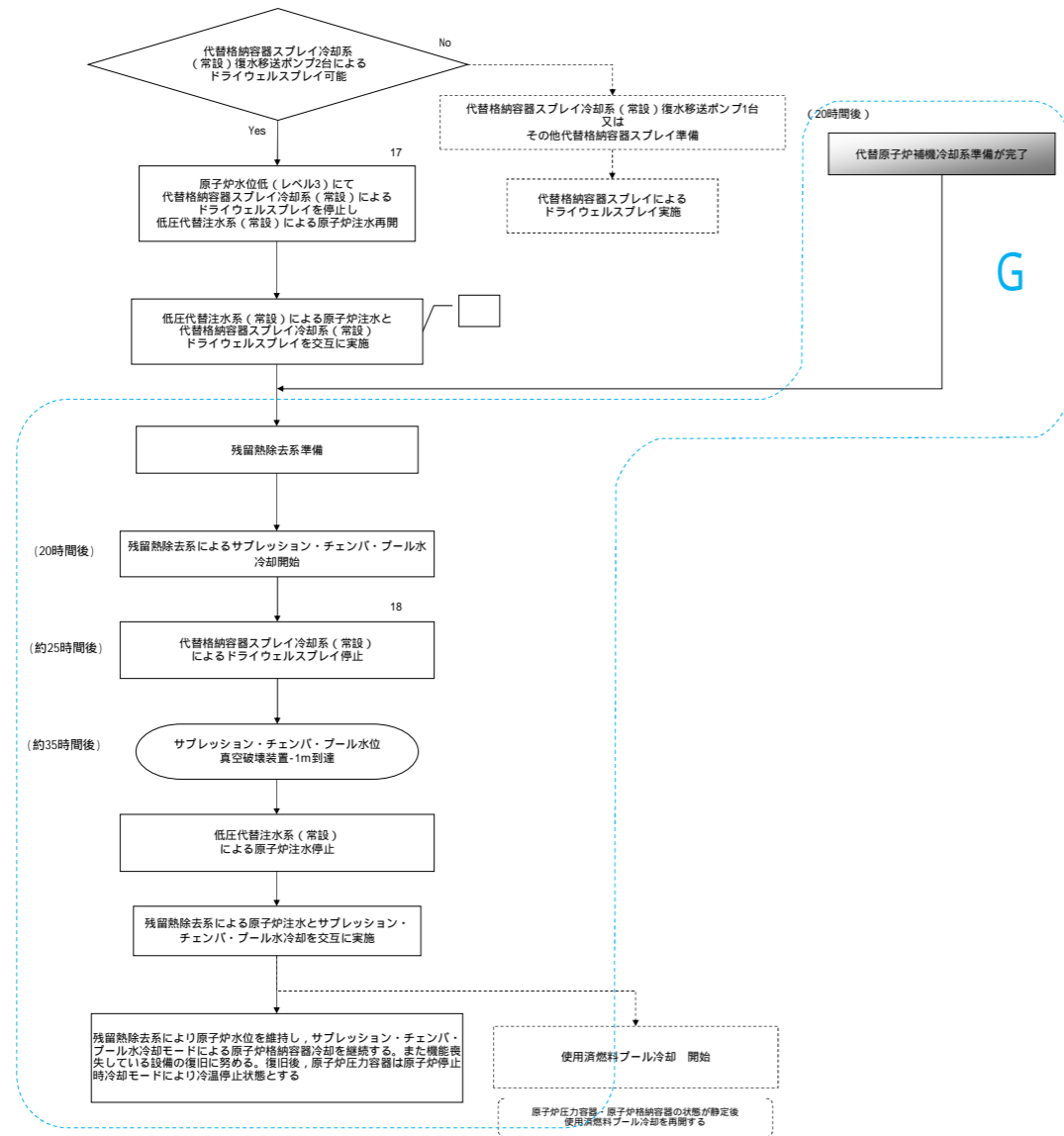
主な監視操作内容

- ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上又は低圧代替注水系（常設）2台以上、低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2系統以上が起動していること、又はその状態が維持されていることを確認する。
- ・ 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。
- ・ 自動減圧系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、自動減圧系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」時必要弁数開放する。
- ・ 自動減圧系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」時必要最小弁数以上開放する。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ている場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御へ移行する。
- ・ 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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。



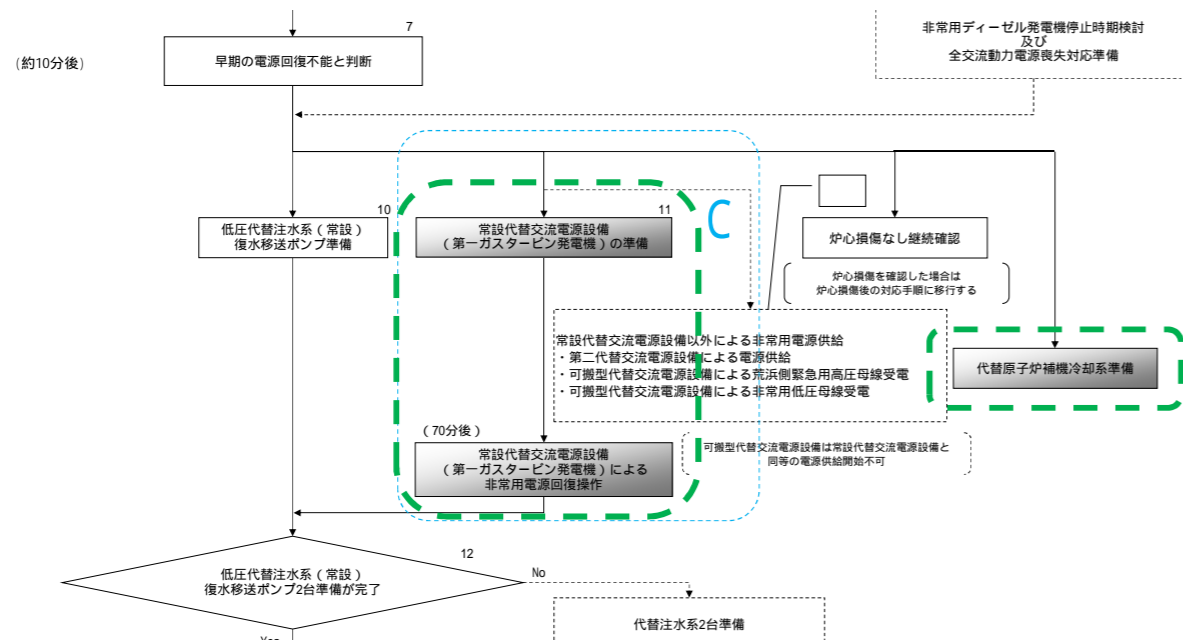
保安規定 添付1

<p><b>2 . 一次格納容器制御</b> <b>( 1 ) 格納容器圧力制御</b></p>	
<p><b>目的</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器圧力を監視し、制御する。</li> </ul>	
<p><b>導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合</li> </ul>	<p><b>脱出条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ドライウェル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであり、ドライウェル温度が66以下で、かつドライウェルベントを実施した場合</li> <li>24時間以内にドライウェ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</li> </ul>
<p><b>基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ドライウェ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、サブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力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、格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。</li> <li>一次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、ドライウェルスプレイ及びサブプレッションプールの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ため、速やかにドライウェルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイを起動する。</li> <li>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。</li> </ul>	
<p><b>主な監視操作内容</b></p> <p><b>A . 格納容器圧力制御</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ドライウェル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。</li> <li>ドライウェル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又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ェルベントを行う。</li> <li>ドライウェ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には、高圧炉心注水系、低圧注水系A系、原子炉隔離時冷却系による原子炉水位維持を確認した後に、ドライウェルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイを起動する。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。</li> <li>原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を行う。</li> <li>サブプレッションプール圧力が非常用炉心冷却系作動圧力に達した場合は、サブプレッションプールのスプレイを起動する。</li> <li>サブプレッションプール圧力がドライウェルスプレイ起動圧力に達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し、ドライウェルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイを起動する。</li> <li>サブプレッションプール圧力が圧力制限条件以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>サブプレッションプール圧力が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ェルスプレイ及びサブプレッションプールの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。</li> </ul> <p><b>B . 原子炉満水</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値に達した場合は、「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開いているか、又は電動駆動給水ポンプ、高圧炉心注水系が原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。</li> <li>給復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、消火系又は制御棒駆動水圧系を使用して原子炉へ注水し、注水量を増して、原子炉水位をできるだけ高く維持する。</li> <li>サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持される場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。</li> <li>サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。</li> </ul> <p><b>C . 格納容器ベント</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サブプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は、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。</li> <li>格納容器ベントは、サブプレッションプール側フィルターベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウェル側フィルターベントラインを使用する。フィルターベントラインが使用出来ない場合は、サブプレッションプール側耐圧ベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウェル側耐圧ベントラインを使用する。</li> </ul>	



保安規定 添付1

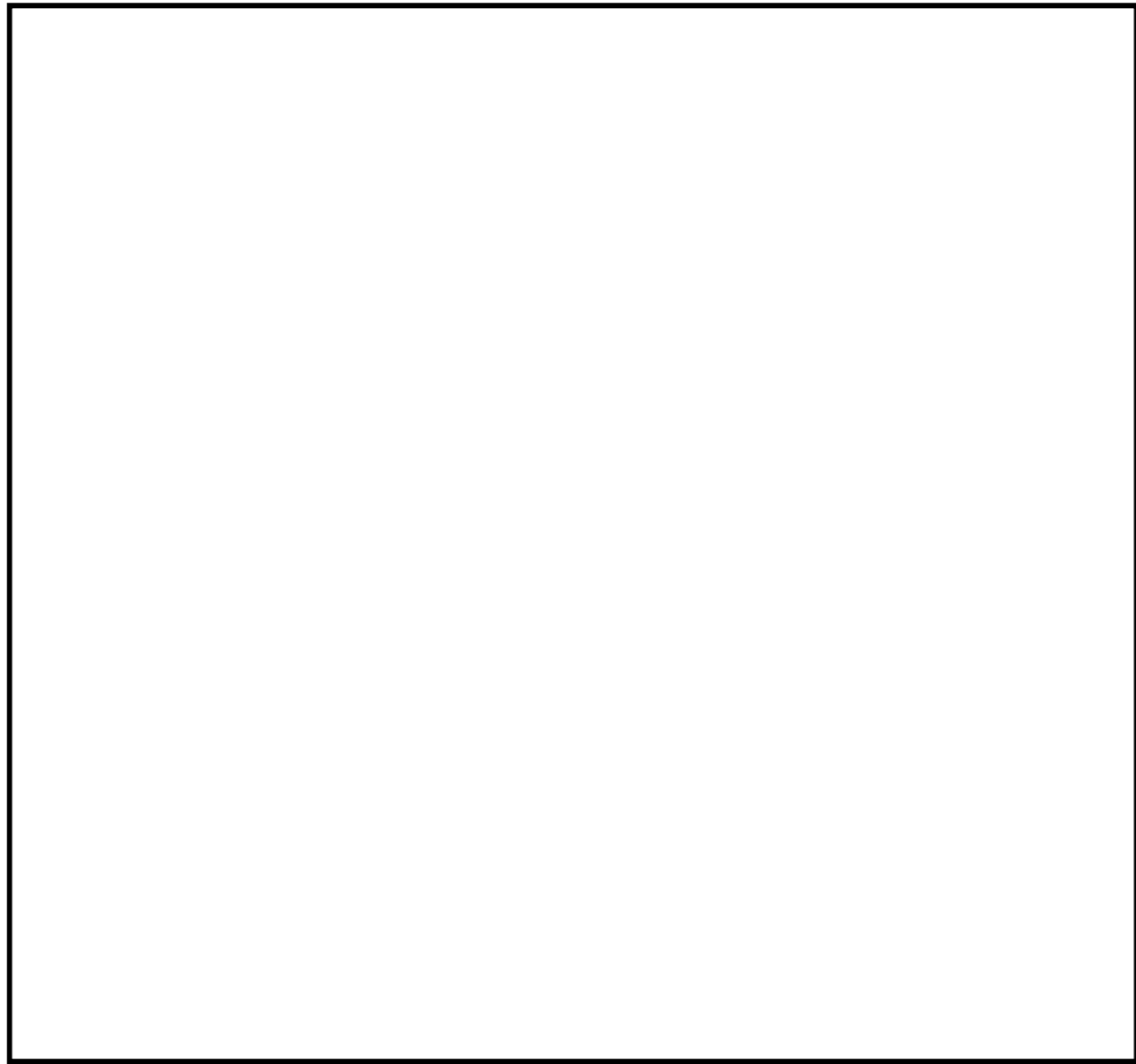
<p>2. 一次格納容器制御 (3) サプレッションプール温度制御</p>	
<p>目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サプレッションプールの水温及び空間部温度を監視し、制御する。</li> </ul>	
<p>導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が閉固着の場合</li> <li>サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合</li> <li>サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合</li> </ul>	<p>脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サプレッションプールのバルク水温の上昇が停止した場合</li> <li>サプレッションプール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、又はサプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上で手動スクラムした場合</li> <li>サプレッションプール空間部局所温度の上昇が停止した場合</li> </ul>
<p>基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サプレッションプール水温及びサプレッションプール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。</li> </ul>	
<p>主な監視操作内容</p> <p><b>A. サプレッションプール水温制御</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サプレッションプールの冷却を開始し、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。</li> <li>サプレッションプール水温の上昇抑制を行っても、サプレッションプール水温の上昇が継続したら、手動スクラムし、サプレッションプール水温を確認する。サプレッションプール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」へ移行し、サプレッションプール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」へ移行する。</li> </ul> <p><b>B. サプレッションプール空間部温度制御</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度まで上昇したらサプレッションスプレイを作動させ、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。</li> <li>サプレッションプール空間部局所温度の上昇抑制を行っても、サプレッションプール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。サプレッションプール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」へ移行し、サプレッションプール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」へ移行する。</li> </ul>	



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

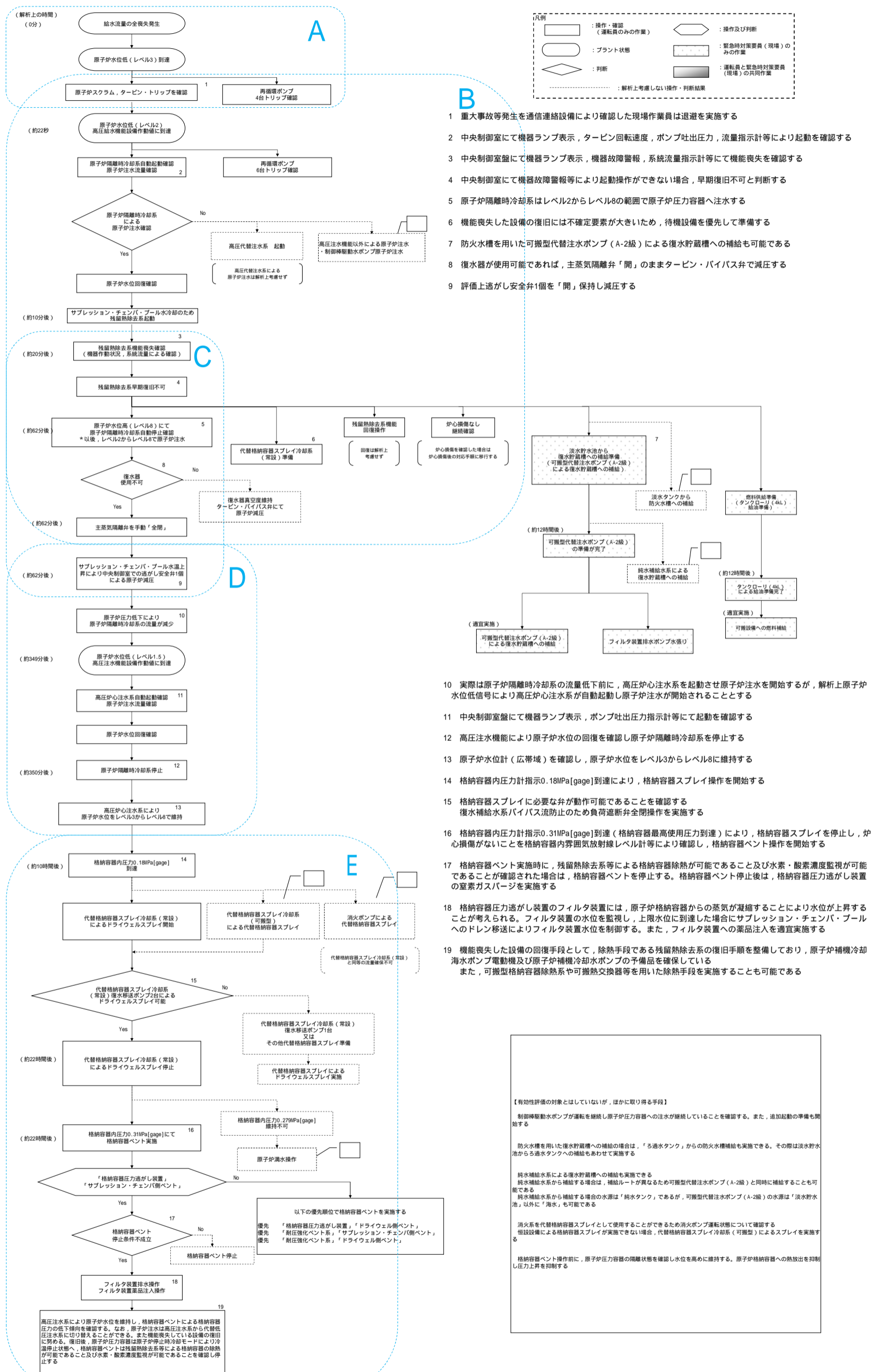
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
1 4	常設代替交流電源設備による給電(非常用高圧母線D系受電) <sup>1</sup>	運転員 (中央制御室, 現場)	6	20分以内
1 4	常設代替交流電源設備による給電(非常用高圧母線C系受電) <sup>1</sup>	運転員 (中央制御室, 現場)	6	50分以内
5	代替原子炉補機冷却系による除熱 <sup>1</sup>	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約540分
		緊急時対策要員	13	

1 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。)



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7.1.4.2 - 4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



(解析上の時間)  
(0分)

A

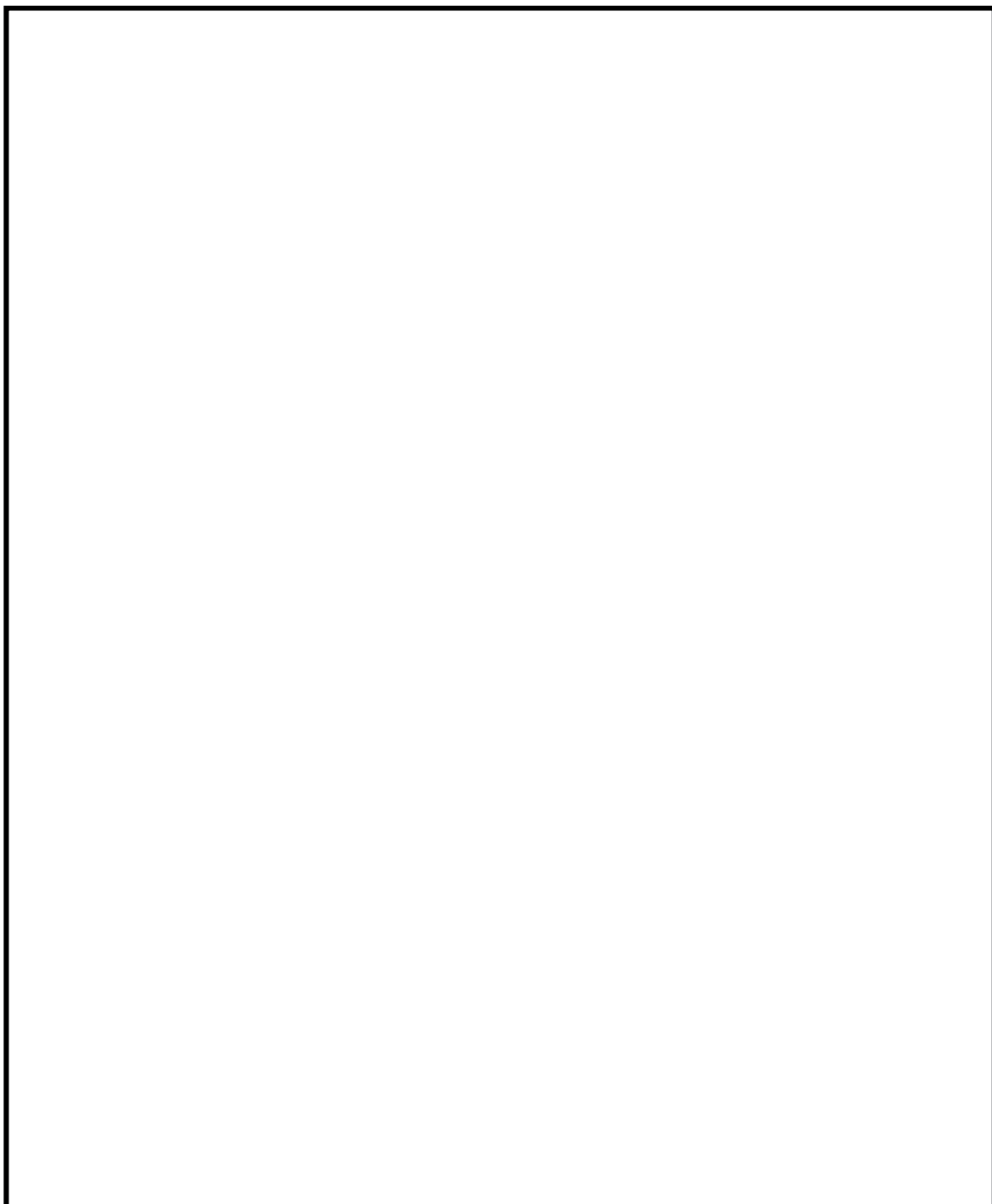
給水流量の全喪失発生

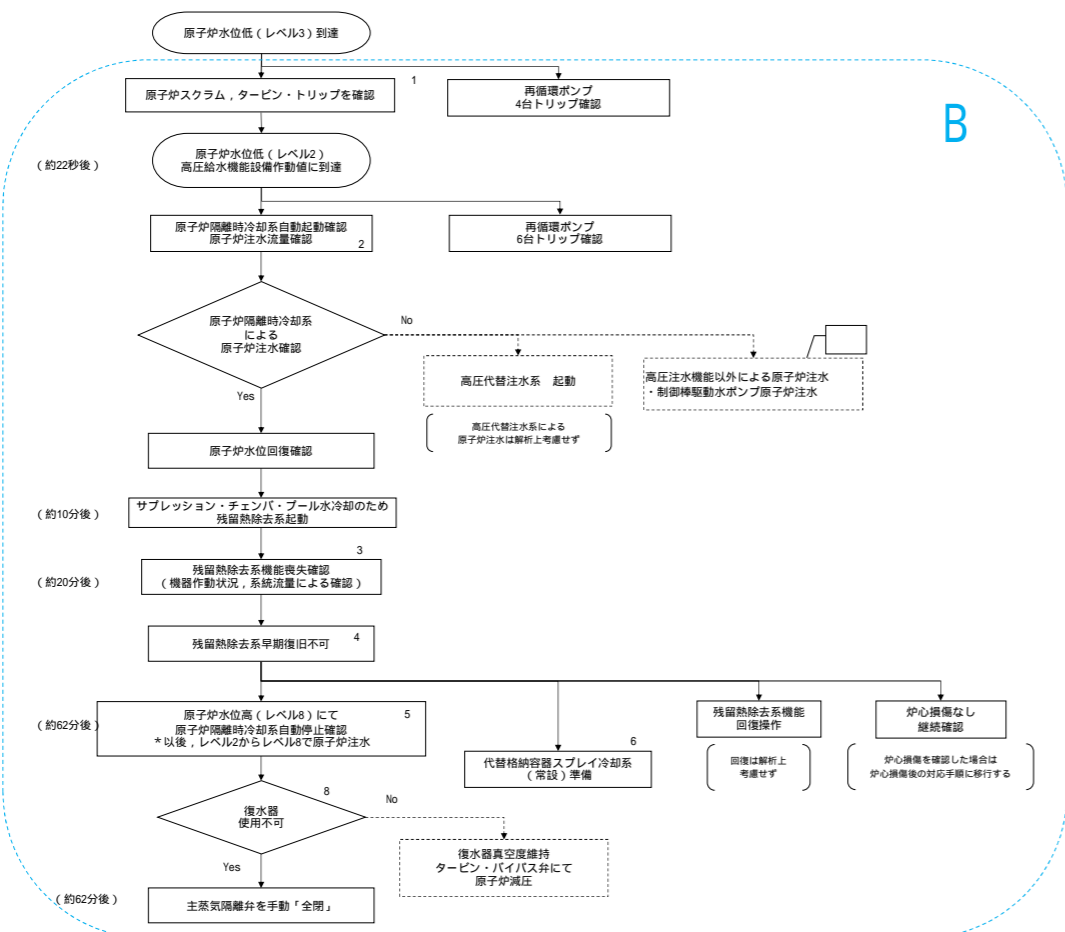
原子炉水位低(レベル3)到達

原子炉スクラム, タービン・トリップを確認

再循環ポンプ  
4台トリップ確認

1





保安規定 添付1

1. 原子炉制御  
(1) スクラム

- 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。
  - 一次及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。)

導入条件	脱出条件
<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム信号が発生した場合</li> <li>手動スクラムした場合</li> <li>各制御の脱出条件が成立した場合</li> </ul>	

- 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「原子炉建屋制御」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。

**主な監視操作内容**

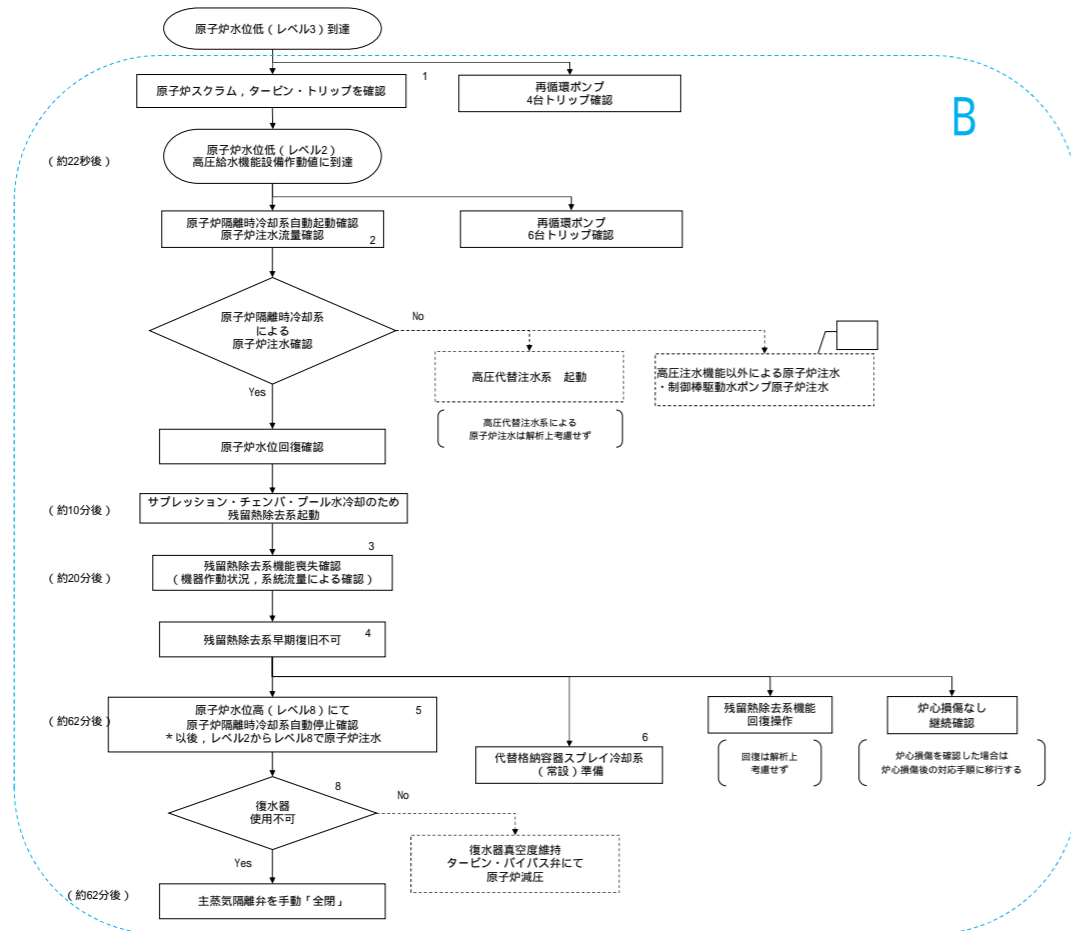
**A. 原子炉出力**

- 重要警報「スクラム」の発信を確認する。
- 全制御棒挿入状態を確認する。
- 平均出力領域モニタの指示を確認する。
- 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及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確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上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」へ移行する。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「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及び速度を確認する。
- 平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。

**B. 原子炉水位**

- 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の自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)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、高圧代替注水系、低圧代替注水系(常設) 低圧代替注水系(可搬型)、消火系又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、消防車の出動を要請し、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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。





## 保安規定 添付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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- 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、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又は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖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「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開し、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」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管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プール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プール冷却を行う。
- 原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により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（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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

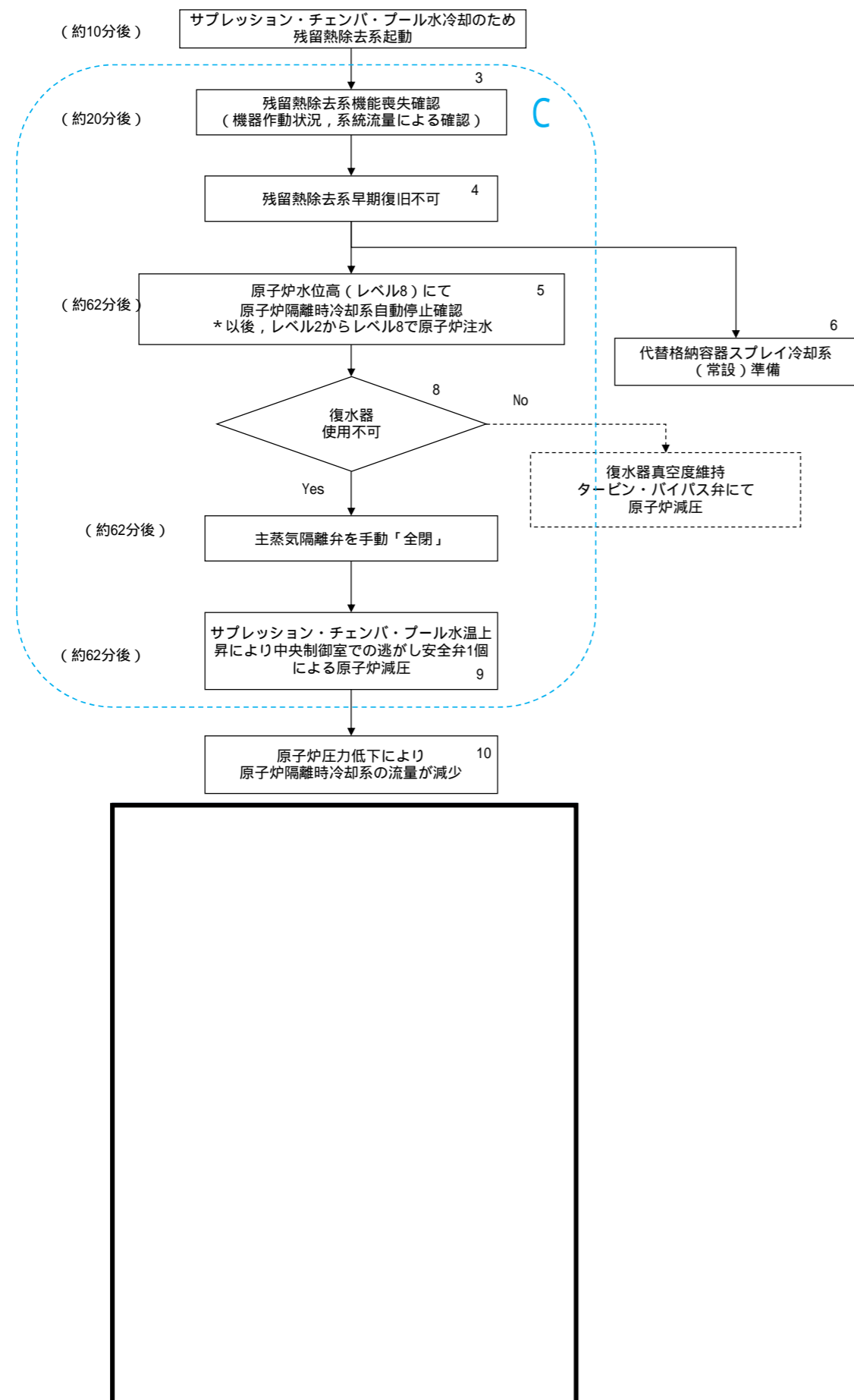
- 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。(タービン自動トリップの場合は不要)
- タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
- 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流/直流電源供給回復」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合又は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- 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に異常が確認された場合は、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。

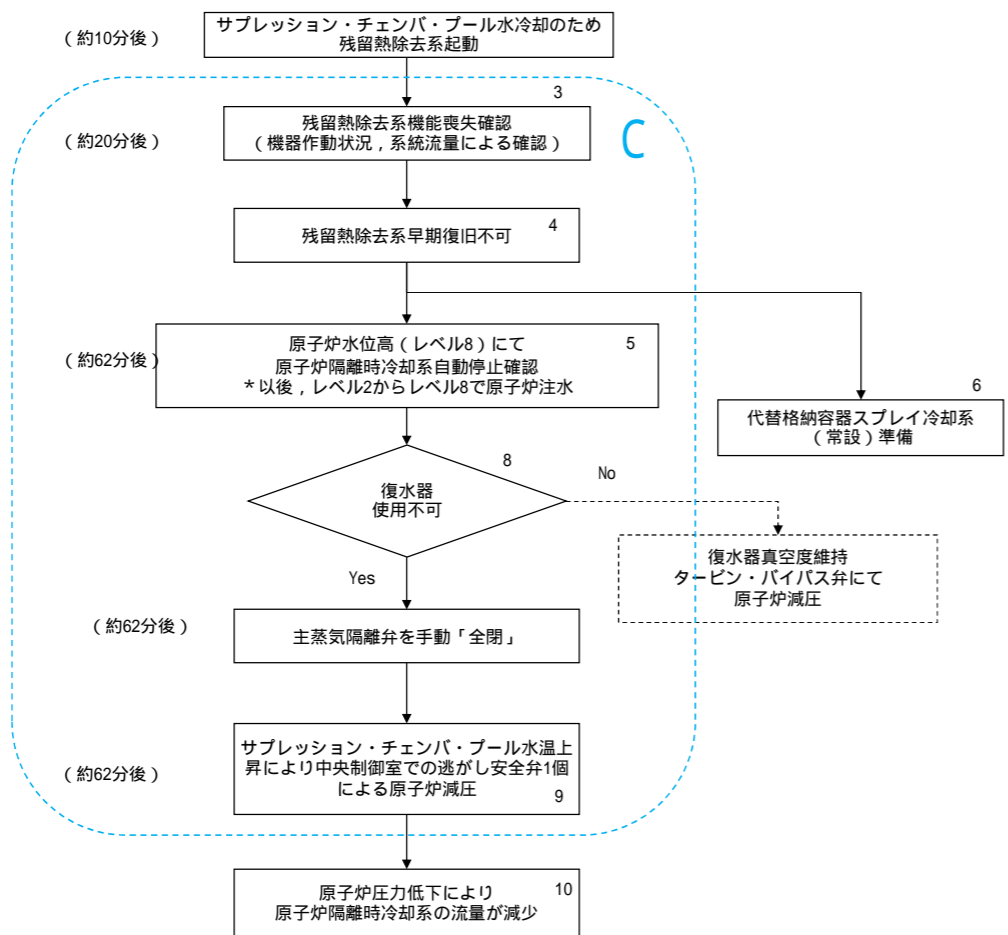
### F. 復旧

- 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。
- 原子炉冷却材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、原子炉建屋換気空調系を起動し、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、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減圧する。
- 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、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 (1) スクラム</p> <p>主な監視操作内容</p> <p><b>G. 一次格納容器制御への導入</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。)</li> </ul> <p><b>H. 二次格納容器制御への導入</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。)</li> </ul>
--



保安規定 添付1

2. 一次格納容器制御  
(3) サプレッションプール温度制御

<p>目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプールの水温及び空間部温度を監視し、制御する。</li> </ul>	
<p>導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が閉固着の場合</li> <li>・ サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合</li> <li>・ サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合</li> </ul>	<p>脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ サプレッションプールのバルク水温の上昇が停止した場合</li> <li>・ サプレッションプール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、又はサプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上で手動スクラムした場合</li> <li>・ サプレッションプール空間部局所温度の上昇が停止した場合</li> </ul>

基本的な考え方

- ・ サプレッションプール水温及びサプレッションプール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。

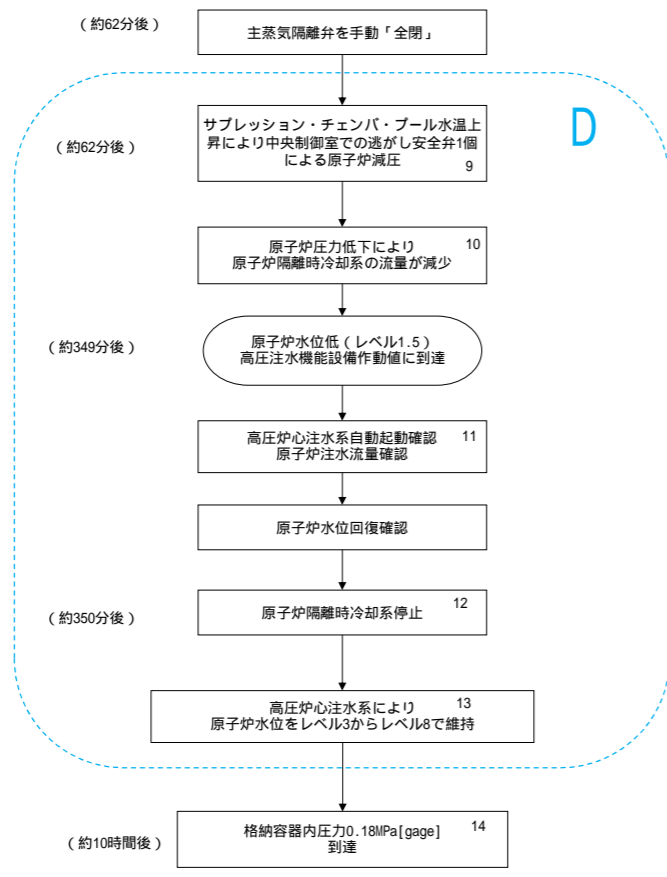
主な監視操作内容

A. サプレッションプール水温制御

- ・ サプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サプレッションプールの冷却を開始し、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。
- ・ サプレッションプール水温の上昇抑制を行っても、サプレッションプール水温の上昇が継続したら、手動スクラムし、サプレッションプール水温を確認する。サプレッションプール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」へ移行し、サプレッションプール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」へ移行する。

B. サプレッションプール空間部温度制御

- ・ サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度まで上昇したらサプレッションスプレイを作動させ、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。
- ・ サプレッションプール空間部局所温度の上昇抑制を行っても、サプレッションプール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。サプレッションプール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」へ移行し、サプレッションプール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」へ移行する。



保安規定 添付1

1. 原子炉制御  
(4) 減圧冷却

目的

- 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、冷温停止状態へ移行させる。

導入条件

- 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、有効燃料頂部から原子炉水位低スクラム設定値の間に維持可能な場合
- 「サプレッションプール水温制御」において、手動スクラム後、サプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合
- 「サプレッションプール水位制御」において、手動スクラムした場合

脱出条件

- 原子炉圧力が残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)の使用可能圧力以下で、残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)が起動し、原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できる場合

基本的な考え方

- 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には、原子炉冷却材温度変化率及びサプレッションプール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、サプレッションプール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、サプレッションプール水温上昇防止のため、残留熱除去系によるサプレッションプール冷却を行う。
- 水位と減圧を並行操作する。

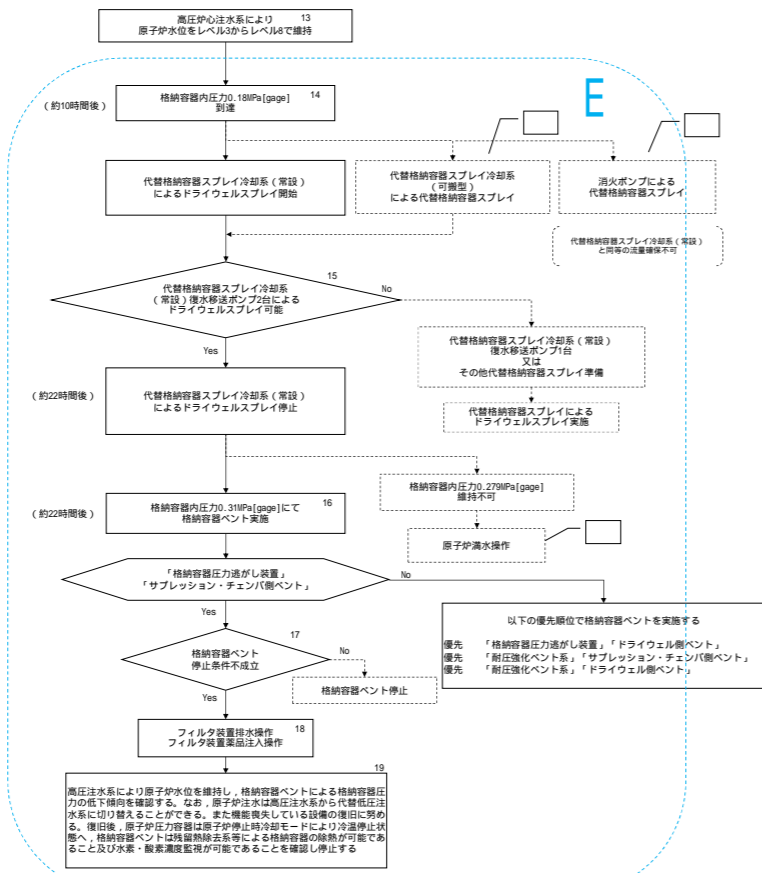
主な監視操作内容

A. 水位

- 給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系又は高圧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には、不測事態「水位不明」及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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。

B. 減圧

- 給復水系による原子炉注水ができない場合、注水系統が原子炉隔離時冷却系又は高圧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、タービンバイパス弁等による減圧を行う。
- 復水器が使用不能であり、かつサプレッションプール水温がサプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合、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、かつサプレッションプール水温がサプレッションプール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(原子炉停止時冷却系)の使用可能圧力以下の場合、残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)を起動する。残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)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

2. 一次格納容器制御  
(1) 格納容器圧力制御

目的

- 格納容器圧力を監視し、制御する。

導入条件

- ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合

脱出条件

- ドライウェル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであり、ドライウェル温度が66以下で、かつドライウェルベントを実施した場合
- 2.4時間以内にドライウェ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

基本的な考え方

- ドライウェ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、サブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力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、格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。
- 一次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、ドライウェルスプレイ及びサブプレッションプールの安全解析上の要求時間以内に完了する必要があるため、速やかにドライウェルスプレイ及びサブプレッションプールの起動を行う。
- 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。

主な監視操作内容

A. 格納容器圧力制御

- ドライウェル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。
- ドライウェル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又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ェルベントを行う。
- ドライウェ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には、高圧炉心注水系、低圧注水系A系、原子炉隔離時冷却系による原子炉水位維持を確認した後に、ドライウェルスプレイ及びサブプレッションプールの起動を行う。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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を行う。
- サブプレッションプール圧力が非常用炉心冷却系作動圧力に達した場合は、サブプレッションプールの起動する。
- サブプレッションプール圧力がドライウェルスプレイ起動圧力に達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し、ドライウェルスプレイ及びサブプレッションプールの起動する。
- サブプレッションプール圧力が圧力制限条件以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。
- サブプレッションプール圧力が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ェルスプレイ及びサブプレッションプールの起動し、格納容器を減圧するとともに原子炉満水操作を行う。

B. 原子炉満水

- サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値に達した場合は、「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開いているか、又は電動駆動給水ポンプ、高圧炉心注水系が原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
- 給復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、消火系又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。
- サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持される場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。

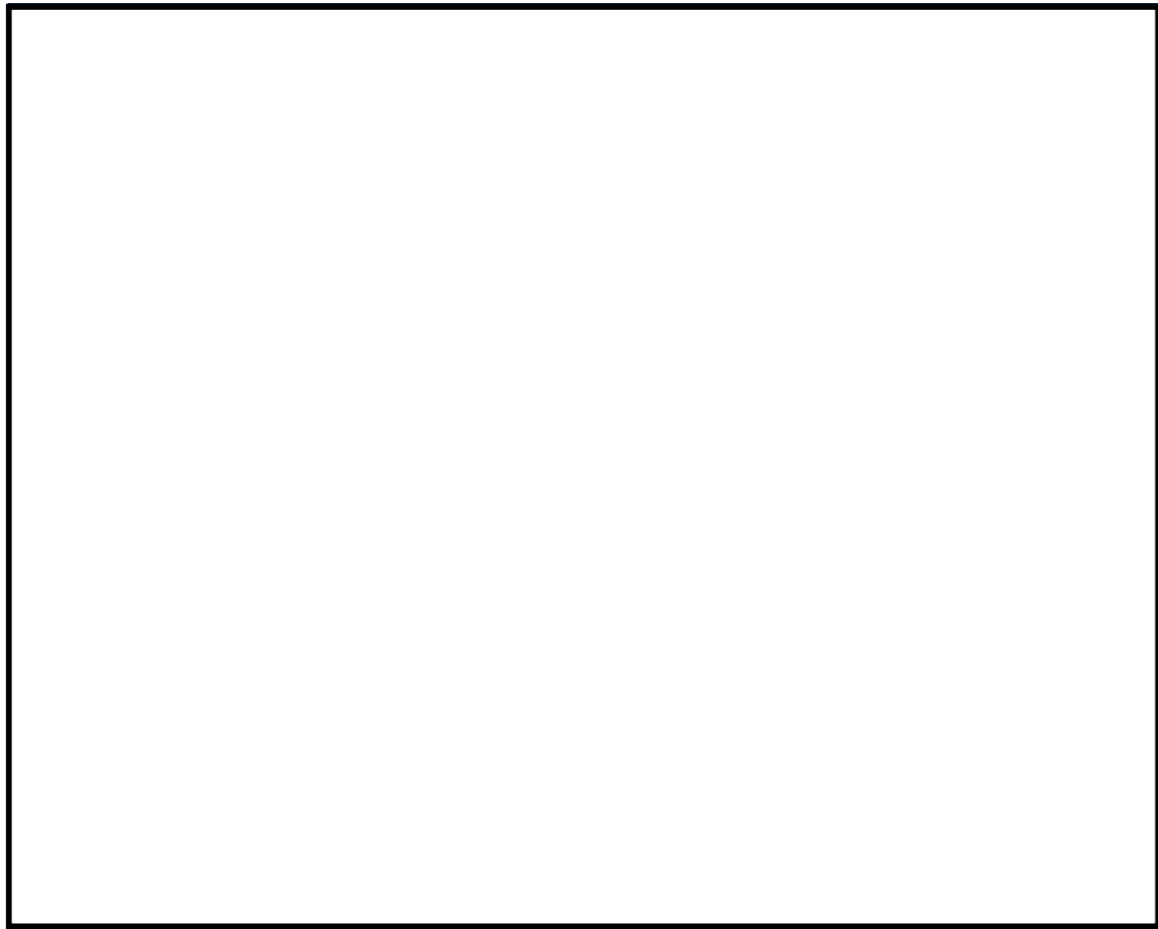
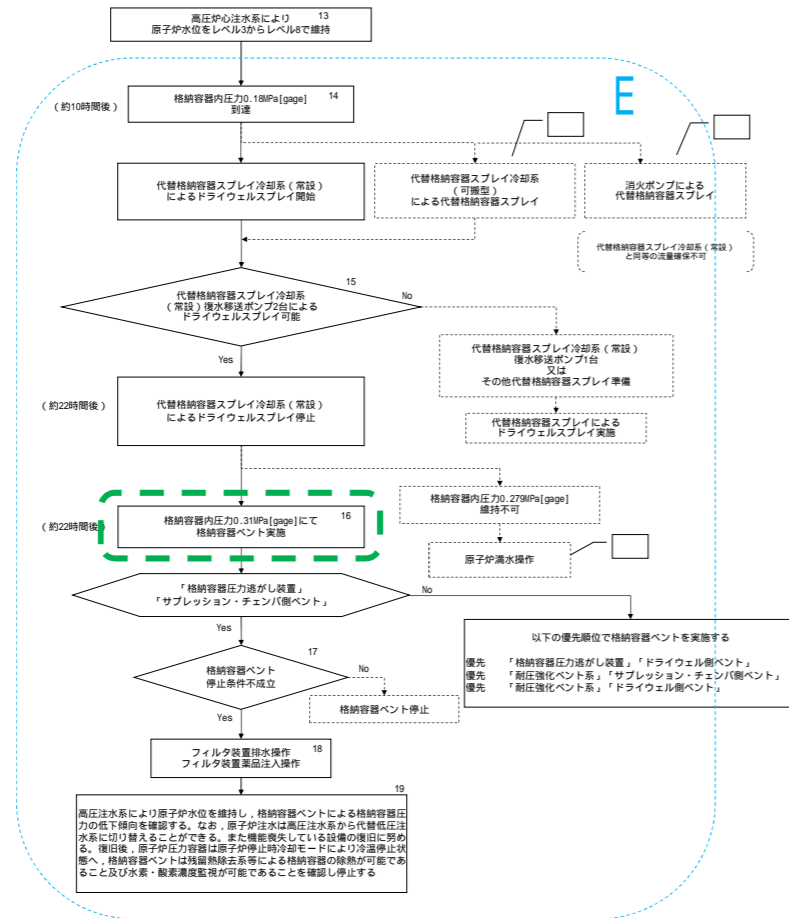
C. 格納容器ベント

- サブプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は、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、サブプレッションプール側フィルターベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウェル側フィルターベントラインを使用する。フィルターベントラインが使用出来ない場合は、サブプレッションプール側耐圧ベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウェル側耐圧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

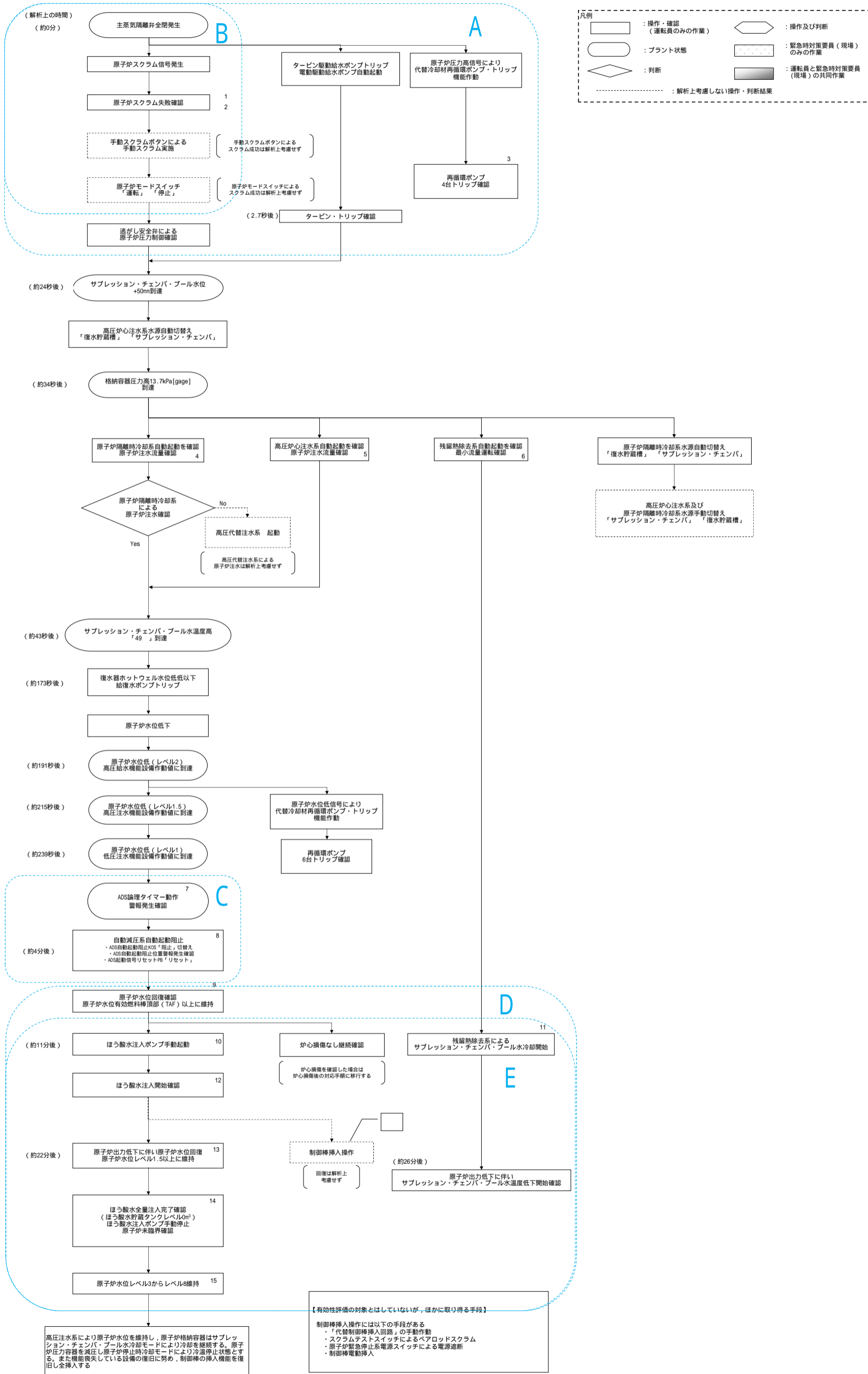
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
5	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 <sup>1</sup>	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約40分

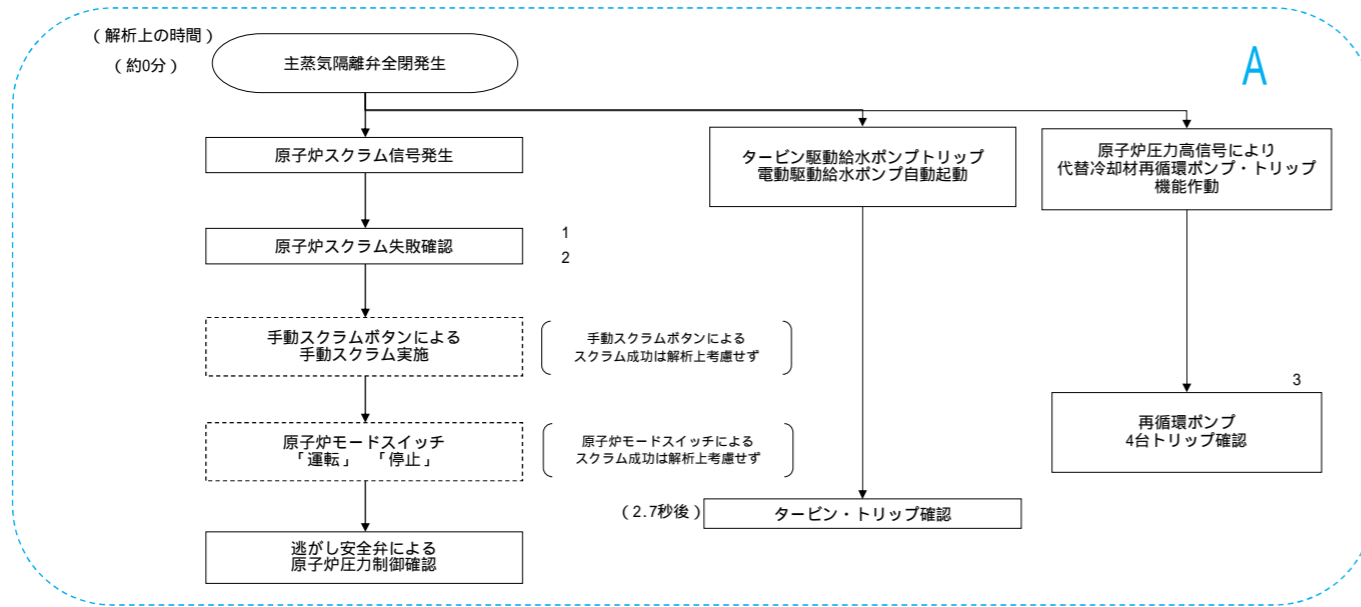
1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段(以下, 本表において同じ。)



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7.1.5 - 4図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要

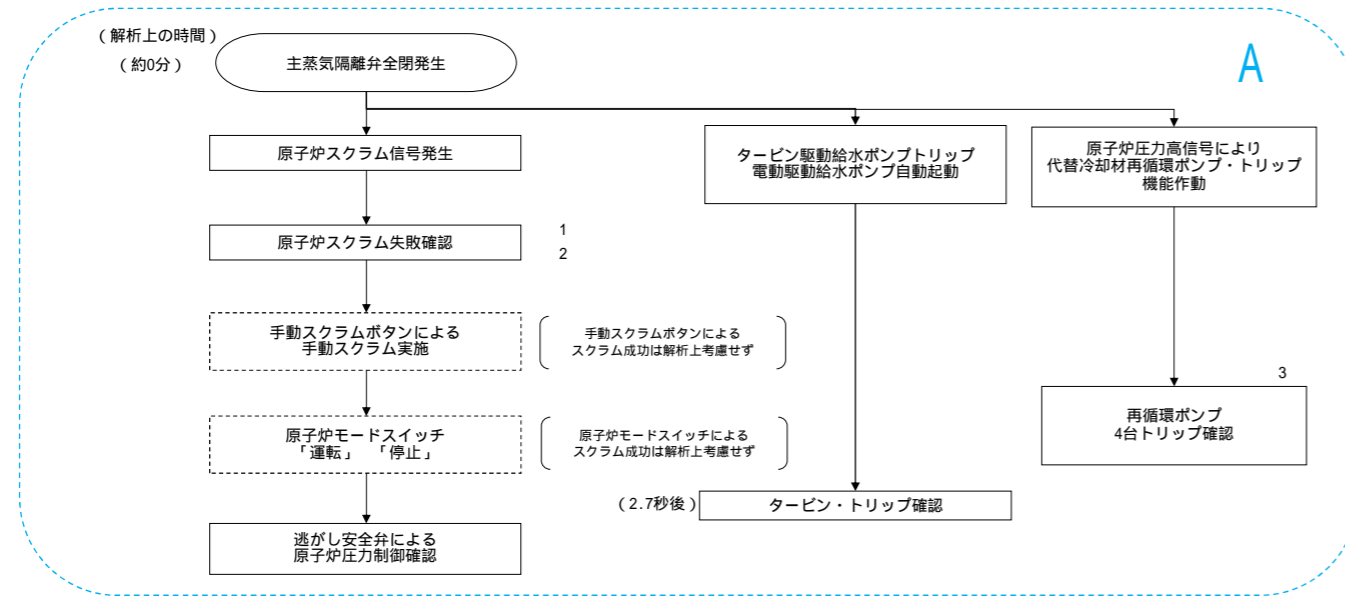




保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御 (1) スクラム</p>	
<p>目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉を停止する。</li> <li>十分な炉心冷却状態を維持する。</li> <li>原子炉を冷温停止状態まで冷却する。</li> <li>一次及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。)</li> </ul>	
<p>導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム信号が発生した場合</li> <li>手動スクラムした場合</li> <li>各制御の脱出条件が成立した場合</li> </ul>	<p>脱出条件</p>
<p>基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。</li> <li>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。</li> <li>二次格納容器制御「原子炉建屋制御」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。</li> <li>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。</li> </ul>	
<p>主な監視操作内容</p>	
<p>A. 原子炉出力</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>重要警報「スクラム」の発信を確認する。</li> <li>全制御棒挿入状態を確認する。</li> <li>平均出力領域モニタの指示を確認する。</li> <li>自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及び代替制御棒挿入機能の動作を行う。</li> <li>原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。</li> <li>全制御棒が全挿入位置であること確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上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」へ移行する。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「反応度制御」で行う。</li> <li>原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態及び速度を確認する。</li> <li>平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。</li> </ul>	
<p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位を確認する。</li> <li>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。</li> <li>タービン駆動給水ポンプの自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)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。</li> <li>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)</li> <li>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、高圧代替注水系、低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)、消火系又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。</li> <li>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、消防車の出動を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。</li> <li>原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</li> </ul>	





## 保安規定 添付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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- 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、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又は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖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「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開し、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」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管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プール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プール冷却を行う。
- 原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により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（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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

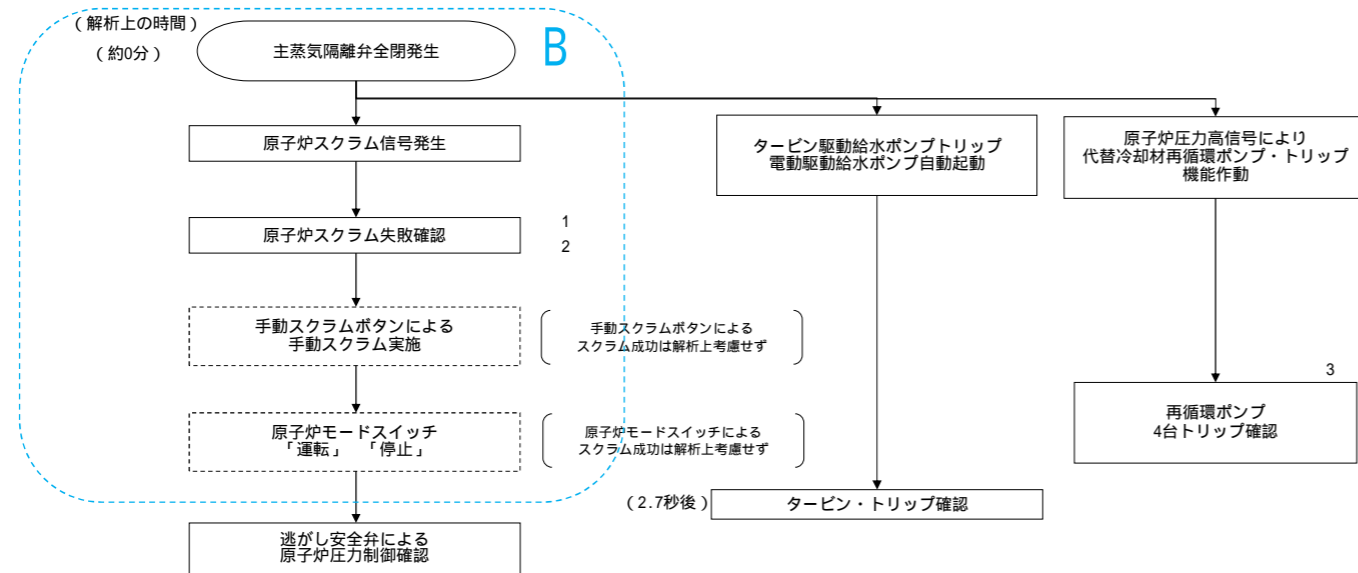
- 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
- タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
- 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流/直流電源供給回復」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合又は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- 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に異常が確認された場合は、「復旧」操作へ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。
- 原子炉冷却材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、原子炉建屋換気空調系を起動し、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、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減圧する。
- 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、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

### 1. 原子炉制御 (1) スクラム

#### 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。
- 一次及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。)

#### 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

#### 脱出条件

#### 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「原子炉建屋制御」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。

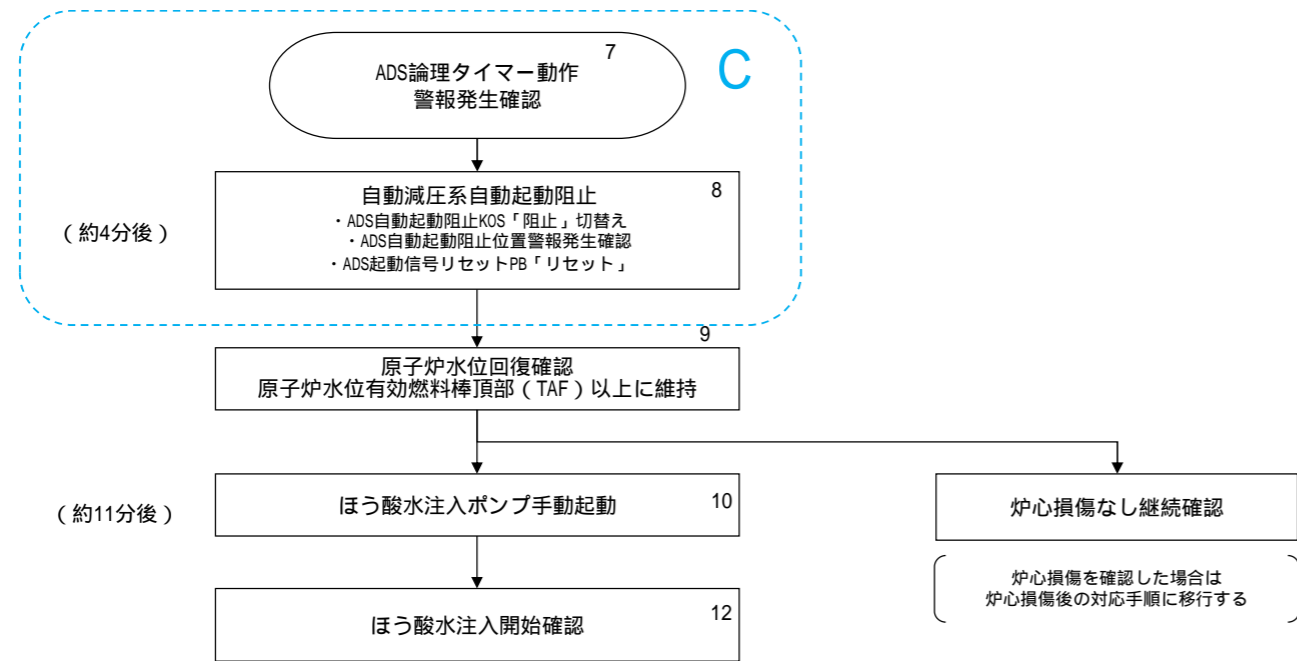
#### 主な監視操作内容

##### A. 原子炉出力

- 重要警報「スクラム」の発信を確認する。
- 全制御棒挿入状態を確認する。
- 平均出力領域モニタの指示を確認する。
- 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及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確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上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」へ移行する。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「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及び速度を確認する。
- 平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。

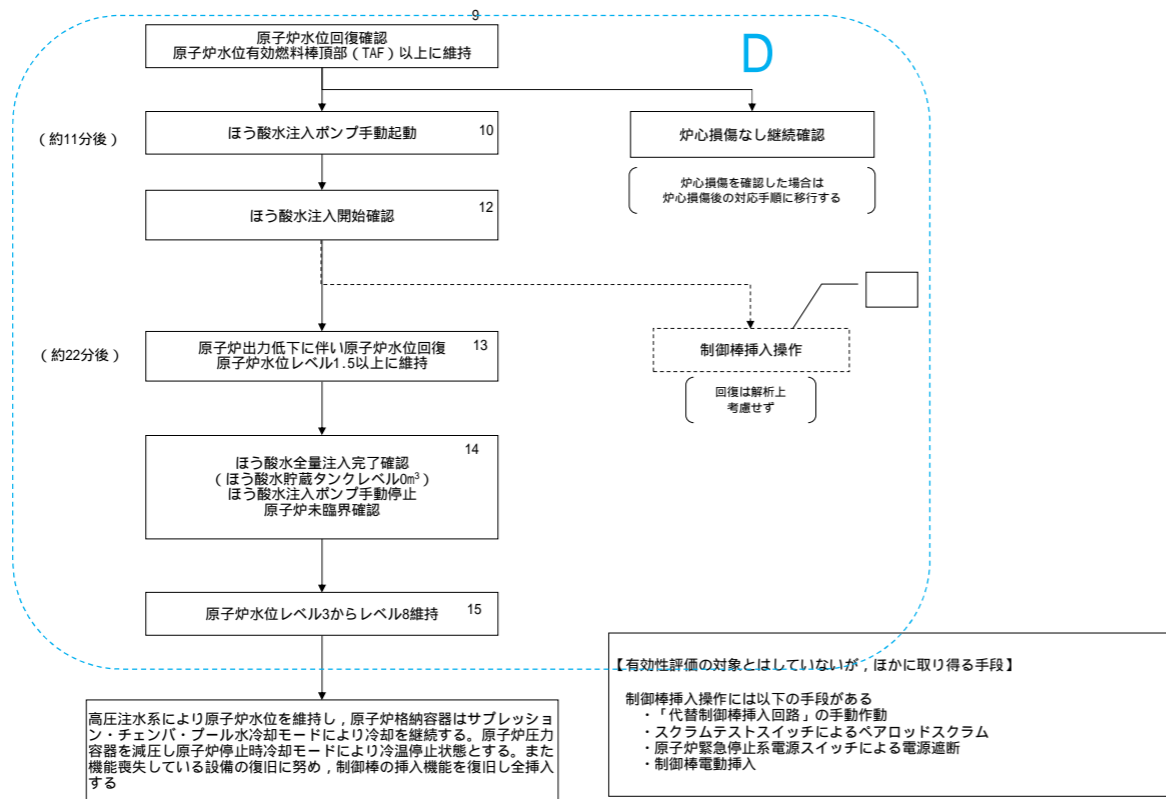
##### B. 原子炉水位

- 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の自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)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、高压代替注水系、低压代替注水系(常設) 低压代替注水系(可搬型)、消火系又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、消防車の出動を要請し、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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。



保安規定 添付1

<b>1. 原子炉制御</b> <b>(2) 反応度制御</b>	
<b>目的</b> ・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。	
<b>導入条件</b> ・原子炉制御「スクラム」により全制御棒が全挿入位置又は同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本を超える制御棒が挿入されていない場合	<b>脱出条件</b> ・全制御棒が全挿入位置又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 ・同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以下まで挿入され、ほう酸水注入系が停止している場合
<b>基本的な考え方</b> ・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プール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。	
<b>主な監視操作内容</b>	
<b>A. 反応度制御</b> ・全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されず、同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本を超える制御棒が挿入されていない場合には、「反応度制御」のほう酸水注入系起動操作及び水位制御、制御棒操作、圧力制御を並行操作する。 ・タービンが運転中の場合は、原子炉再循環ポンプをランバック後停止する。また、タービンが停止中の場合は、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。	
<b>B. ほう酸水注入系</b> ・ほう酸水注入系を起動する。 ・原子炉冷却材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には、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又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、ほう酸水注入系を停止する。	
<b>C. 水位</b> ・原子炉水位が不明となった場合、「反応度制御」水位不明及び「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、原子炉出力高判定値以上の場合又は原子炉出力高判定未満の場合でかつ主蒸気隔離弁が閉の場合、「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。） ・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値未満の場合で、かつ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隔離時冷却系自動作動水位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。） ・原子炉を減圧することにより高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位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の注水流量を増加し、原子炉水位を高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持する。 ・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、原子炉水位を高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持できない場合には、低圧で原子炉に注水可能な系統又は低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）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、原子炉水位を高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持する。	
: 低圧で原子炉へ注水可能な系統とは、高圧復水ポンプ、低圧復水ポンプ、高圧炉心注水系B系、高圧炉心注水系C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。	



保安規定 添付1

1. 原子炉制御  
(2) 反応度制御

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、ATWSのことをいう。

<p>導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」により全制御棒が全挿入位置又は同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本を超える制御棒が挿入されていない場合</li> </ul>	<p>脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>全制御棒が全挿入位置又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</li> <li>同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以下まで挿入され、ほう酸水注入系が停止している場合</li> </ul>
--	---

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プール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。

主な監視操作内容

**A. 反応度制御**

- 全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されず、同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本を超える制御棒が挿入されていない場合には、「反応度制御」のほう酸水注入系起動操作及び水位制御、制御棒操作、圧力制御を並行操作する。
- タービンが運転中の場合は、原子炉再循環ポンプをランバック後停止する。また、タービンが停止中の場合は、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。

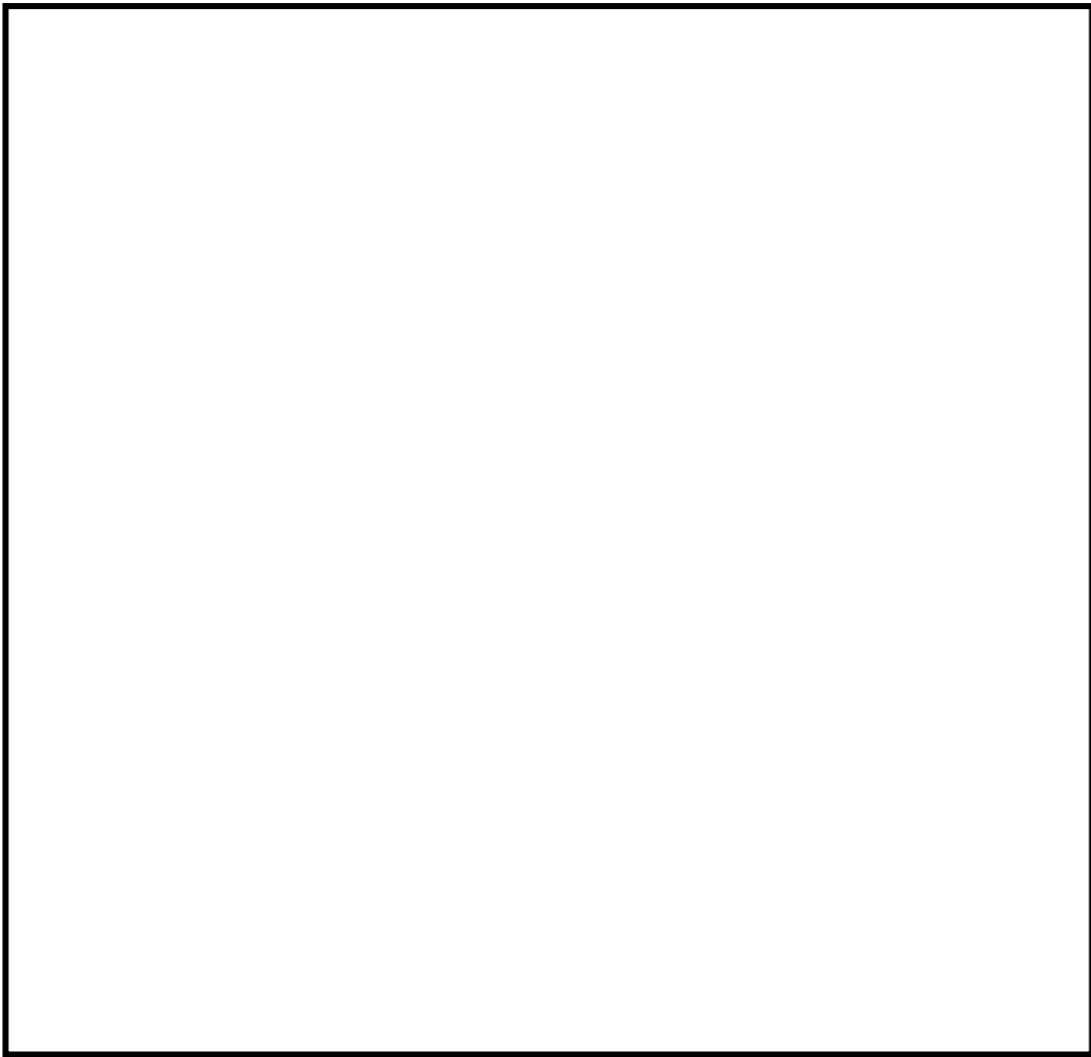
**B. ほう酸水注入系**

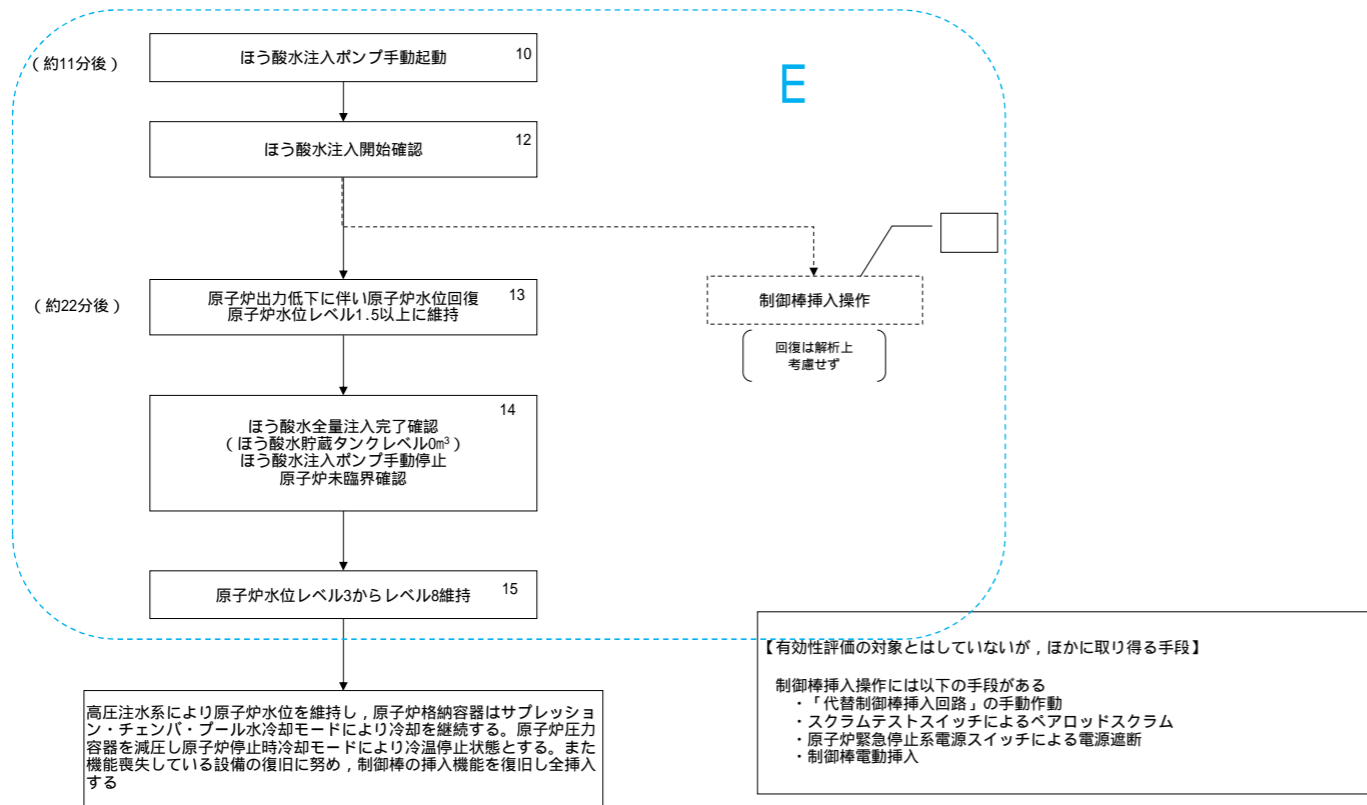
- ほう酸水注入系を起動する。
- 原子炉冷却材浄化系が隔離したことを確認する。
- ほう酸水注入系を起動した場合には、全量注入完了までほう酸水を注入する。ただし、全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、ほう酸水注入系を停止する。

**C. 水位**

- 原子炉水位が不明となった場合、「反応度制御」水位不明及び「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、原子炉出力高判定値以上の場合又は原子炉出力高判定未満の場合でかつ主蒸気隔離弁が閉の場合、「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。)
- 原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値未満の場合で、かつ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隔離時冷却系自動作動水位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。)
- 原子炉を減圧することにより高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位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の注水流量を増加し、原子炉水位を高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持する。
- 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、原子炉水位を高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持できない場合には、低圧で原子炉に注水可能な系統又は低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)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、原子炉水位を高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持する。

: 低圧で原子炉へ注水可能な系統とは、高圧復水ポンプ、低圧復水ポンプ、高圧炉心注水系B系、高圧炉心注水系C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。





保安規定 添付1

1. 原子炉制御  
(2) 反応度制御

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、ATWSのことをいう。

<p>導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉制御「スクラム」により全制御棒が全挿入位置又は同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本を超える制御棒が挿入されていない場合</li> </ul>	<p>脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・全制御棒が全挿入位置又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</li> <li>・同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以下まで挿入され、ほう酸水注入系が停止している場合</li> </ul>
---	---

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プール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。

主な監視操作内容

A. 反応度制御

- ・全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されず、同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本を超える制御棒が挿入されていない場合には、「反応度制御」のほう酸水注入系起動操作及び水位制御、制御棒操作、圧力制御を並行操作する。
- ・タービンが運転中の場合は、原子炉再循環ポンプをランバック後停止する。また、タービンが停止中の場合は、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。

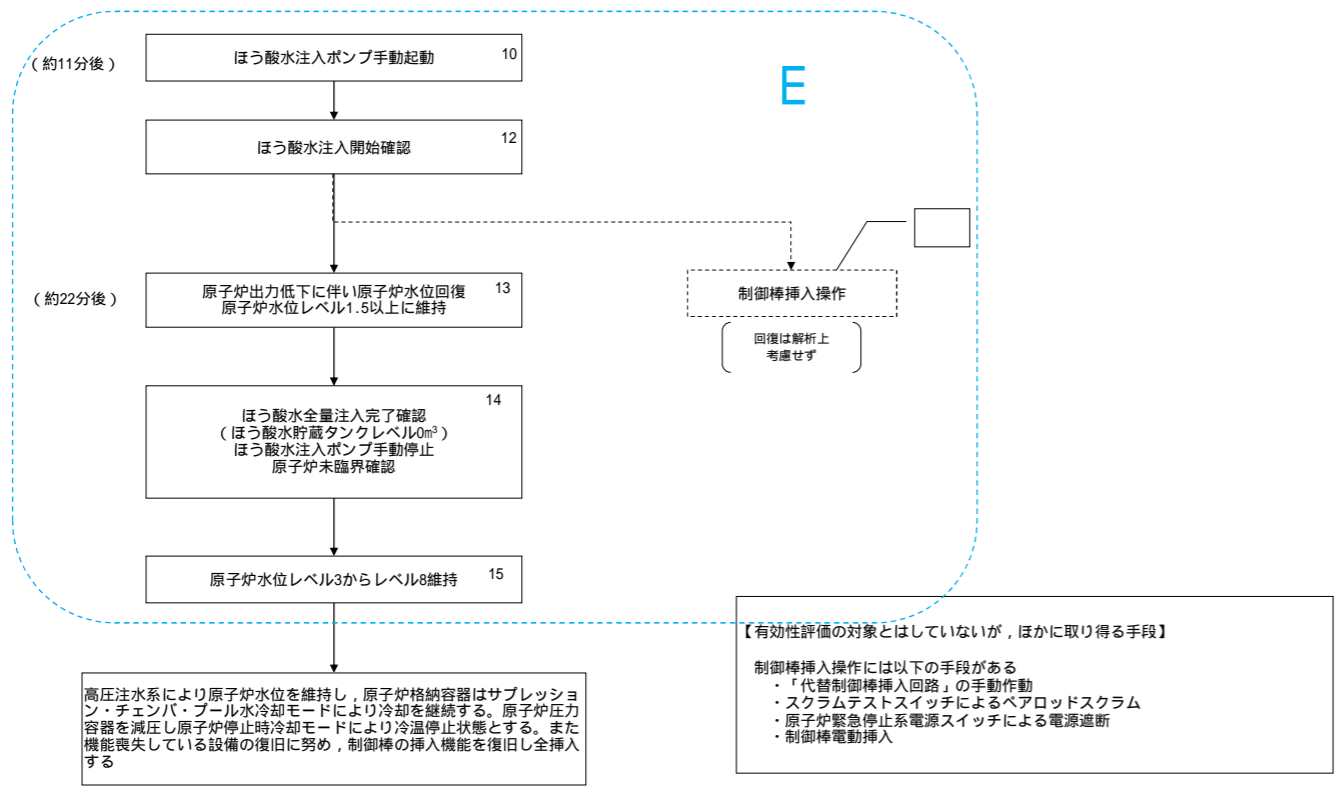
B. ほう酸水注入系

- ・ほう酸水注入系を起動する。
- ・原子炉冷却材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には、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又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、ほう酸水注入系を停止する。

C. 水位

- ・原子炉水位が不明となった場合、「反応度制御」水位不明及び「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、原子炉出力高判定値以上の場合又は原子炉出力高判定未満の場合でかつ主蒸気隔離弁が閉の場合、「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。）
- ・原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値未満の場合で、かつ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隔離時冷却系自動作動水位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。）
- ・原子炉を減圧することにより高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位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の注水流量を増加し、原子炉水位を高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持する。
- ・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、原子炉水位を高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持できない場合には、低圧で原子炉に注水可能な系統 又は低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）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、原子炉水位を高圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以上に維持する。

：低圧で原子炉へ注水可能な系統とは、高圧復水ポンプ、低圧復水ポンプ、高圧炉心注水系B系、高圧炉心注水系C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。



保安規定 添付1

**D. 制御棒**

- ・スクラム弁が開の場合、代替制御棒挿入機能の動作、スクラムテストスイッチ、スクラムパイロット弁電磁弁の電源切を行う。
- ・スクラム弁が開の場合、スクラムリセットし、再度手動スクラム又は代替制御棒挿入機能等によるスクラムを行う。
- ・個々の制御棒の電動挿入を行う。

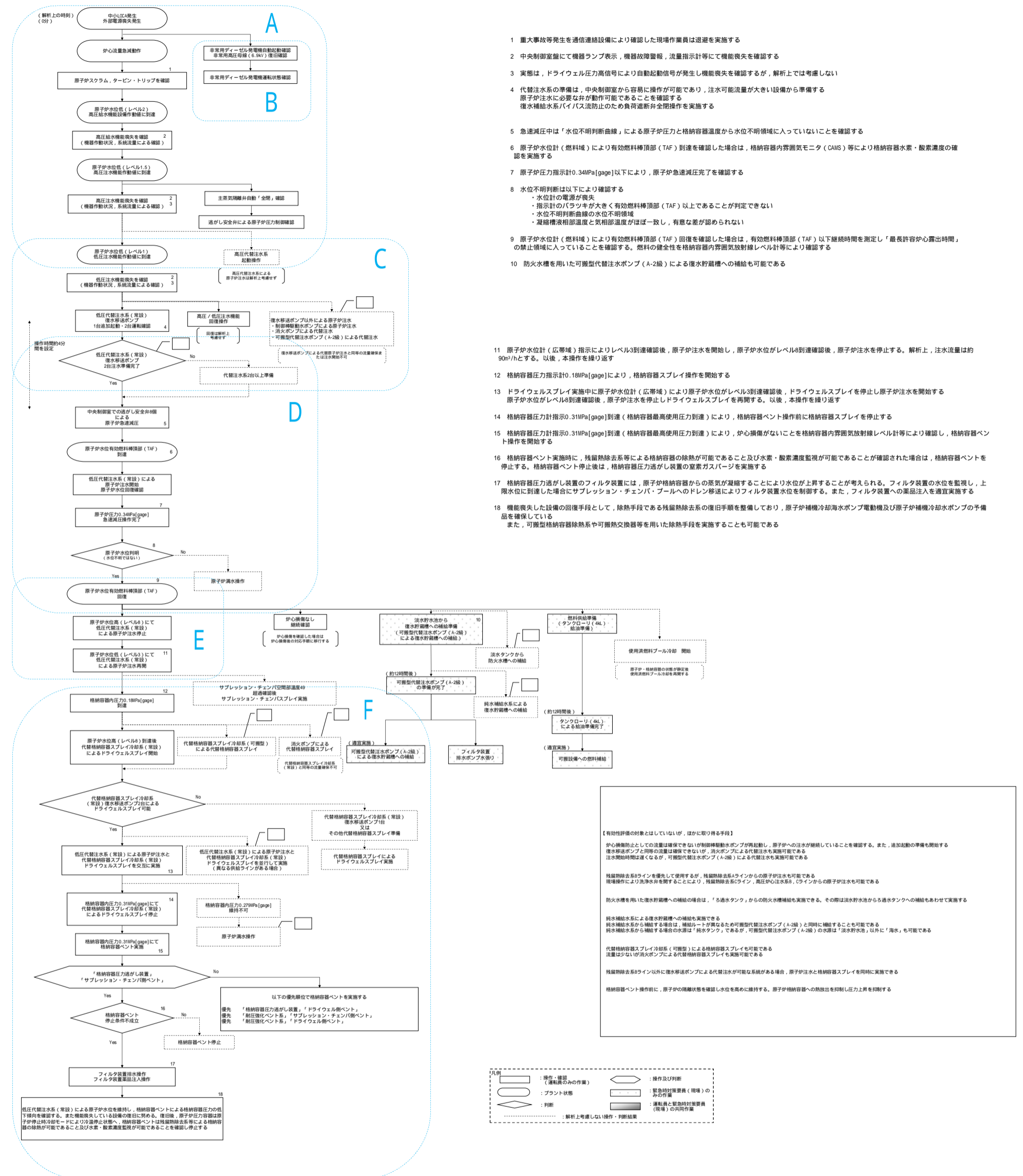
**E. 圧力**

- ・反応度制御中は、主蒸気逃がし安全弁又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又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（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力未満まで低下させ、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。

**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又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合又は同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上が挿入された場合には、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、格納容器隔離弁及び主蒸気管ドレン弁、並びに原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し、「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、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」原子炉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、高圧炉心注水系、低圧注水系、又は低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、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6%未満の場合、ほう酸水注入系を起動30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。

第7.1.6 - 4図 「LOCA時注水機能喪失」の対応手順の概要



- 1 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する
- 2 中央制御室にて機器ランプ表示、機器故障警報、流量指示計等にて機能喪失を確認する
- 3 実態は、ドライウェル圧力高信号により自動起動信号が発生し機能喪失を確認するが、解析上では考慮しない
- 4 代替注水系の準備は、中央制御室から容易に操作が可能であり、注水可能流量が大きい設備から準備する  
 復水補給水系バイパス流防止のため負荷遮断弁全閉操作を実施する
- 5 急速減圧中は「水位不明判断曲線」による原子炉圧力と格納容器温度から水位不明領域に入っていないことを確認する
- 6 原子炉水位計（燃料槽）により有効燃料棒頂部（TAF）到達を確認した場合は、格納容器内雰囲気モニタ（CAMS）等により格納容器水素・酸素濃度の確認を実施する
- 7 原子炉圧力指示計0.34MPa[gage]以下により、原子炉急速減圧完了を確認する
- 8 水位不明判断は以下により確認する
  - ・水位計の電源が喪失
  - ・指示計のバラツキが大きく有効燃料棒頂部（TAF）以上であることが判定できない
  - ・水位不明判断曲線の水位不明領域
  - ・凝縮液相部温度と気相部温度がほぼ一致し、有意な差が認められない
- 9 原子炉水位計（燃料槽）により有効燃料棒頂部（TAF）回復を確認した場合は、有効燃料棒頂部（TAF）以下継続時間を測定し「最長許容炉心露出時間」の禁止領域に入っていることを確認する。燃料の健全性を格納容器内雰囲気放射線レベル計等により確認する
- 10 防火水槽を用いた可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による復水貯蔵槽への補給も可能である
- 11 原子炉水位計（広帯域）指示によりレベル3到達確認後、原子炉注水を開始し、原子炉水位がレベル8到達確認後、原子炉注水を停止する。解析上、注水流量は約90m<sup>3</sup>/hとする。以後、本操作を繰り返す
- 12 格納容器圧力指示計0.18MPa[gage]により、格納容器スプレイ操作を開始する
- 13 ドライウェルスプレイ実施中に原子炉水位計（広帯域）により原子炉水位がレベル3到達確認後、ドライウェルスプレイを停止し原子炉注水を開始する  
 原子炉水位がレベル8到達確認後、原子炉注水を停止しドライウェルスプレイを再開する。以後、本操作を繰り返す
- 14 格納容器圧力指示計0.31MPa[gage]到達（格納容器最高使用圧力到達）により、格納容器ベント操作前に格納容器スプレイを停止する
- 15 格納容器圧力指示計0.31MPa[gage]到達（格納容器最高使用圧力到達）により、炉心損傷がないことを格納容器内雰囲気放射線レベル計等により確認し、格納容器ベント操作を開始する
- 16 格納容器ベント実施時に、残留熱除去系等による格納容器の除熱が可能であること及び水素・酸素濃度監視が可能であることが確認された場合は、格納容器ベントを停止する。格納容器ベント停止後は、格納容器圧力がし装置の室素ガスバージを実施する
- 17 格納容器圧力がし装置のフィルタ装置には、原子炉格納容器からの蒸気が凝縮することにより水位が上昇することが考えられる。フィルタ装置の水位を監視し、上限水位に到達した場合にサブプレッション・チェンバ・プールへのドレン移送によりフィルタ装置水位を制御する。また、フィルタ装置への薬品注入を適宜実施する
- 18 機能喪失した設備の回復手段として、除熱手段である残留熱除去系の復旧手順を整備しており、原子炉補機冷却水ポンプ電動機及び原子炉補機冷却水ポンプの予備品を確保している  
 また、可搬型格納容器除熱系や可搬熱交換器等を用いた除熱手段を実施することも可能である

【有効性評価の対象としないが、ほかに取り得る手段】  
 炉心損傷防止としての流量は確保できないが制御室で再稼働し、原子炉への注水が継続していることを確認する。また、追加起動の準備も開始する  
 注水開始時間は遅くなるが、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）による代替注水も実施可能である

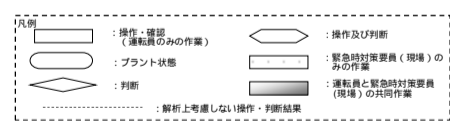
残留熱除去系8ラインを優先して使用するが、残留熱除去系4ラインからの原子炉注水も可能である  
 現場操作により高圧水弁を開することにより、残留熱除去系8ライン、高圧炉心注水系、Cラインからの原子炉注水も可能である

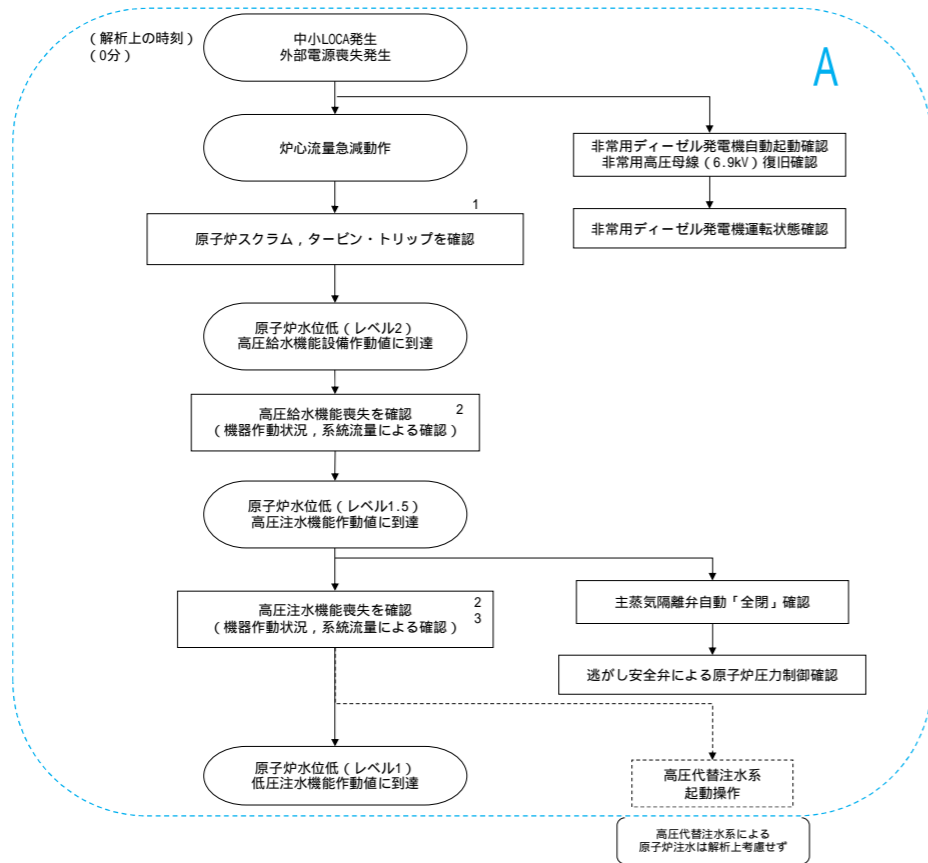
防火水槽を用いた復水貯蔵槽への補給の場合は、「海水タンク」からの防火水槽補給も実施できる。その際は淡水貯水池から海水タンクへの補給もあわせて実施する

純水補給水系による復水貯蔵槽への補給も実施できる  
 純水補給水系から補給する場合は、補給ルートが異なるため可搬型代替注水ポンプ（A-2級）と同時に補給することも可能である  
 純水補給水系から補給する場合は水源は「海水タンク」であるが、可搬型代替注水ポンプ（A-2級）の水源は「淡水貯水池」以外に「海水」も可能である

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイも可能である  
 流量が少ないが消防ポンプによる代替格納容器スプレイも実施可能である

残留熱除去系8ライン以外に排水移送ポンプによる代替注水可能な系統がある場合、原子炉注水と格納容器スプレイを同時に実施できる  
 格納容器ベント操作前に、原子炉の隔離状態を確認し水位を高め維持する。原子炉格納容器への熱放出を抑制し圧力上昇を抑制する





保安規定 添付1

1. 原子炉制御  
(1) スクラム

**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。
- 一次及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。)

<b>導入条件</b>	<b>脱出条件</b>
<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム信号が発生した場合</li> <li>手動スクラムした場合</li> <li>各制御の脱出条件が成立した場合</li> </ul>	

**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「原子炉建屋制御」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。

**主な監視操作内容**

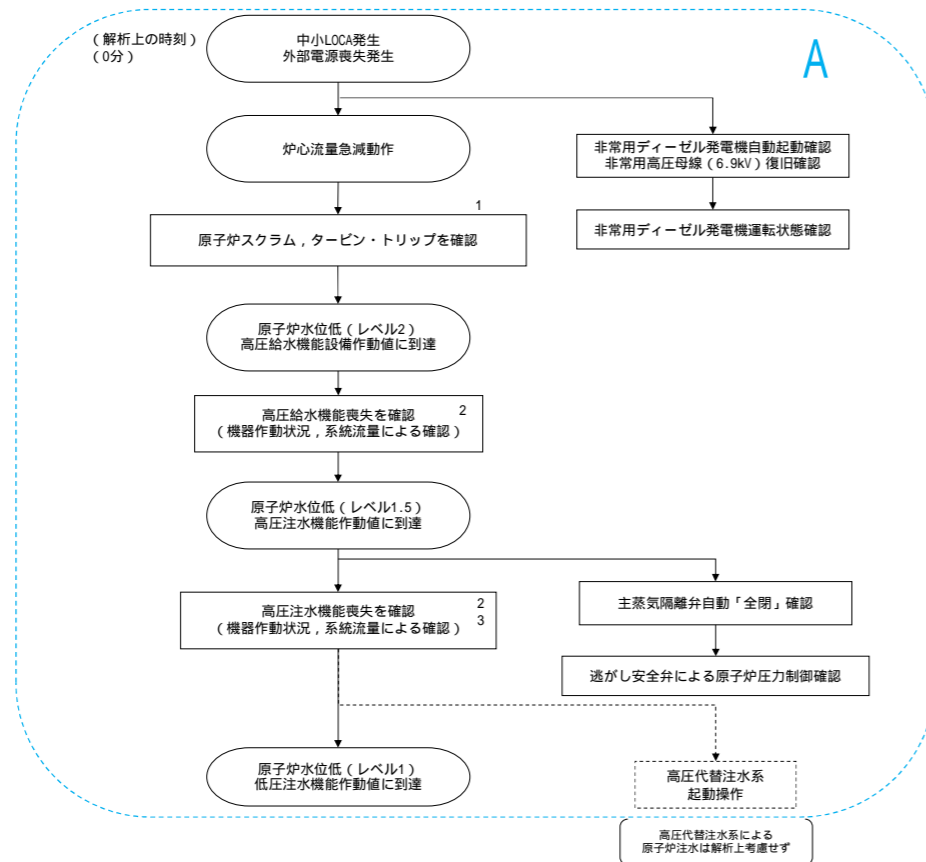
**A. 原子炉出力**

- 重要警報「スクラム」の発信を確認する。
- 全制御棒挿入状態を確認する。
- 平均出力領域モニタの指示を確認する。
- 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及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確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上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」へ移行する。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「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及び速度を確認する。
- 平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。

**B. 原子炉水位**

- 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の自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)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、高圧代替注水系、低圧代替注水系(常設) 低圧代替注水系(可搬型)、消火系又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、消防車の出動を要請し、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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。





保安規定 添付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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- ・ 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、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又は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖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「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。
- ・ 主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開し、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」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管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プール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プール冷却を行う。
- ・ 原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により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（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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

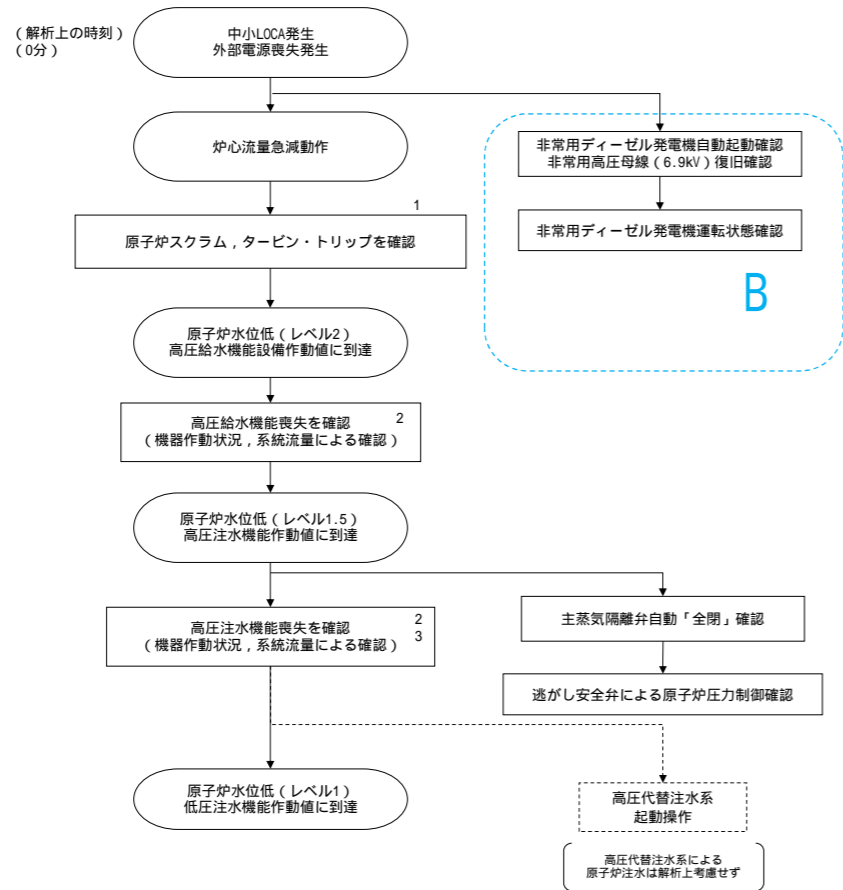
- ・ 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。（タービン自動トリップの場合は不要）
- ・ タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
- ・ 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流 / 直流電源供給回復」へ移行する。
- ・ 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- ・ 原子炉圧力制御が正常でない場合又は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖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に異常が確認された場合は、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。

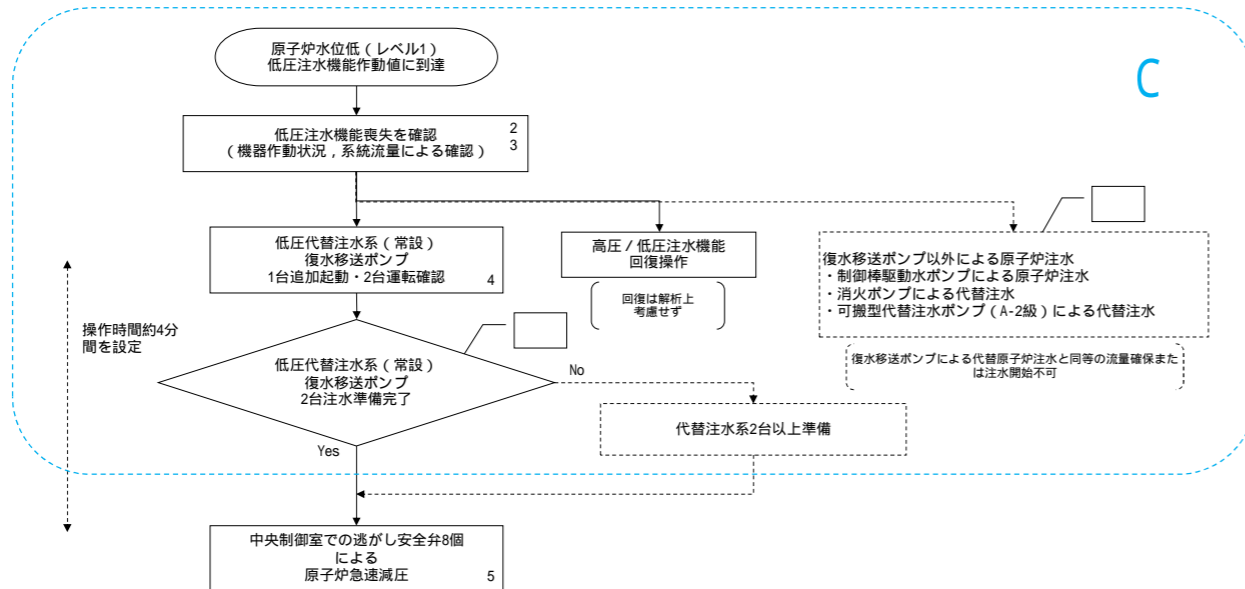
F. 復旧

- ・ 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。
- ・ 原子炉冷却材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、原子炉建屋換気空調系を起動し、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、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減圧する。
- ・ 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、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>5 . 電源制御 ( 1 ) 交流 / 直流電源供給回復</p>
<p>目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>交流電源及び直流電源の供給を回復し、維持する。</li> </ul>
<p>導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合</li> </ul>
<p>基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>
<p>主な監視操作内容</p> <p><b>A . 非常用ディーゼル発電機</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>非常用ディーゼル発電機の状況を随時把握する。</li> <li>原子炉補機冷却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。</li> <li>全交流電源喪失となった場合は、代替熱交換器車接続の要請・準備、及び原子炉隔離時冷却系又は高圧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。サブプレッションプール圧力が310kPa以上となった場合は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。</li> </ul> <p><b>B . 電源構成</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替電源設備、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。</li> </ul> <p><b>C . 給電</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替電源設備、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。</li> </ul> <p><b>D . 直流電源確保</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>所内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。</li> </ul> <p><b>E . 直流電源回復</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替電源設備、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。</li> </ul> <p><b>F . 復旧</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>常設電源設備又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替える。</li> </ul>



保安規定 添付1

1. 原子炉制御  
(3) 水位確保

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。

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
- 「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サブプレッションプール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、かつドライウェ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

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

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。

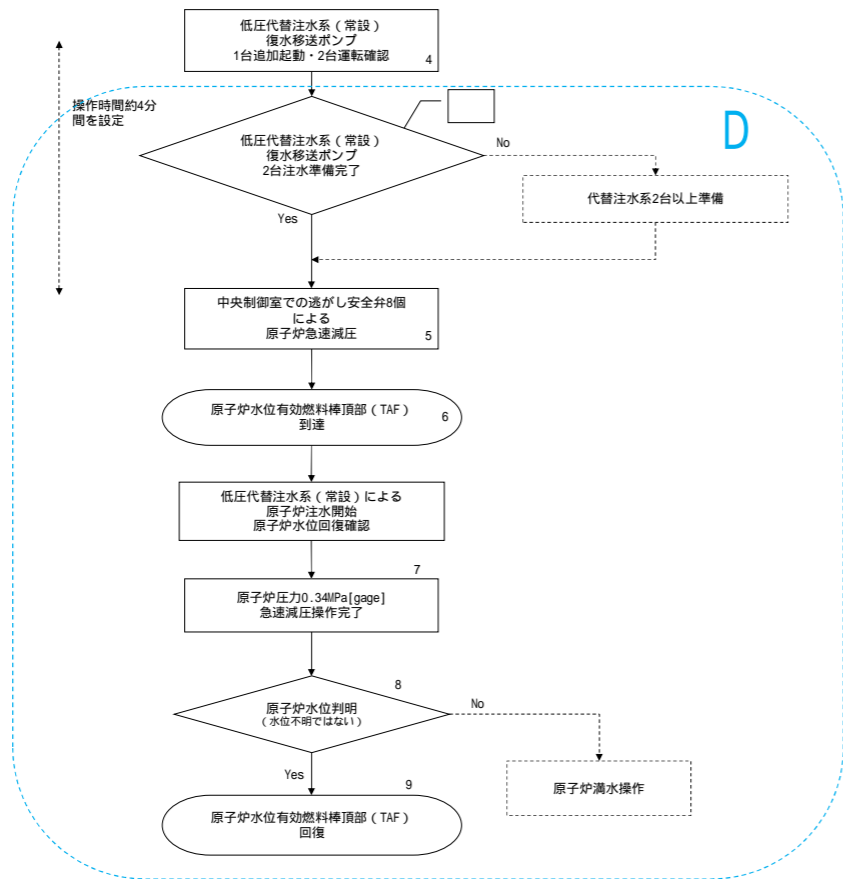
主な監視操作内容

A. 水位確保

- 原子炉水位、原子炉圧力及び格納容器隔離、並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。
- 作動すべきものが不作動の場合は、手動で作動させる。

B. 水位

- 給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧代替注水系、低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)、消火系又は制御棒駆動水压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、消防車の出動を要請する。
- 給復水系及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、低圧代替注水系(常設)2台以上又は低圧代替注水系(可搬型)と消火系から2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」及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」及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には、不測事態「水位不明」及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

4. 不測事態  
(2) 急速減圧

目的

- 原子炉を速やかに減圧する。

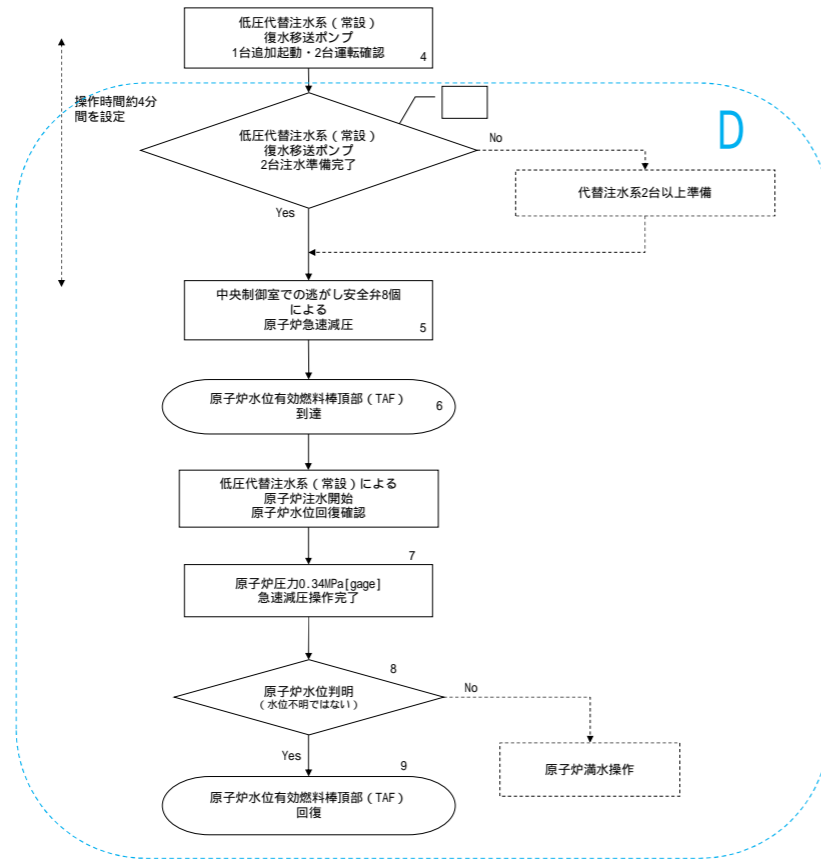
導入条件

- 原子炉制御「水位確保」において、給復水系及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、低圧代替注水系（常設）2台以上又は低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2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、サブレーションプール水温がサブレーションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
- 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サブレーションプール圧力が圧力制限条件以上となった場合
- ドライウエル温度制御においてドライウエル空間部局所温度が103に接近した場合、又はドライウエル局所温度90にて手動スクラム後もドライウエル圧力が上昇して13.7kPa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、給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、低圧代替注水系（常設）2台以上又は低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2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又は高圧代替注水系が起動できない場合、又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又は高圧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又は高圧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1系統以上、低圧代替注水系（常設）2台以上又は低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2系統以上が起動できた場合
- 一次格納容器制御「サブレーションプール水位制御」において、サブレーションプール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「サブレーションプール水位制御」において、サブレーションプール水位が通常運転時低水位制限以下になった場合又はSRVテールパイプ制限禁止領域の場合
- 一次格納容器制御「サブレーションプール温度制御」において、サブレーションプール水温がサブレーションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
- 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」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。

基本的な考え方

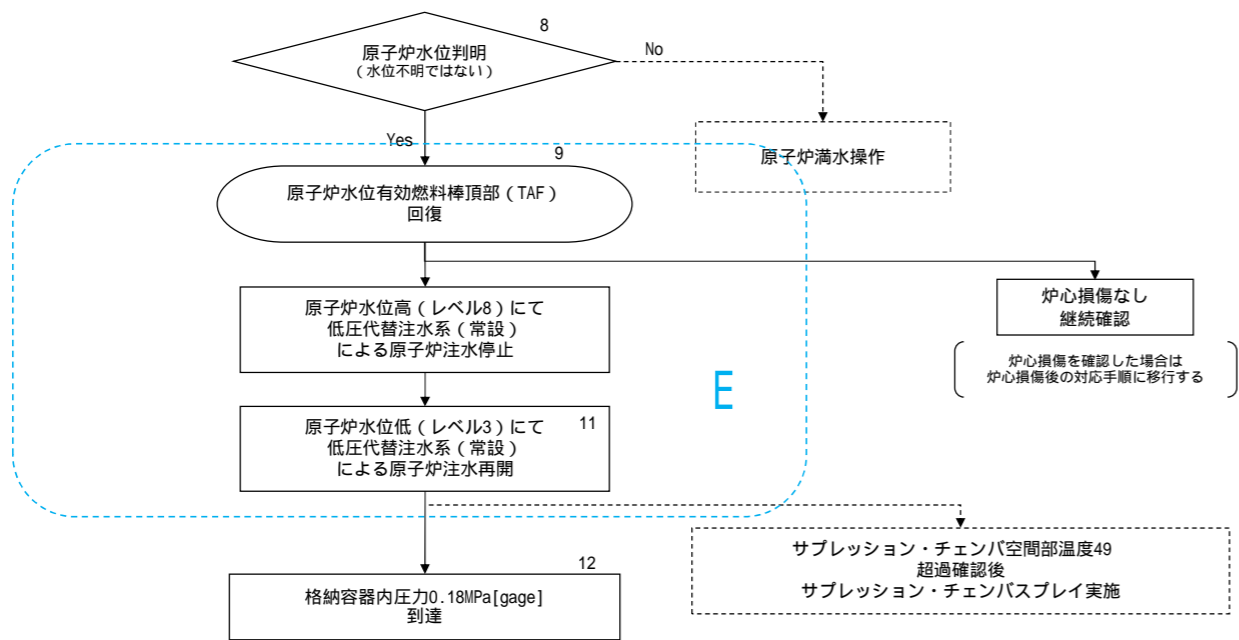
- 原子炉圧力低下必要時に自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。又は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
- 主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、復水器又は原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。
- 原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。
- 原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。
- 急速減圧実施中に原子炉へ注水可能な系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



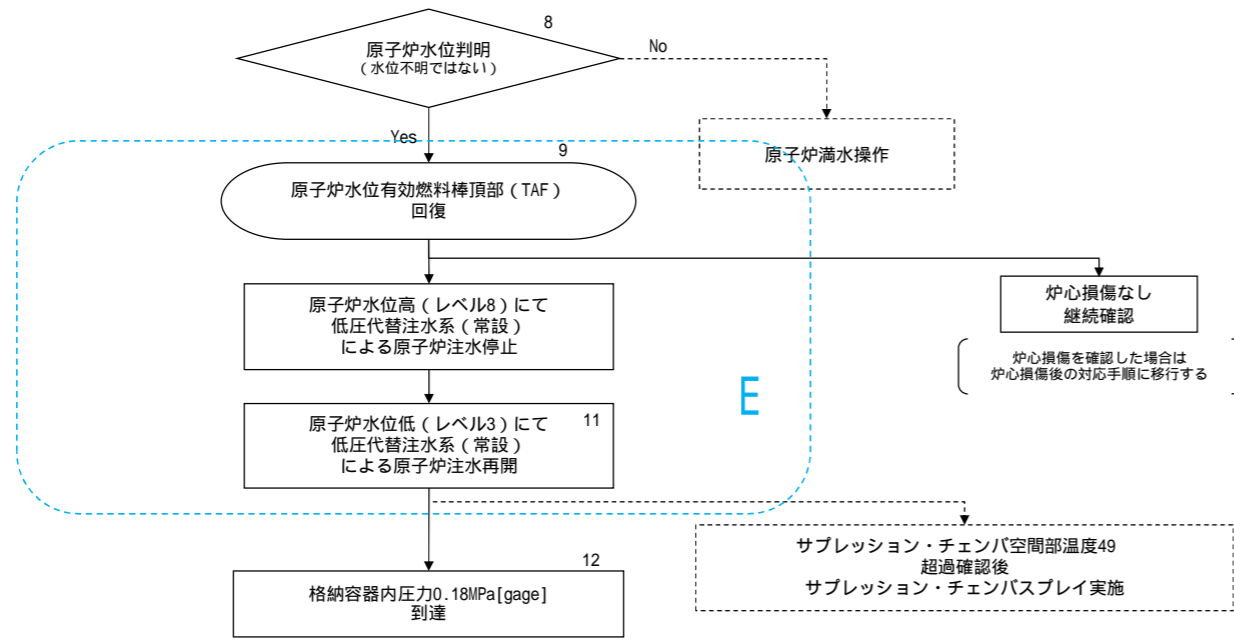
主な監視操作内容

- 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上又は低圧代替注水系（常設）2台以上、低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2系統以上が起動していること、又はその状態が維持されていることを確認する。
- 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。
- 自動減圧系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、自動減圧系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」時必要弁数開放する。
- 自動減圧系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」時必要弁数開放できなければ、自動減圧系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」時必要最小弁数以上開放する。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ている場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御へ移行する。
- 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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。



保安規定 添付1

<p>1. 原子炉制御 (3) 水位確保</p>	
<p>目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位を有効燃料棒頂部以上に回復させ、安定に維持する。</li> </ul>	
<p>導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サブプレッションプール圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合</li> <li>不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料棒頂部以上に維持できる場合</li> <li>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</li> <li>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</li> </ul>	<p>脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>
<p>基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。</li> </ul>	
<p>主な監視操作内容</p> <p><b>A. 水位確保</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位、原子炉圧力及び格納容器隔離、並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。</li> <li>作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。</li> </ul> <p><b>B. 水位</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高圧代替注水系、低圧代替注水系(常設)、低圧代替注水系(可搬型)、消火系又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に維持する。</li> <li>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、消防車の出動を要請する。</li> <li>給復水系及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、低圧代替注水系(常設)2台以上又は低圧代替注水系(可搬型)と消火系から2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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>原子炉水位を有効燃料棒頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>原子炉水位が有効燃料棒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。</li> </ul>	



保安規定 添付1

1. 原子炉制御  
(1) スクラム

**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。
- 一次及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。)

<b>導入条件</b>	<b>脱出条件</b>
<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム信号が発生した場合</li> <li>手動スクラムした場合</li> <li>各制御の脱出条件が成立した場合</li> </ul>	

**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「原子炉建屋制御」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。

**主な監視操作内容**

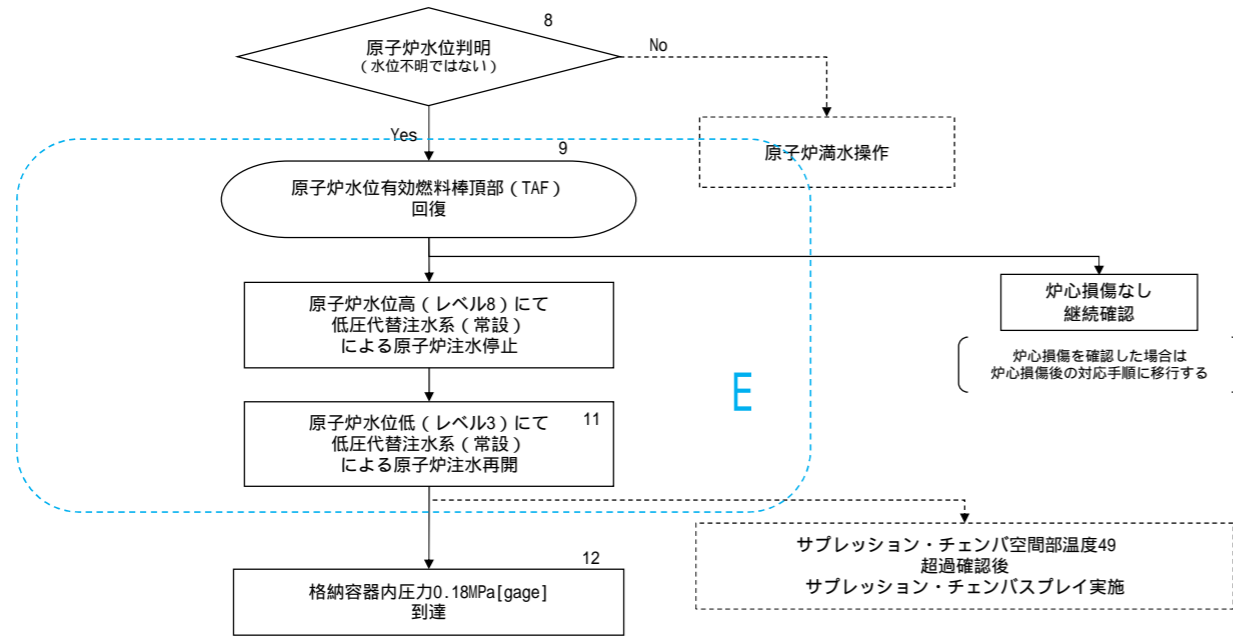
**A. 原子炉出力**

- 重要警報「スクラム」の発信を確認する。
- 全制御棒挿入状態を確認する。
- 平均出力領域モニタの指示を確認する。
- 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及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確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上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」へ移行する。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「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及び速度を確認する。
- 平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。

**B. 原子炉水位**

- 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の自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)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、高圧代替注水系、低圧代替注水系(常設) 低圧代替注水系(可搬型)、消火系又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、消防車の出動を要請し、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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。

保安規定 添付1



- 原子炉水位が有効燃料棒頂部に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- 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、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又は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖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「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開し、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」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管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プール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プール冷却を行う。
- 原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により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（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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及び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。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流/直流電源供給回復」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、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、空気抽出器及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。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合又は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖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に異常が確認された場合は、「復旧」操作へ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。
- 原子炉冷却材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、原子炉建屋換気空調系を起動し、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、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減圧する。
- 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、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

1. 原子炉制御  
(1) スクラム

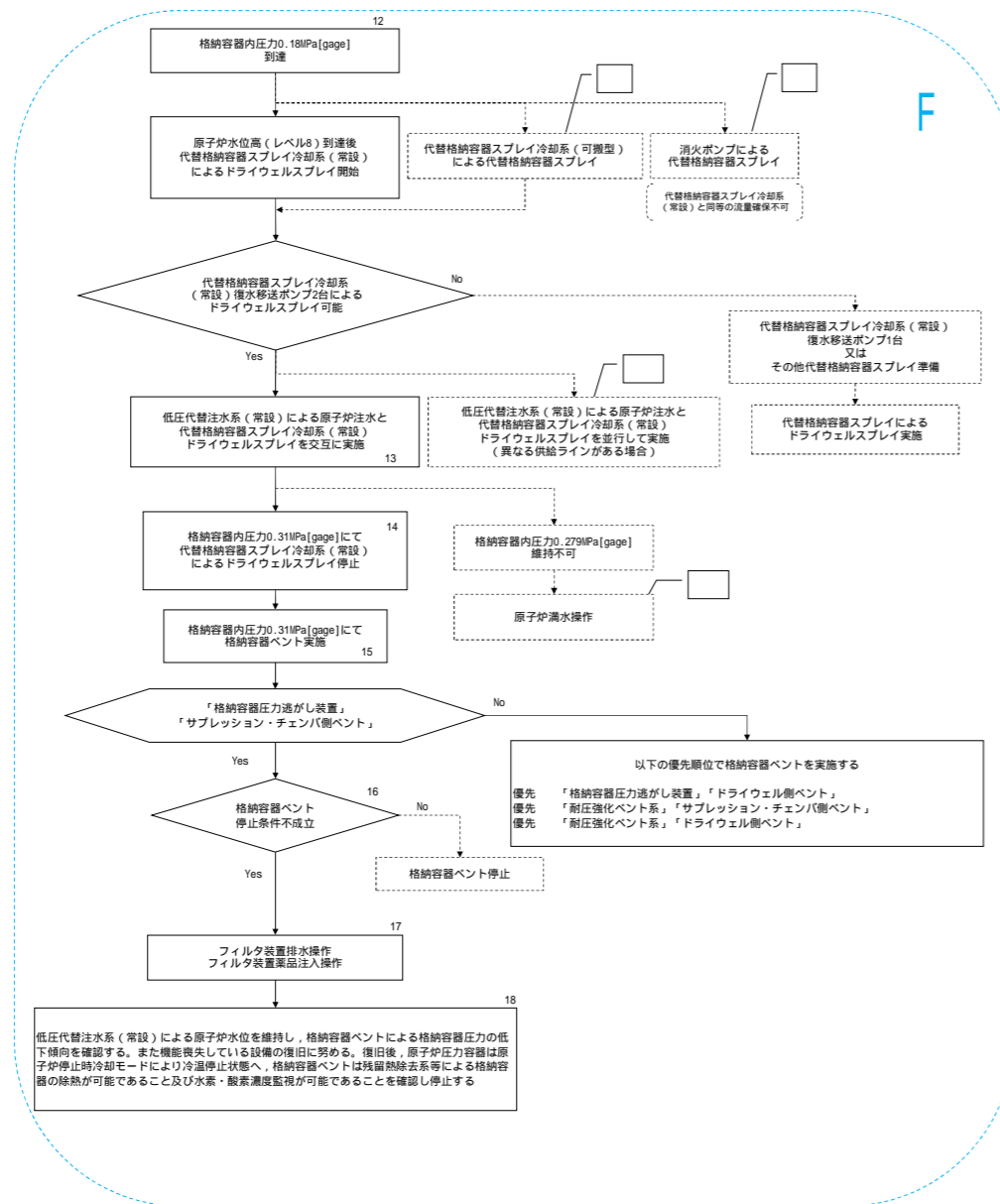
主な監視操作内容

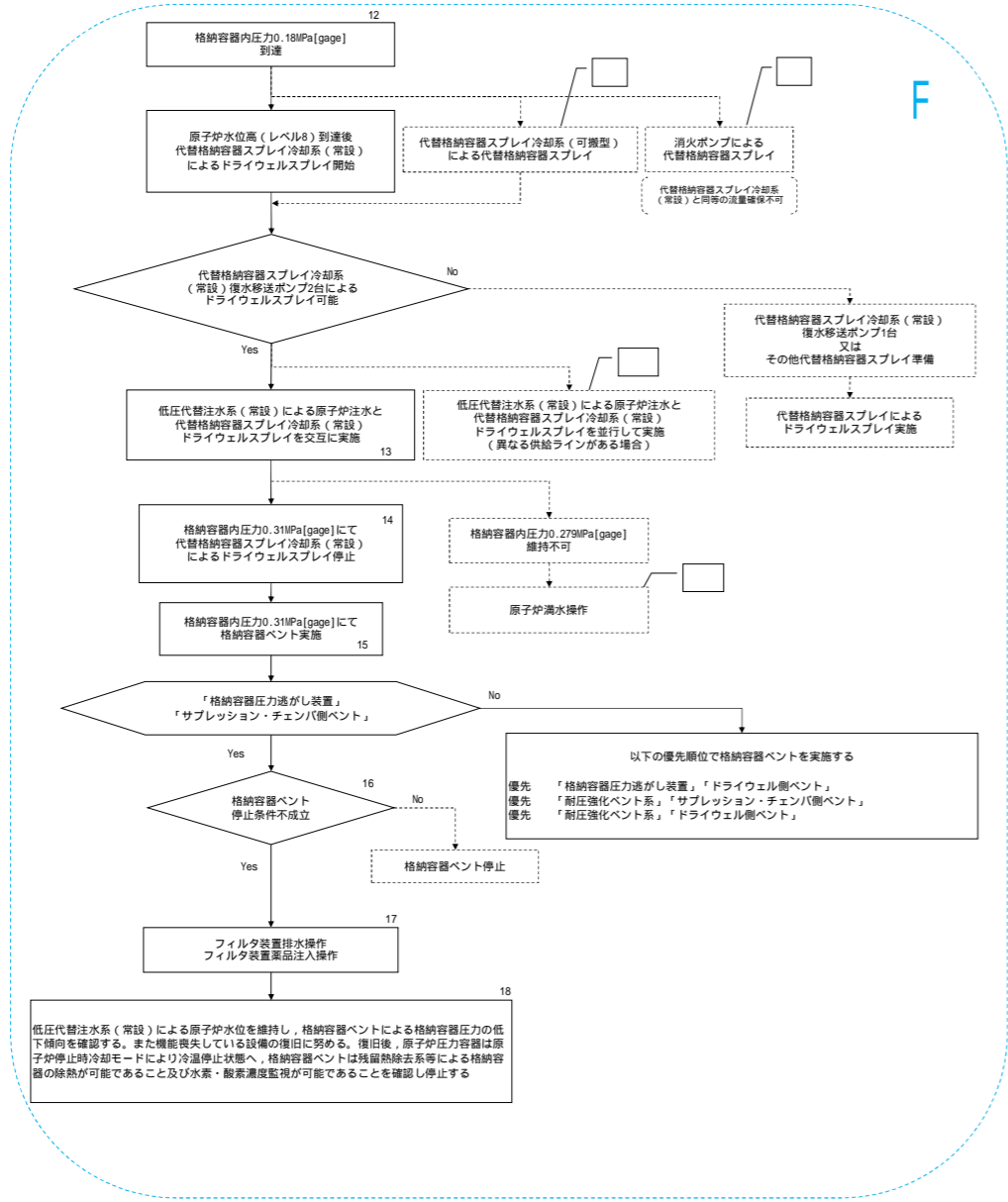
G. 一次格納容器制御への導入

- ・ 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

2. 一次格納容器制御  
(1) 格納容器圧力制御

目的

- ・ 格納容器圧力を監視し、制御する。

導入条件

- ・ **ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合**

脱出条件

- ・ ドライウェル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであり、ドライウェル温度が66℃以下で、かつドライウェルベントを実施した場合
- ・ 24時間以内にドライウェ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

基本的な考え方

- ・ ドライウェ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、サブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力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、格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。
- ・ 一次格納容器内で原子炉冷却材圧力バウダリの大破断が発生した場合、ドライウェルスプレイ及びサブプレッションプールの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ため、速やかにドライウェルスプレイ及びサブプレッションプールの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。

主な監視操作内容

A. 格納容器圧力制御

- ・ **ドライウェル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。**
- ・ ドライウェル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又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ェルベントを行う。
- ・ ドライウェ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には、高圧炉心注水系、低圧注水系A系、原子炉隔離時冷却系による原子炉水位維持を確認した後に、ドライウェルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイを起動する。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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を行う。
- ・ サプレッションプール圧力が非常用炉心冷却系作動圧力に達した場合は、サブプレッションプールのスプレイを起動する。
- ・ サプレッションプール圧力がドライウェルスプレイ起動圧力に達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し、ドライウェルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイを起動する。
- ・ サプレッションプール圧力が圧力制限条件以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。
- ・ サプレッションプール圧力が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ェルスプレイ及びサブプレッションプールの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。

B. 原子炉満水

- ・ サプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値に達した場合は、「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開いているか、又は電動駆動給水ポンプ、高圧炉心注水系が原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
- ・ 給復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、消火系又は制御棒駆動水圧系を使用して原子炉へ注水し、注水量を増して、原子炉水位をできるだけ高く維持する。
- ・ サプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持される場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- ・ サプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。

C. 格納容器ベント

- ・ サプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は、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、サブプレッションプール側フィルターベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウェル側フィルターベントラインを使用する。フィルターベントラインが使用出来ない場合は、サブプレッションプール側耐圧ベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウェル側耐圧ベントラインを使用する。

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

<p><b>目的</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器圧力を監視し、制御する。</li> </ul>	
<p><b>導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合</li> </ul>	<p><b>脱出条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>ドライウェル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであり、ドライウェル温度が66℃以下で、かつドライウェルベントを実施した場合</li> <li>24時間以内にドライウェ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</li> </ul>

**基本的な考え方**

- ドライウェ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、サブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力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、格納容器最高使用圧力を超える場合は格納容器ベントを行う。
- 一次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、ドライウェルスプレイ及びサブプレッションプールの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ため、速やかにドライウェルスプレイ及びサブプレッションプールの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。

**主な監視操作内容**

**A. 格納容器圧力制御**

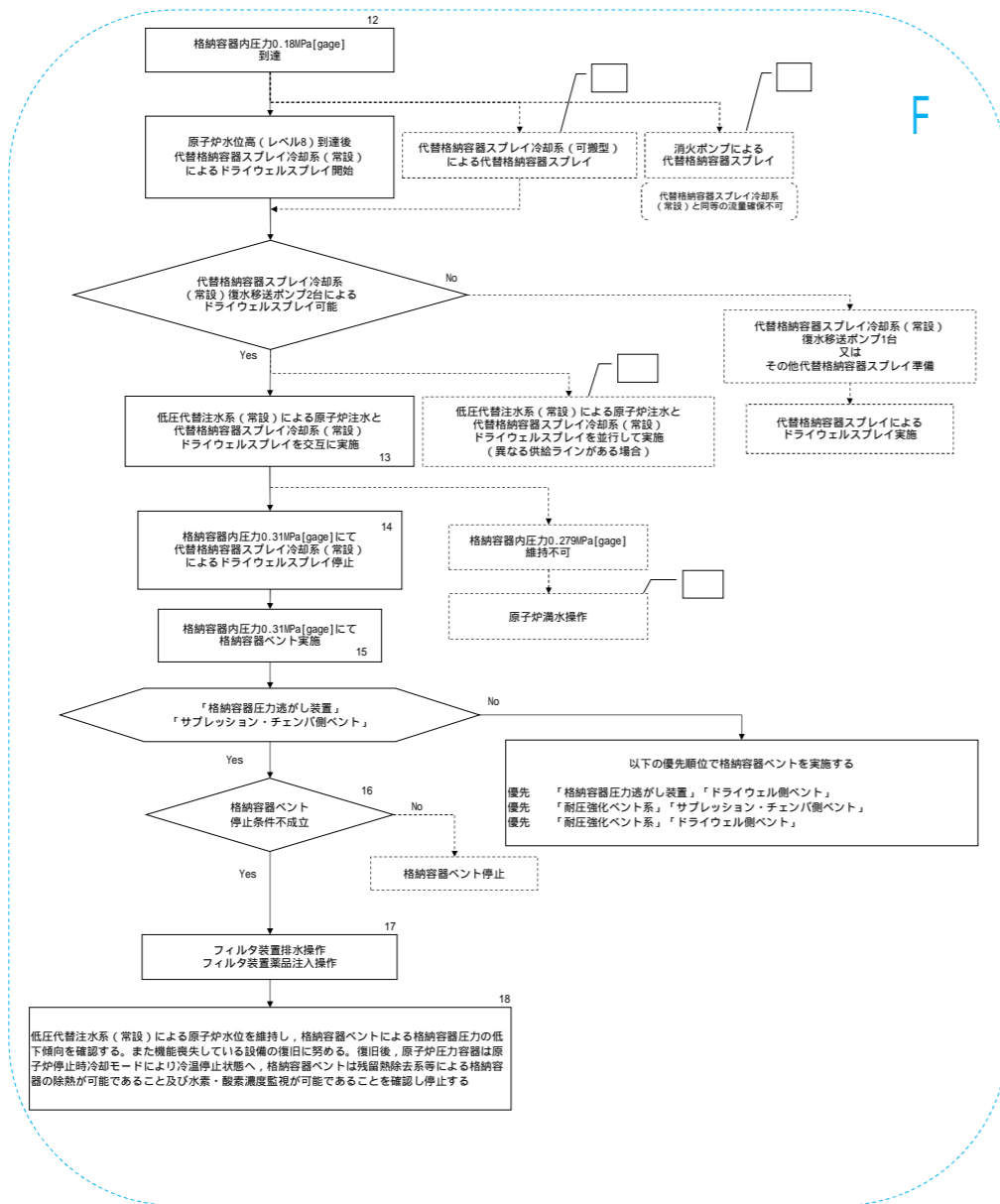
- ドライウェル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。
- ドライウェル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウェルベントを行う。
- ドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、高圧炉心注水系、低圧注水系A系、原子炉隔離時冷却系による原子炉水位維持を確認した後に、ドライウェルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイを起動する。また、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。
- 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を行う。
- サブプレッションプール圧力が非常用炉心冷却系作動圧力に達した場合は、サブプレッションプールのスプレイを起動する。
- サブプレッションプール圧力がドライウェルスプレイ起動圧力に達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し、ドライウェルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイを起動する。
- サブプレッションプール圧力が圧力制限条件以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。
- サブプレッションプール圧力が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ェルスプレイ及びサブプレッションプールの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。

**B. 原子炉満水**

- サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値に達した場合は、「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開いているか、又は電動駆動給水ポンプ、高圧炉心注水系が原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
- 給復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、消火系又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。
- サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持される場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。
- サブプレッションプール圧力が格納容器圧力制限値以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。

**C. 格納容器ベント**

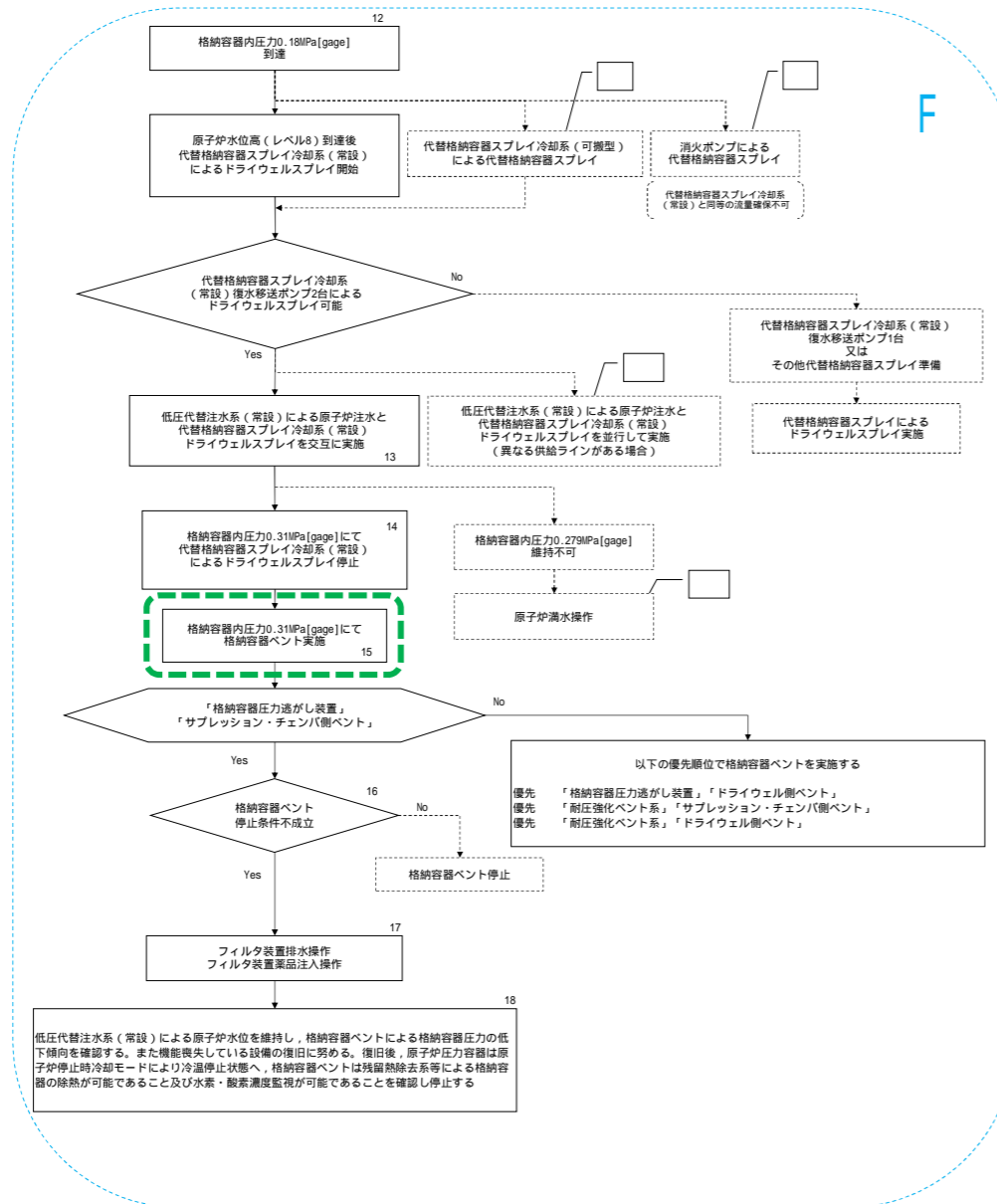
- サブプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力を超える場合は、炉心損傷がないことを確認して、格納容器ベントを実施する。
- 格納容器ベントは、サブプレッションプール側フィルターベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウェル側フィルターベントラインを使用する。フィルターベントラインが使用出来ない場合は、サブプレッションプール側耐圧ベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、ドライウェル側耐圧ベントラインを使用する。



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

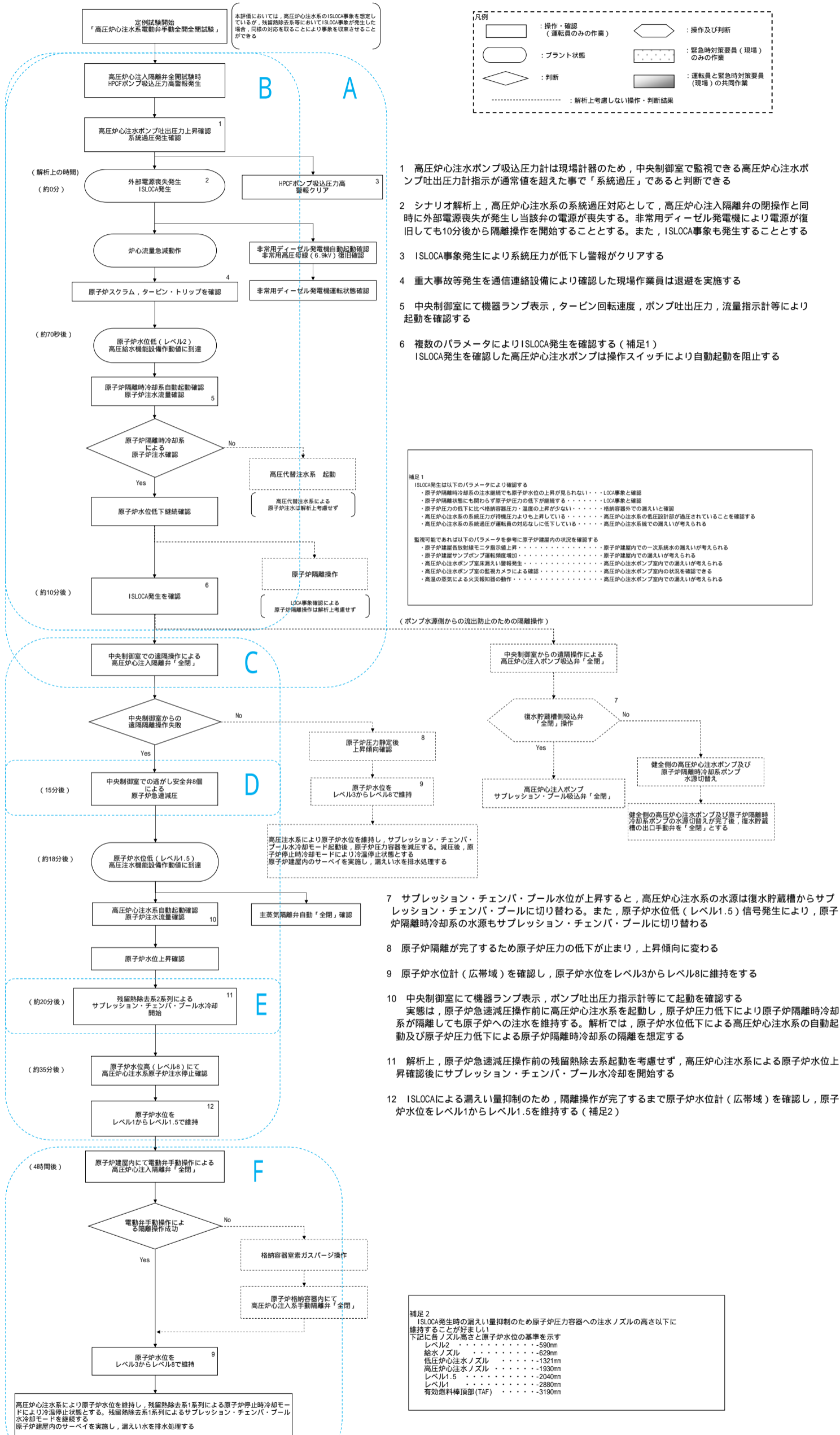
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
5	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 <sup>1</sup>	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約40分

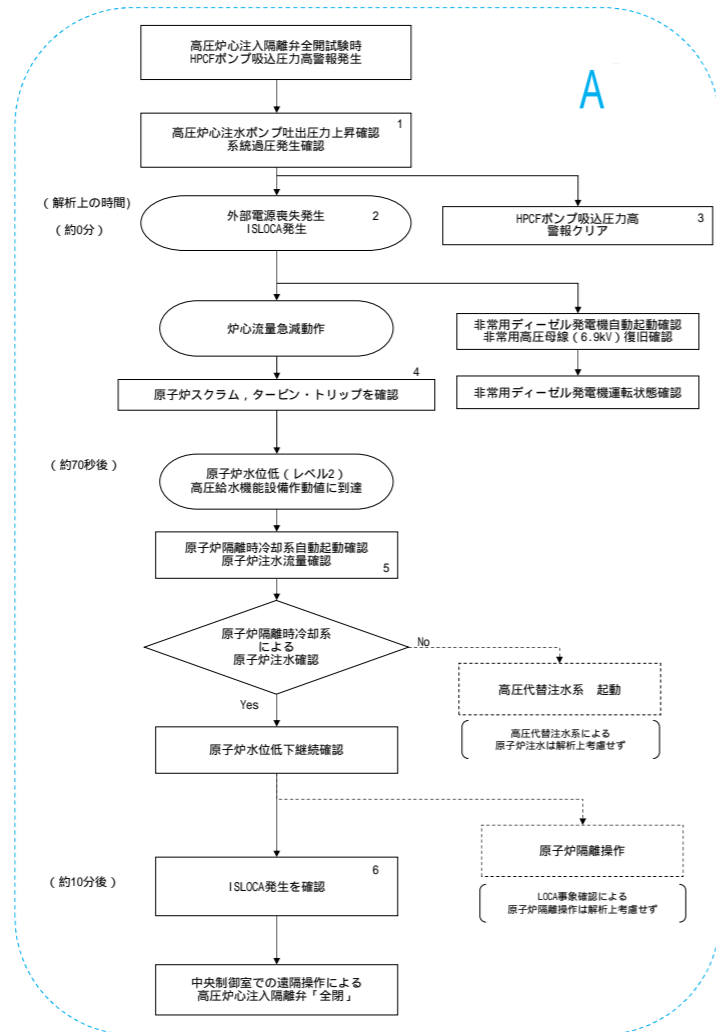
1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段(以下, 本表において同じ。)



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7.1.7-4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

1. 原子炉制御  
(1) スクラム

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。
- ・ 一次及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。)

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

脱出条件

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「原子炉建屋制御」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。

主な監視操作内容

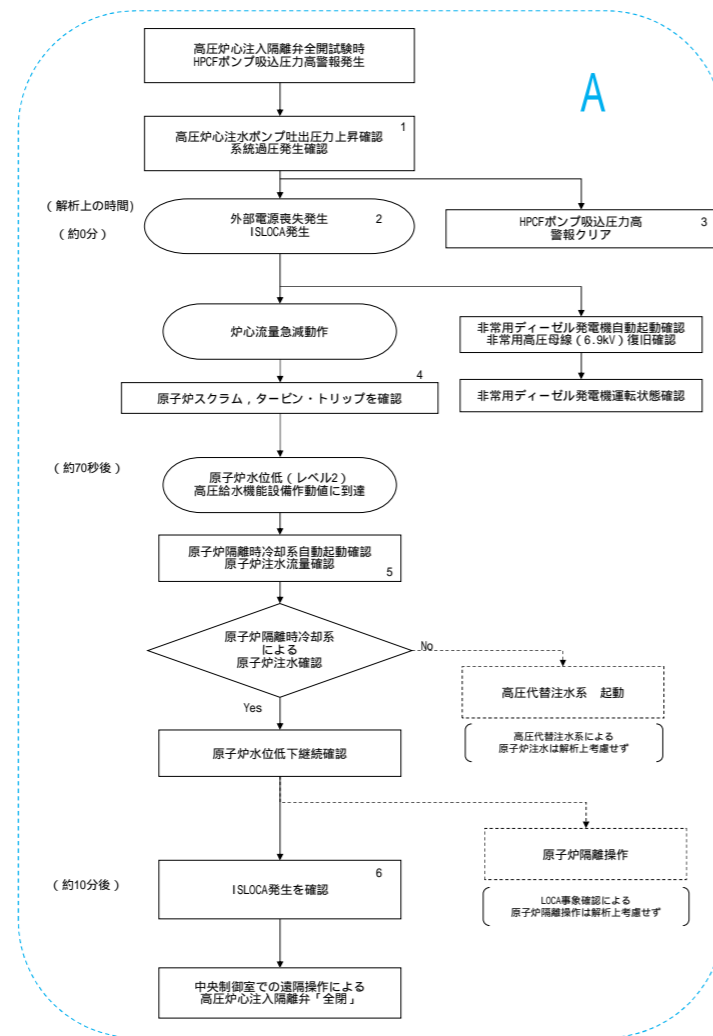
A. 原子炉出力

- ・ 重要警報「スクラム」の発信を確認する。
- ・ 全制御棒挿入状態を確認する。
- ・ 平均出力領域モニタの指示を確認する。
- ・ 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及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確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上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」へ移行する。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「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及び速度を確認する。
- ・ 平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。

B. 原子炉水位

- ・ 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の自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)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、高圧代替注水系、低圧代替注水系(常設) 低圧代替注水系(可搬型)、消火系又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、消防車の出動を要請し、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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。

保安規定 添付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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- 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、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又は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖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「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開し、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」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管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プール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プール冷却を行う。
- 原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により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（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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及び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。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流 / 直流電源供給回復」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、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、空気抽出器及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。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合又は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖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

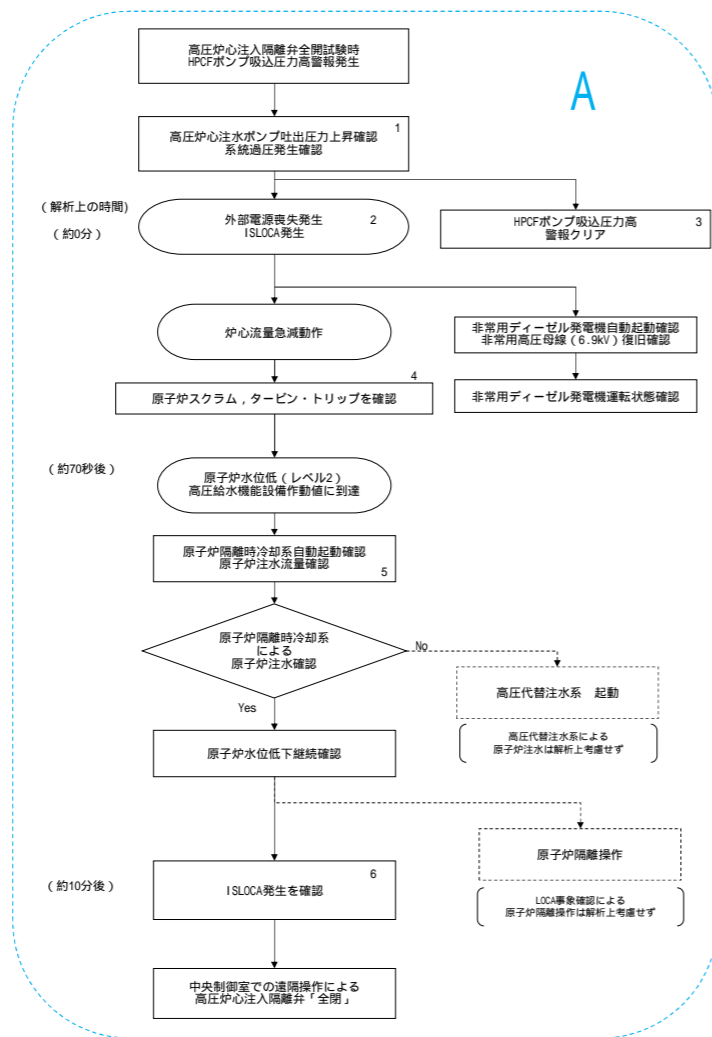
- 各種放射線モニタの指示を確認する。
- 各種放射線モニタの指示に異常が確認された場合は、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。

F. 復旧

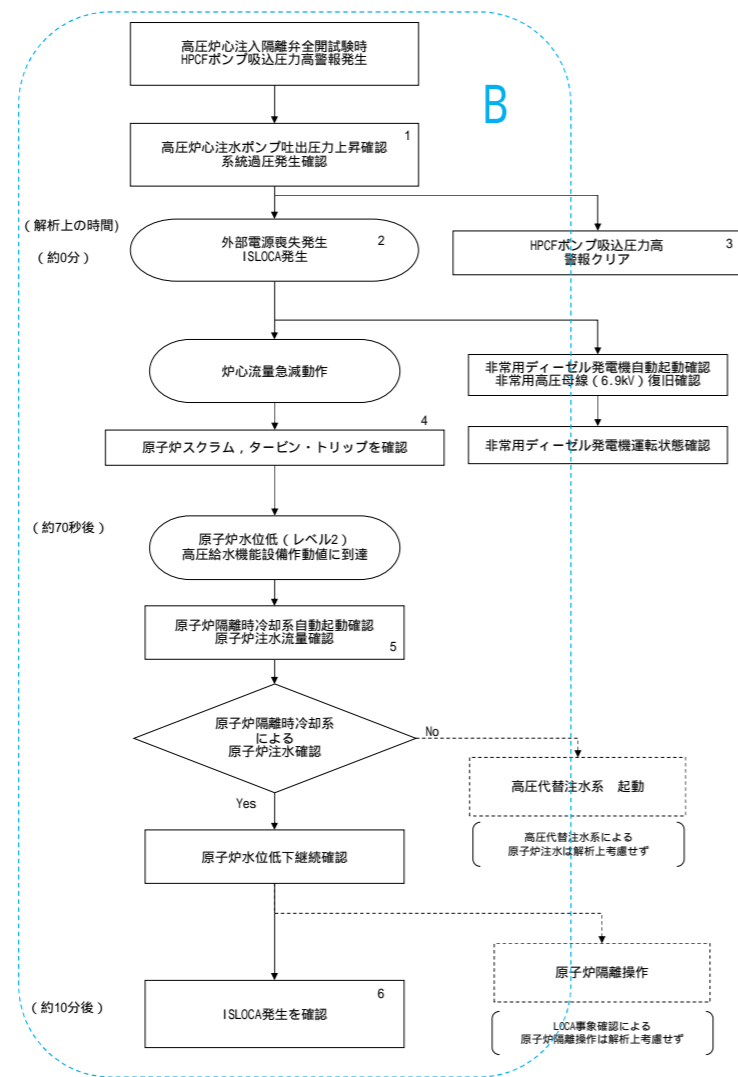
- 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- 格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- 原子炉圧力等の主要パラメータが安定していることを確認する。
- 格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- 原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- 主蒸気隔離弁が閉している場合、開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉減圧する。
- スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- 原子炉再循環ポンプが停止した場合、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><b>5 . 電源制御</b>  <b>( 1 ) 交流 / 直流電源供給回復</b></p>
<p><b>目的</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>交流電源及び直流電源の供給を回復し、維持する。</li> </ul>
<p><b>導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合</li> </ul>
<p><b>基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>
<p><b>主な監視操作内容</b></p> <p><b>A . 非常用ディーゼル発電機</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>非常用ディーゼル発電機の状況を随時把握する。</li> <li>原子炉補機冷却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。</li> <li>全交流電源喪失となった場合は、代替熱交換器車接続の要請・準備、及び原子炉隔離時冷却系又は高圧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。サブプレッションプール圧力が310kPa以上となった場合は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。</li> </ul> <p><b>B . 電源構成</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替電源設備、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。</li> </ul> <p><b>C . 給電</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替電源設備、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。</li> </ul> <p><b>D . 直流電源確保</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>所内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。</li> </ul> <p><b>E . 直流電源回復</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>常設代替電源設備、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。</li> </ul> <p><b>F . 復旧</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>常設電源設備又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替える。</li> </ul>







保安規定 添付1

1. 原子炉制御  
(1) スクラム

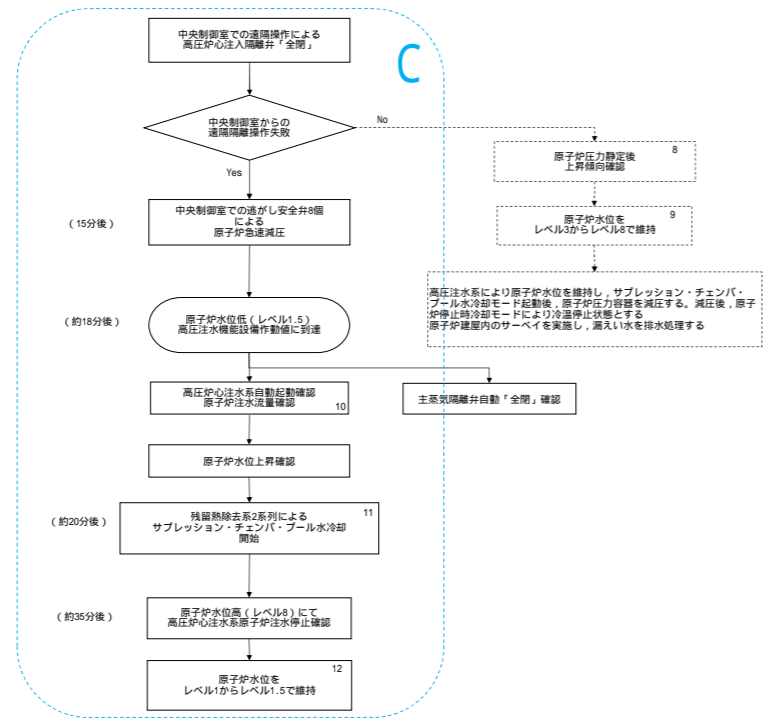
主な監視操作内容

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

3. 二次格納容器制御  
(1) 原子炉建屋制御

目的

- 原子炉圧力容器から原子炉建屋への漏えいを監視し、制御する。

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

- 原子炉建屋放射線量が警報設定値以上の場合
- 原子炉建屋温度が警報設定値以上の場合
- 原子炉建屋内で漏えいを示す警報が発生した場合

脱出条件

- 漏えい箇所の隔離が成功した場合

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、原子炉建屋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、原子炉冷却材の漏えい先を一次格納容器側に切り替える。
- 原子炉水位は高压で注水可能な非常用炉心冷却作動水位から低压で注水可能な非常用炉心冷却作動水位の間に維持する。
- 原子炉建屋環境を改善し、漏えい箇所の隔離を行う。
- モニタリングポスト指示上昇時又は原子炉建屋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。

主な監視操作内容

A. 原子炉圧力

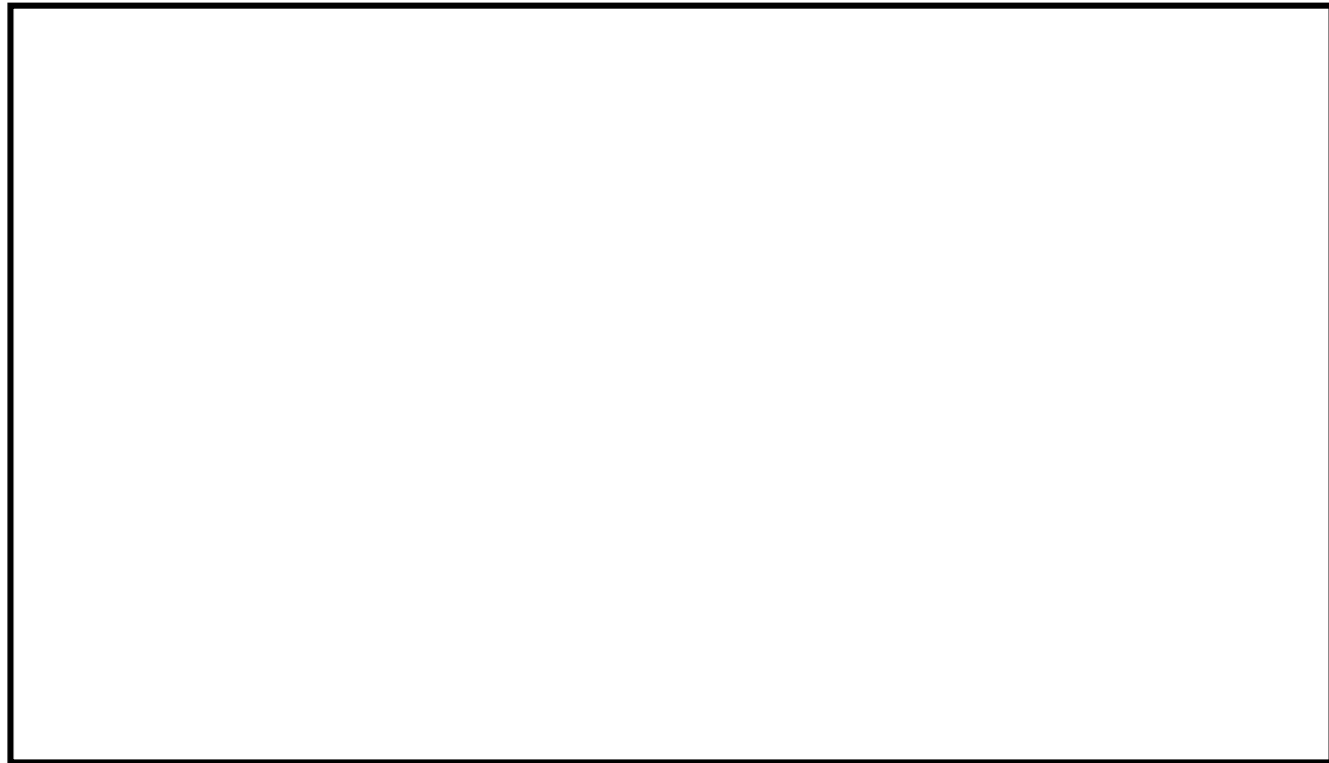
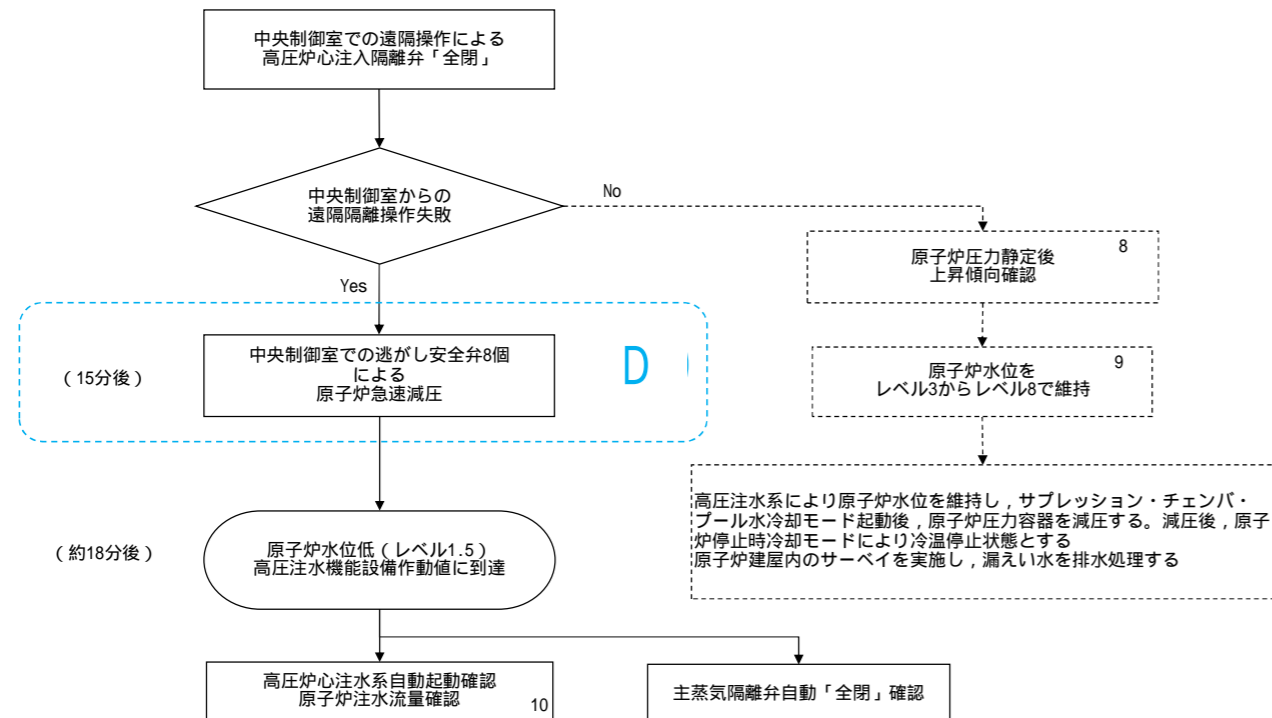
- 中央制御室から速やかな隔離操作を実施する。
- 原子炉圧力容器の隔離が確認できず、原子炉隔離時冷却系又は高压代替注水系のみが運転中でない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。
- 急速減圧後、タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし安全弁により原子炉建屋への漏えいを抑制する。
- 原子炉圧力容器の隔離が確認できず、原子炉隔離時冷却系又は高压代替注水系のみが運転中の場合は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁若しくはタービンバイパス弁にて原子炉圧力を蒸気駆動設備の運転可能範囲内で低めに維持する。

B. 原子炉水位

- 原子炉注水に不要な系統を抑制し、原子炉建屋への漏えいを抑制する。
- 破断箇所を露出した原子炉水位とするため、高压で注水可能な非常用炉心冷却作動水位から低压で注水可能な非常用炉心冷却作動水位の間に維持する。

C. 原子炉建屋環境

- 中央制御室の環境を維持するため、中央制御室換気空調系を事故時運転モードに切り替え（「使用済燃料プール水位・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。
- 原子炉建屋環境を改善するため、原子炉建屋・タービン建屋換気空調系を起動する。
- 原子炉建屋内の溢水を処理するため、原子炉建屋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建屋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、原子炉建屋制御導入前の制御に移行する。



保安規定 添付1

4. 不測事態  
(2) 急速減圧

目的

- 原子炉を速やかに減圧する。

導入条件

- 原子炉制御「水位確保」において、給復水系及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、低圧代替注水系（常設）2台以上又は低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2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、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
- 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サブプレッションプール圧力が圧力制限条件以上となった場合
- ドライウエル温度制御においてドライウエル空間部局所温度が103に接近した場合、又はドライウエル局所温度90にて手動スクラム後もドライウエル圧力が上昇して13.7kPa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、給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、低圧代替注水系（常設）2台以上又は低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2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又は高圧代替注水系が起動できない場合、又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又は高圧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又は高圧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1系統以上、低圧代替注水系（常設）2台以上又は低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2系統以上が起動できた場合
- 一次格納容器制御「サブプレッションプール水位制御」において、サブプレッションプール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「サブプレッションプール水位制御」において、サブプレッションプール水位が通常運転時低水位制限以下になった場合又はSRVテールパイプ制限禁止領域の場合
- 一次格納容器制御「サブプレッションプール温度制御」において、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合
- 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」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。

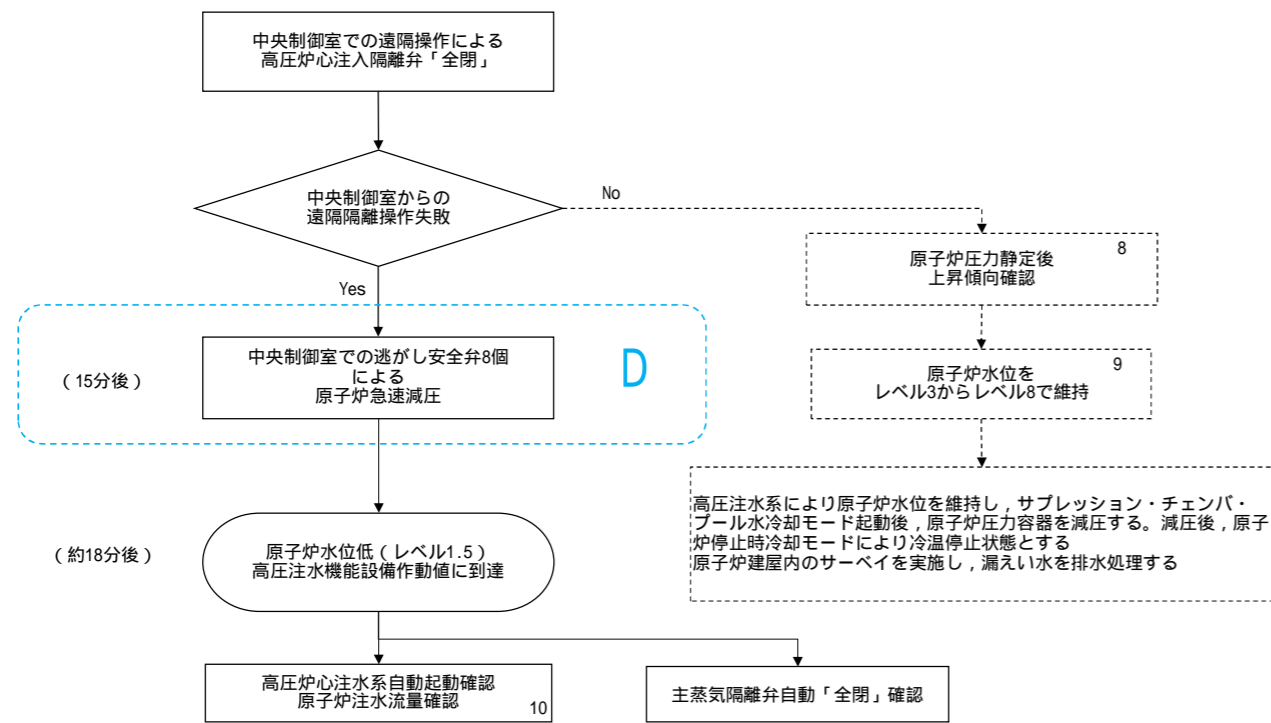
基本的な考え方

- 原子炉圧力低下必要時に自動減圧系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。又は、自動減圧系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、自動減圧系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、復水器又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」へ移行する。
- 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はない。
- 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

主な監視操作内容

- ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上又は低圧代替注水系（常設）2台以上、低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2系統以上が起動していること、又はその状態が維持されていることを確認する。
- ・ 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。
- ・ 自動減圧系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、自動減圧系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」時必要弁数開放する。
- ・ 自動減圧系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」時必要弁数開放できなければ、自動減圧系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」時必要最小弁数以上開放する。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ている場合は、不測事態「急速減圧」の導入前の制御へ移行する。
- ・ 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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。



保安規定 添付1

3. 二次格納容器制御  
(1) 原子炉建屋制御

**目的**  
・ 原子炉圧力容器から原子炉建屋への漏えいを監視し、制御する。

<b>導入条件</b> 下記条件が複数該当し、原子炉手動スクラムした場合 ・ 原子炉建屋放射線量が警報設定値以上の場合 ・ 原子炉建屋温度が警報設定値以上の場合 ・ 原子炉建屋内で漏えいを示す警報が発生した場合	<b>脱出条件</b> ・ 漏えい箇所の隔離が成功した場合
---	----------------------------------

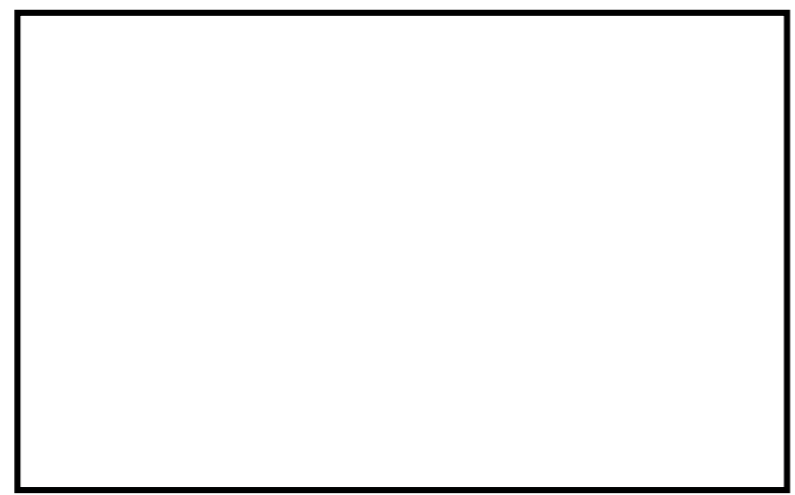
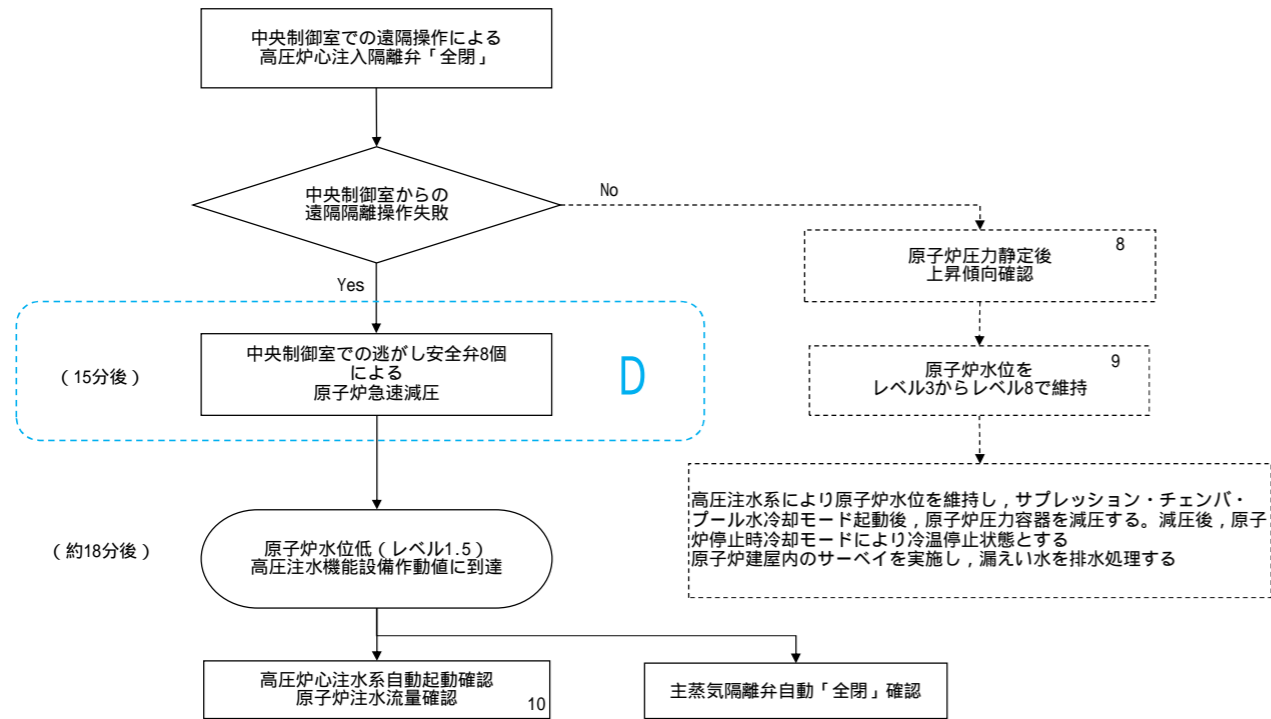
**基本的な考え方**  
・ 一次格納容器外で原子炉冷却材圧力バウンダリの破断が発生した場合、原子炉建屋からの退避を指示し中央制御室から速やかに隔離を行う。  
・ 隔離されたことが確認できない場合は、非常用ガス処理系を起動した後に原子炉を急速減圧し、原子炉冷却材の漏えい先を一次格納容器側に切り替える。  
・ 原子炉水位は高圧で注水可能な非常用炉心冷却作動水位から低圧で注水可能な非常用炉心冷却作動水位の間に維持する。  
・ 原子炉建屋環境を改善し、漏えい箇所の隔離を行う。  
・ モニタリングポスト指示上昇時又は原子炉建屋差圧の低下が発生した場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。

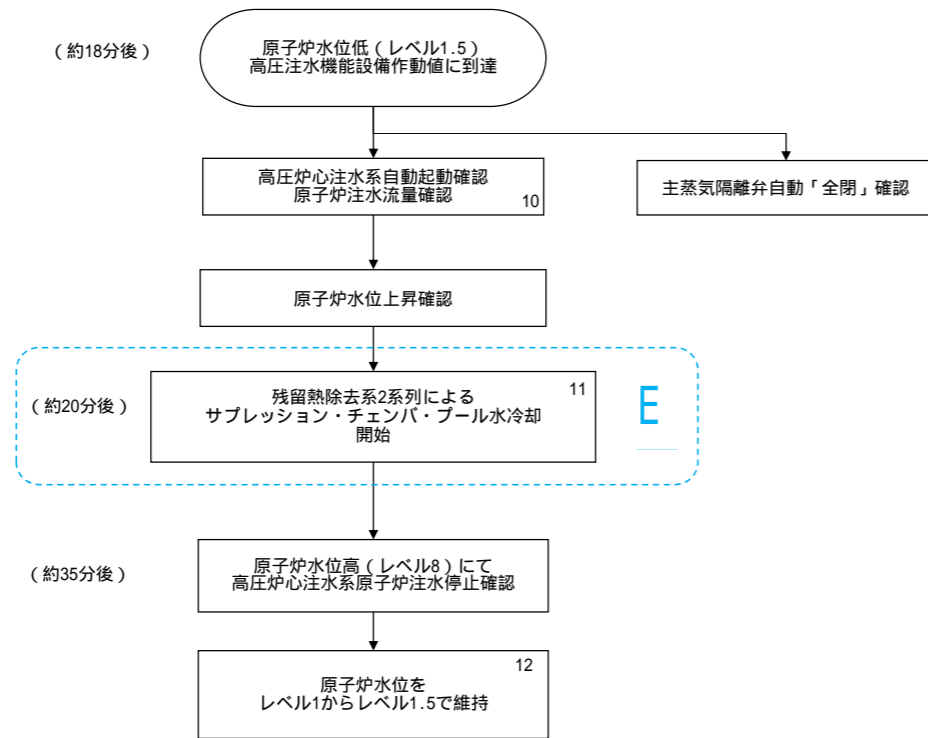
**主な監視操作内容**

**A. 原子炉圧力**  
・ 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又は高圧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及び主蒸気逃がし安全弁により原子炉建屋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又は高圧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若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。

**B. 原子炉水位**  
・ 原子炉注水に不要な系統を抑制し、原子炉建屋への漏えいを抑制する。  
・ 破断箇所を露出した原子炉水位とするため、高圧で注水可能な非常用炉心冷却作動水位から低圧で注水可能な非常用炉心冷却作動水位の間に維持する。

**C. 原子炉建屋環境**  
・ 中央制御室の環境を維持するため、中央制御室換気空調系を事故時運転モードに切り替え（「使用済燃料プール水位・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。  
・ 原子炉建屋環境を改善するため、原子炉建屋・タービン建屋換気空調系を起動する。  
・ 原子炉建屋内の溢水を処理するため、原子炉建屋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建屋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、原子炉建屋制御導入前の制御に移行する。





保安規定 添付1

1. 原子炉制御  
(1) スクラム

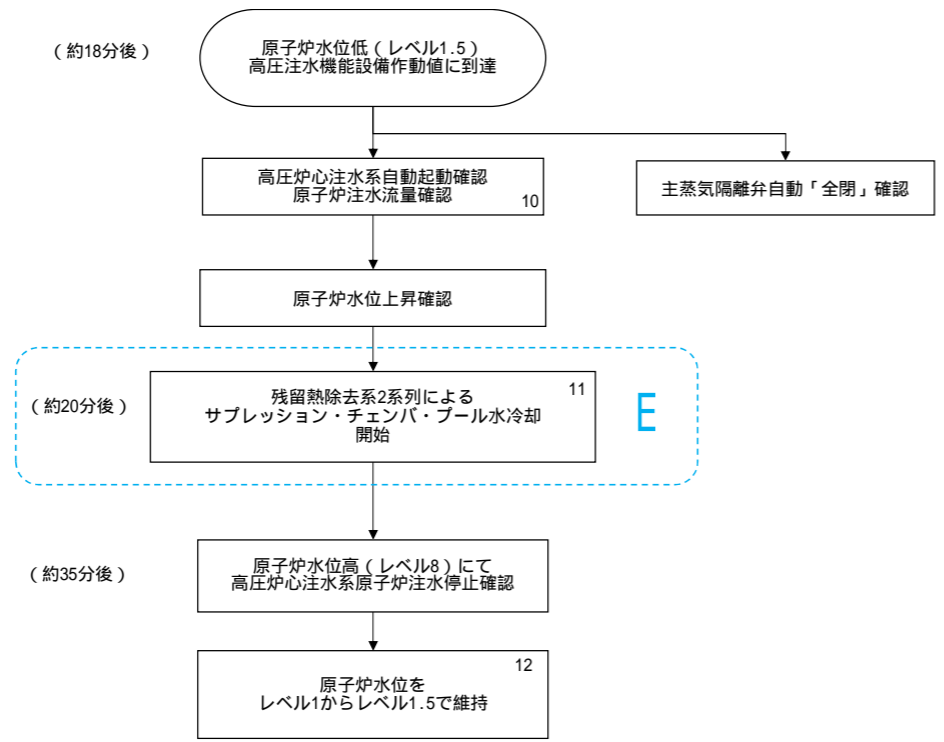
主な監視操作内容

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

2. 一次格納容器制御  
(3) サプレッションプール温度制御

目的  
・サブプレッションプールの水温及び空間部温度を監視し、制御する。

<b>導入条件</b> ・原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が閉固着の場合 ・サブプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合 ・サブプレッションプール空間部局所温度がサブプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合	<b>脱出条件</b> ・サブプレッションプールのバルク水温の上昇が停止した場合 ・サブプレッションプール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、又はサブプレッションプール空間部局所温度がサブプレッションプールスプレイ起動温度以上で手動スクラムした場合 ・サブプレッションプール空間部局所温度の上昇が停止した場合
--	--

基本的な考え方  
・サブプレッションプール水温及びサブプレッションプール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。

主な監視操作内容

A. サプレッションプール水温制御

- ・サブプレッションプール水温が通常運転時制限温度まで上昇したら、サブプレッションプールの冷却を開始し、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。
- ・サブプレッションプール水温の上昇抑制を行っても、サブプレッションプール水温の上昇が継続したら、手動スクラムし、サブプレッションプール水温を確認する。サブプレッションプール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」へ移行し、サブプレッションプール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」へ移行する。

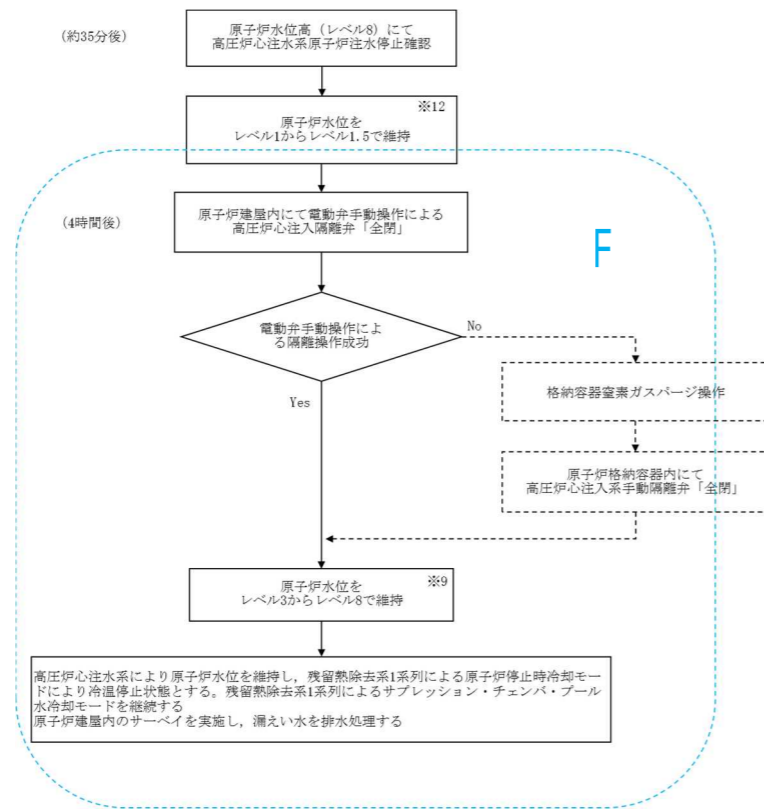
B. サプレッションプール空間部温度制御

- ・サブプレッションプール空間部局所温度がサブプレッションプールスプレイ起動温度まで上昇したらサブプレッションスプレイを作動させ、原子炉補機冷却水系温度調節弁を全開する。
- ・サブプレッションプール空間部局所温度の上昇抑制を行っても、サブプレッションプール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。サブプレッションプール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」へ移行し、サブプレッションプール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」へ移行する。

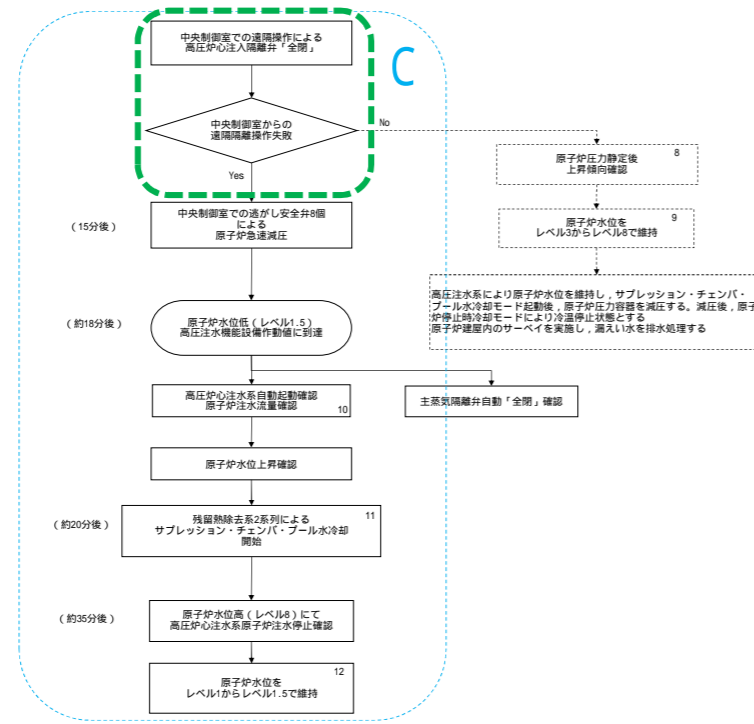
保安規定 添付1

3. 二次格納容器制御  
(1) 原子炉建屋制御

<p><b>目的</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉圧力容器から原子炉建屋への漏えいを監視し、制御する。</li> </ul>	
<p><b>導入条件</b></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"> <li>原子炉建屋放射線量が警報設定値以上の場合</li> <li>原子炉建屋温度が警報設定値以上の場合</li> <li>原子炉建屋内で漏えいを示す警報が発生した場合</li> </ul>	<p><b>脱出条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>漏えい箇所の隔離が成功した場合</li> </ul>
<p><b>基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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、原子炉建屋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。</li> <li>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、原子炉冷却材の漏えい先を一次格納容器側に切り替える。</li> <li>原子炉水位は高圧で注水可能な非常用炉心冷却作動水位から低圧で注水可能な非常用炉心冷却作動水位の間に維持する。</li> <li>原子炉建屋環境を改善し、漏えい箇所の隔離を行う。</li> <li>モニタリングポスト指示上昇時又は原子炉建屋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。</li> </ul>	
<p><b>主な監視操作内容</b></p> <p><b>A. 原子炉圧力</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室から速やかな隔離操作を実施する。</li> <li>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又は高圧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。</li> <li>急速減圧後、タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし安全弁により原子炉建屋への漏えいを抑制する。</li> <li>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又は高圧代替注水系のみが運転中の場合は、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁若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。</li> </ul> <p><b>B. 原子炉水位</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉注水に不要な系統を抑制し、原子炉建屋への漏えいを抑制する。</li> <li>破断箇所を露出した原子炉水位とするため、高圧で注水可能な非常用炉心冷却作動水位から低圧で注水可能な非常用炉心冷却作動水位の間に維持する。</li> </ul> <p><b>C. 原子炉建屋環境</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>中央制御室の環境を維持するため、中央制御室換気空調系を事故時運転モードに切り替え（「使用済燃料プール水位・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。</li> <li>原子炉建屋環境を改善するため、原子炉建屋・タービン建屋換気空調系を起動する。</li> <li>原子炉建屋内の溢水を処理するため、原子炉建屋内の排水ポンプを起動する。</li> <li>各室温度設定値以下かつ原子炉建屋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、原子炉建屋制御導入前の制御に移行する。</li> </ul>	







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

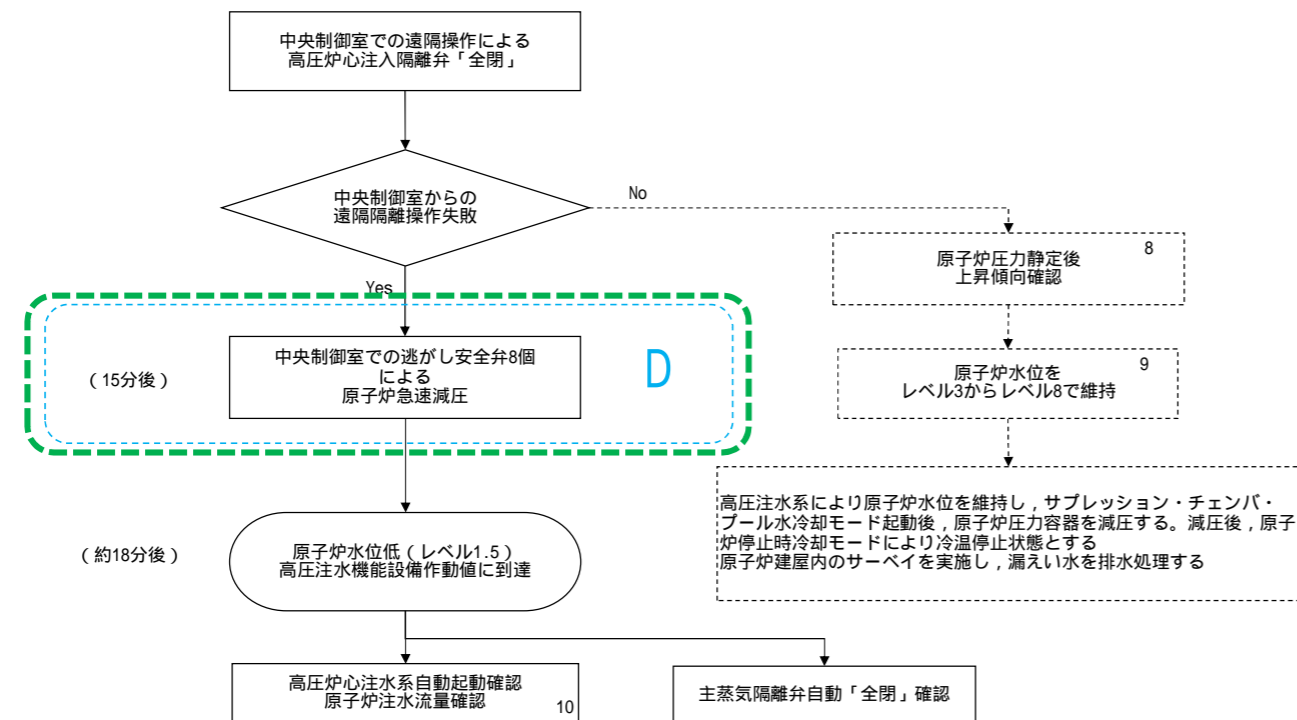
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
3	インターフェイスシステムLOCA発生時の対応 (現場での隔離操作) <sup>1</sup>	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約 240 分

1 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
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) <sup>1</sup>	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約240分

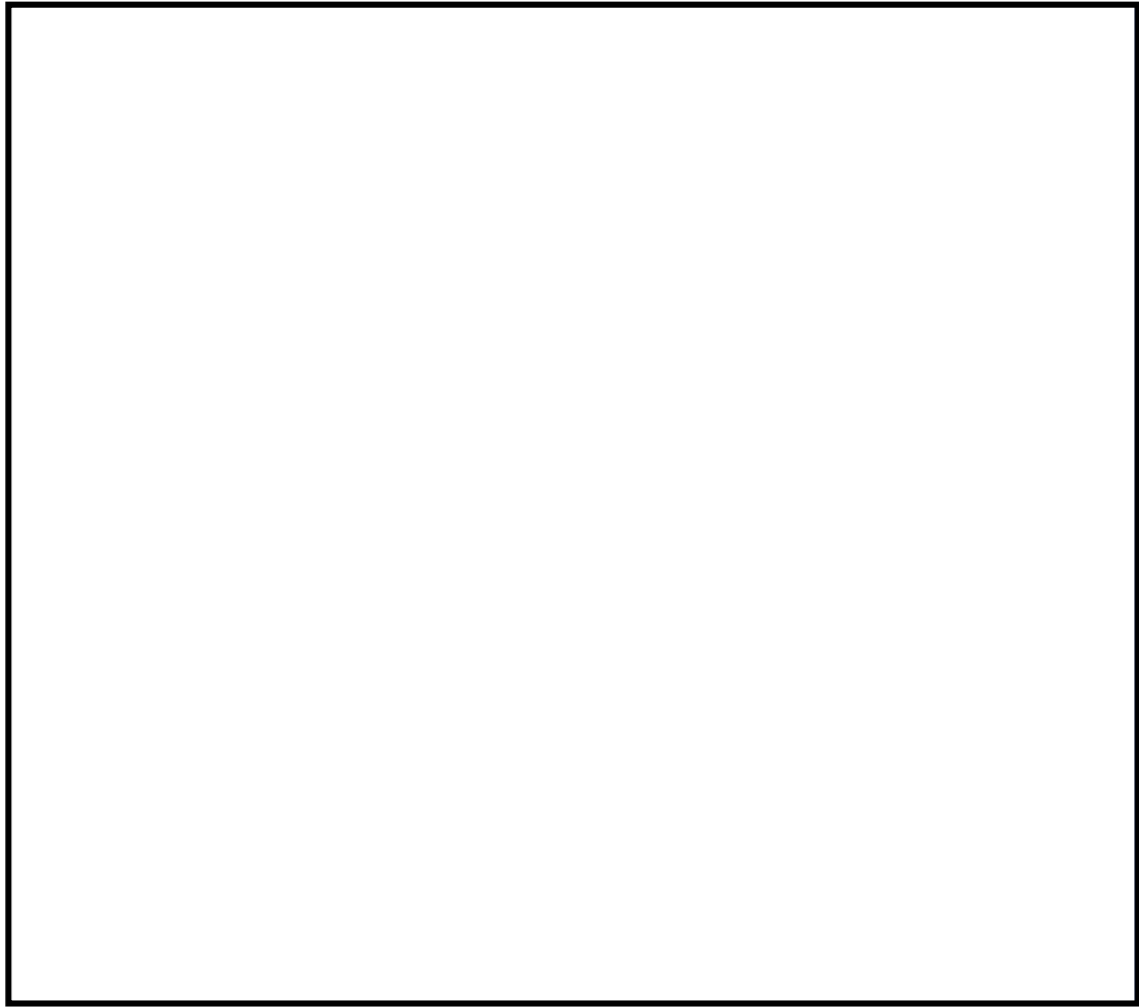
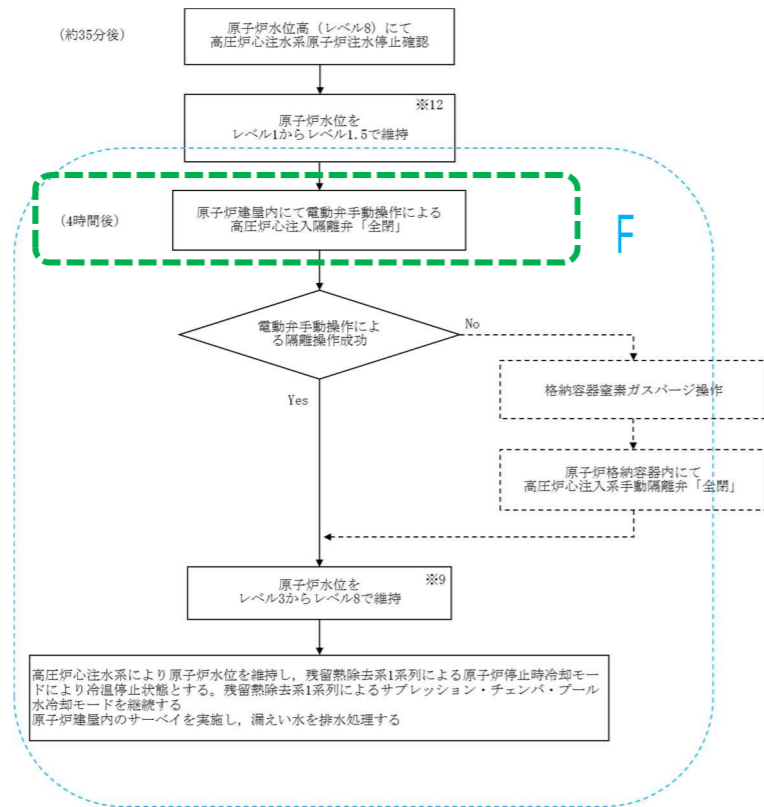
1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段(以下, 本表において同じ。)



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
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) <sup>1</sup>	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約240分

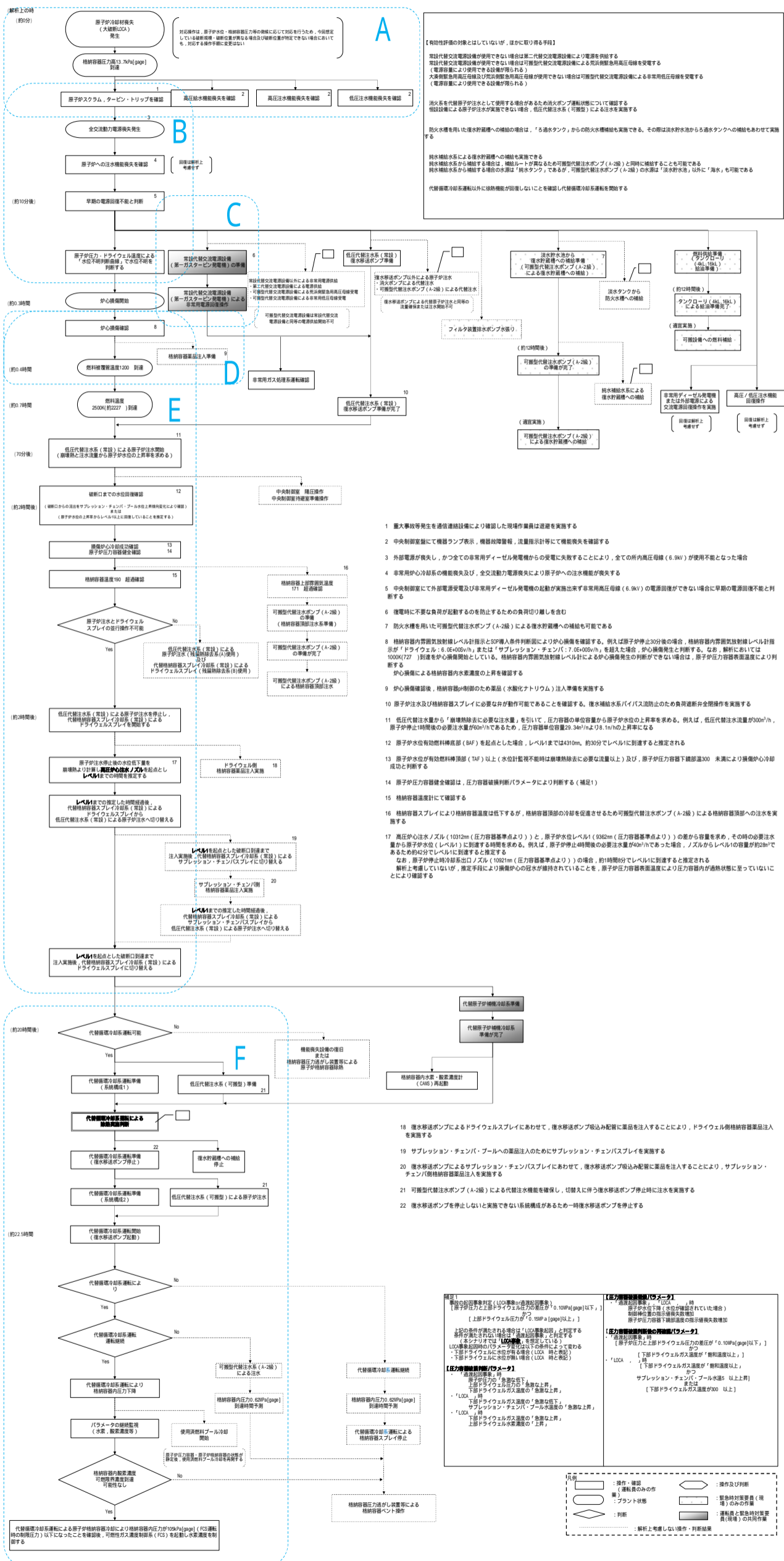
1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段(以下, 本表において同じ。)



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

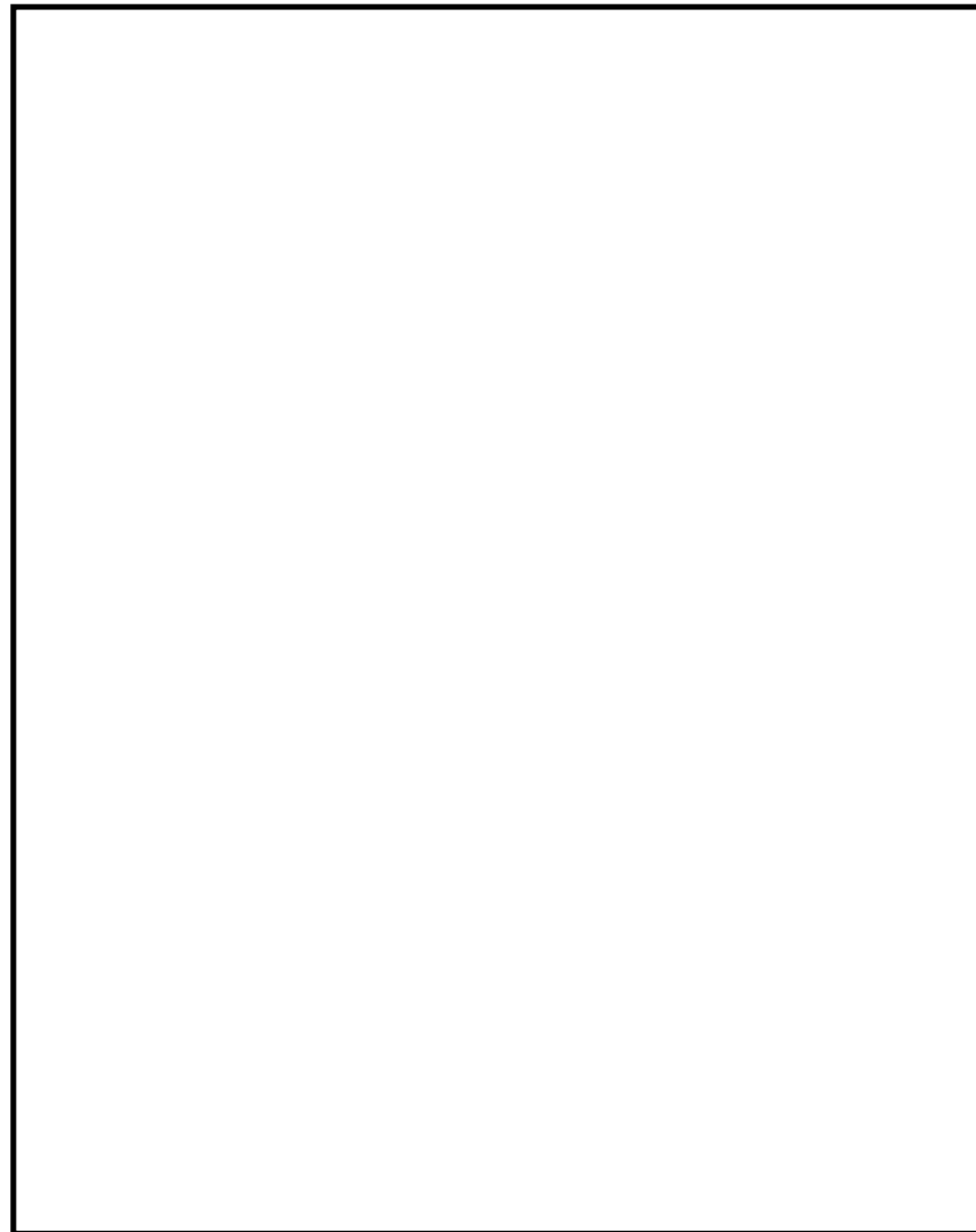
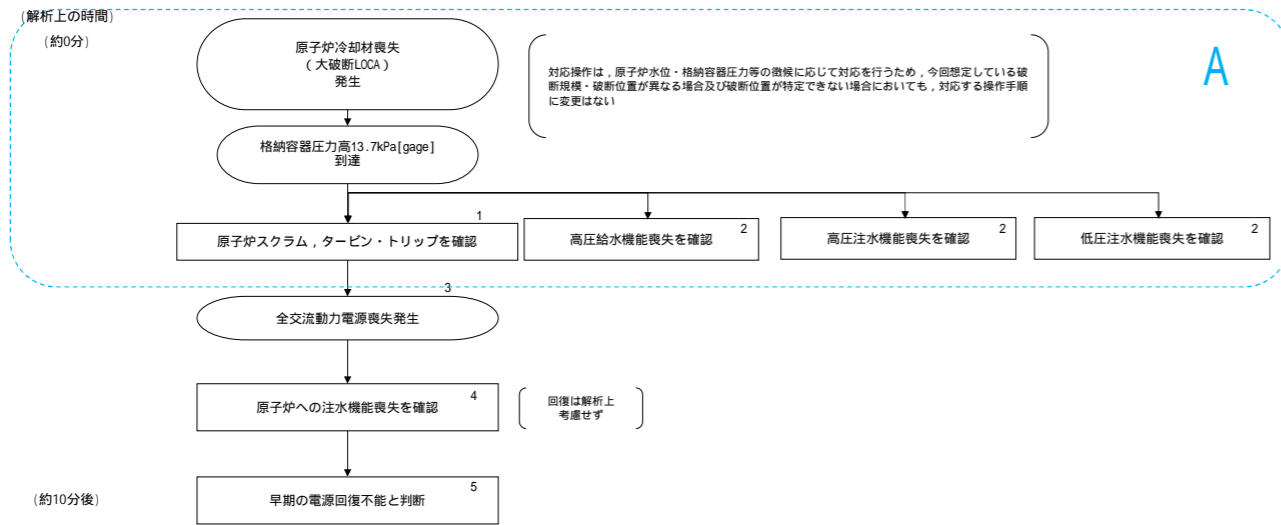
10. 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応手順の概要（代替循環冷却系を使用する場合）  
「水素燃焼」

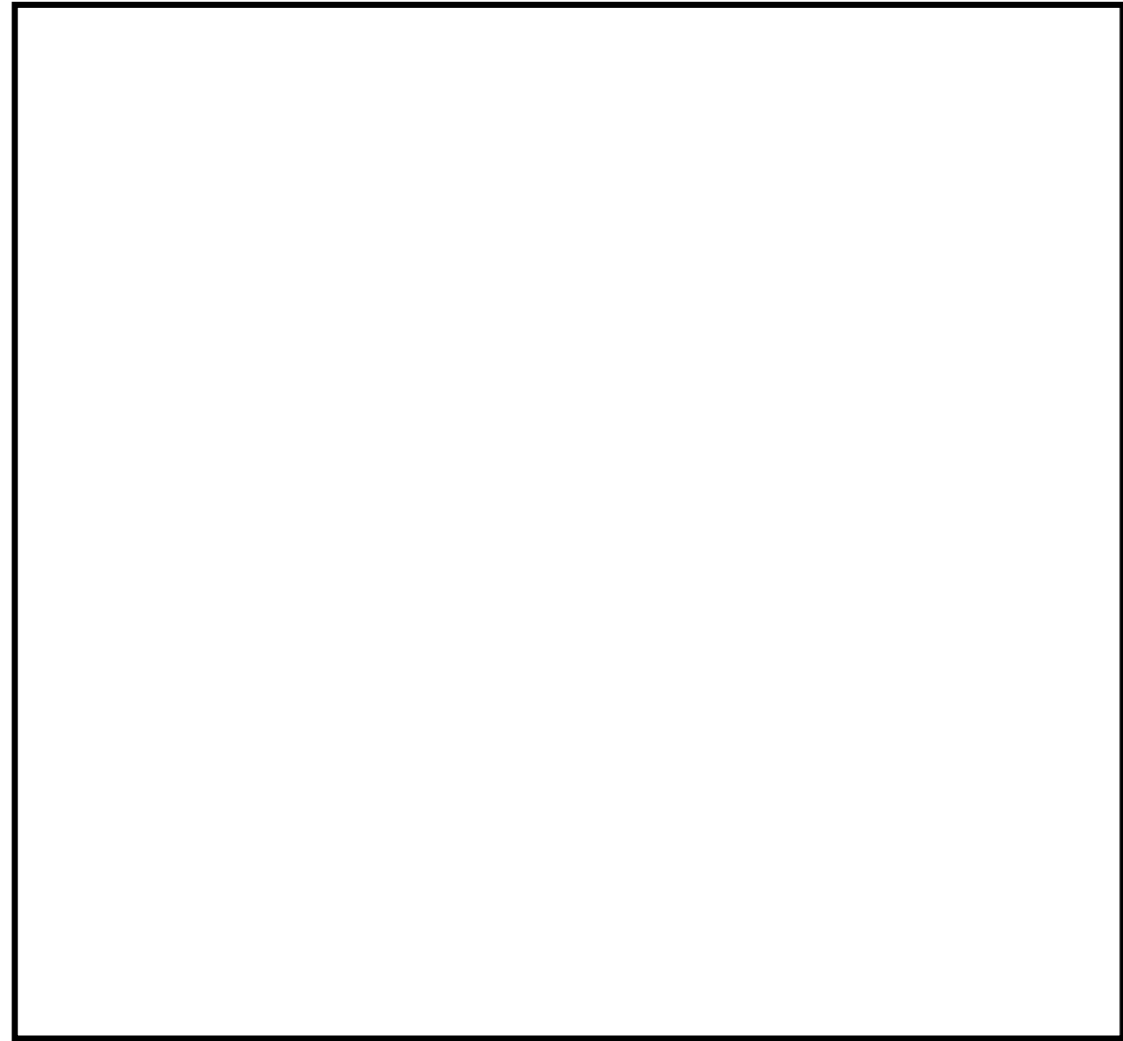
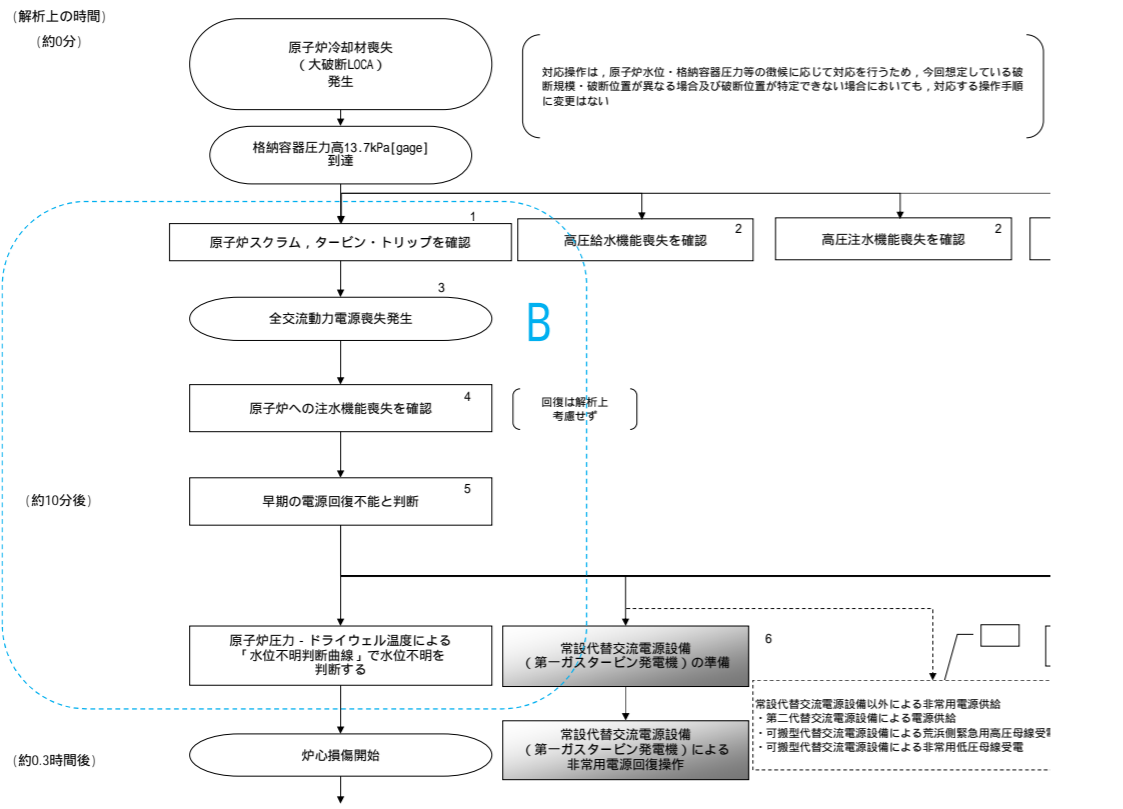
第7.2.1.2 - 5図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応手順の概要（代替循環冷却系を使用する場合）



- 重大事故が発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は速座を実施する
- 中央制御室にて機器ランプ表示、機器故障警報、流量指示等にて機能喪失を確認する
- 外部電源が喪失し、かつての非常用ディーゼル発電機からの発電に失敗することにより、全ての所内高圧母線(6.9kV)が使用不能となった場合
- 非常用冷却系の機能喪失及び、全交流動力電源喪失により原子炉への注水機能が喪失する
- 中央制御室にて外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機の起動が実施出来ず非常用高圧母線(6.9kV)の電源回復ができない場合に早期の電源回復不能と判断する
- 後電時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切り離しを含む
- 防火水櫃を用いた可搬型代替注水ポンプ(A-2機)による復水貯蔵への補給も可能である
- 格納容器内異常放射レベル計指示と50%吸入条件判断により炉心損傷を確認する。例えば原子炉停止30分後の場合、格納容器内異常放射レベル計指示が「ドライウェル: 6.0E+05/h」または「サブプレッション・チェンバ: 7.0E+05/h」を超えた場合、炉心損傷発生と判断する。なお、解析においては1000k(77)到達を炉心損傷発生と判断している。格納容器内異常放射レベル計による炉心損傷発生が判断できない場合は、原子炉圧力容器表面温度により炉心損傷による格納容器内水蒸気の上昇を確認する
- 炉心損傷確認後、格納容器制御のため薬品(水酸化ナトリウム)注入準備を実施する
- 原子炉注水及び格納容器スレイに必要なが動作可能であることを確認する。復水補給水バイパス防止のため負荷遮断弁閉鎖操作を実施する
- 低圧注水流量から「蓄熱除去に必要な注水量」を算出して、圧力容器の単位容量から原子炉水位の上昇率を求める。例えば、低圧注水流量が300m<sup>3</sup>/h、原子炉停止1時間後の必要注水流量が30m<sup>3</sup>/hであるため、圧力容器単位容量が3.34m<sup>3</sup>/hより1.14hの上昇率になる
- 原子炉水位有効熱線底部(8AF)を起点とした場合、レベル1までは4310m、約30分でレベル1に到達すると推定される
- 原子炉水位有効熱線頂部(TAF)以上(水位監視不能時は蓄熱除去に必要な注水量以上)及び、原子炉圧力容器下部温度300 未満より損傷炉心冷却成功と判断する
- 原子炉圧力容器健全確認は、圧力容器破損判断パラメータにより判断する(補足1)
- 格納容器温度計にて確認する
- 格納容器スレイにより格納容器温度は低下するが、格納容器頂部の冷却を促進させるため可搬型代替注水ポンプ(A-2機)による格納容器頂部への注水を実施する
- 高圧炉心注水ノズル(1021mm(圧力容器基準点より))と、原子炉水位レベル1(8062mm(圧力容器基準点より))の差から容量を求め、その時の必要注水量から原子炉水位(レベル1)に到達する注水量を求める。例えば、原子炉停止4時間後の必要注水量が40m<sup>3</sup>であった場合、ノズルからレベル1の注水量が約30m<sup>3</sup>であるため約42分でレベル1に到達すると推定される。なお、原子炉停止時冷却系出口ノズル(10221mm(圧力容器基準点より))の場合、約1時間5分でレベル1に到達すると推定される。解析上考慮していないが、推定手段より損傷炉心の注水が維持されていることを、原子炉圧力容器表面温度により圧力容器内が過熱状態に達していないことにより確認する

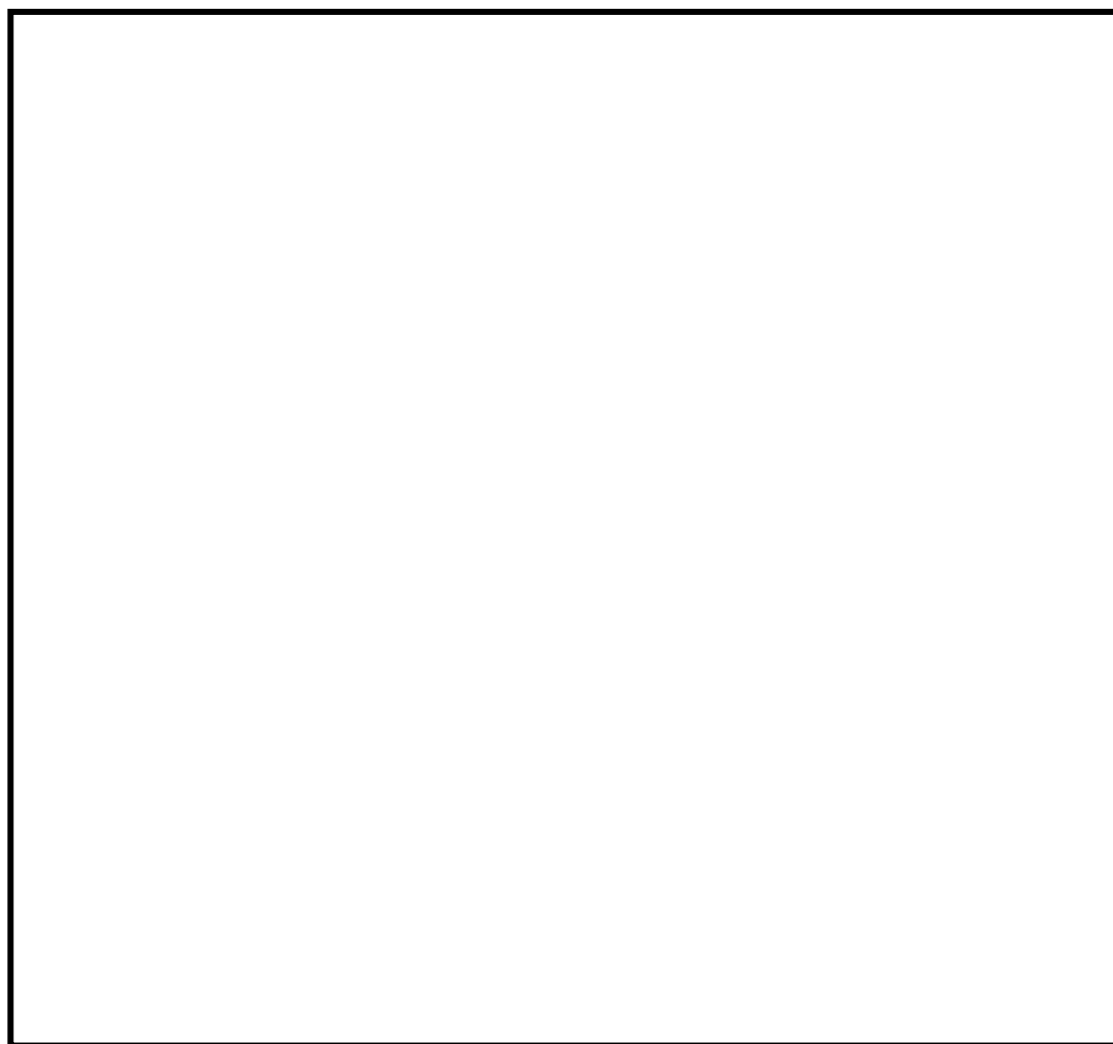
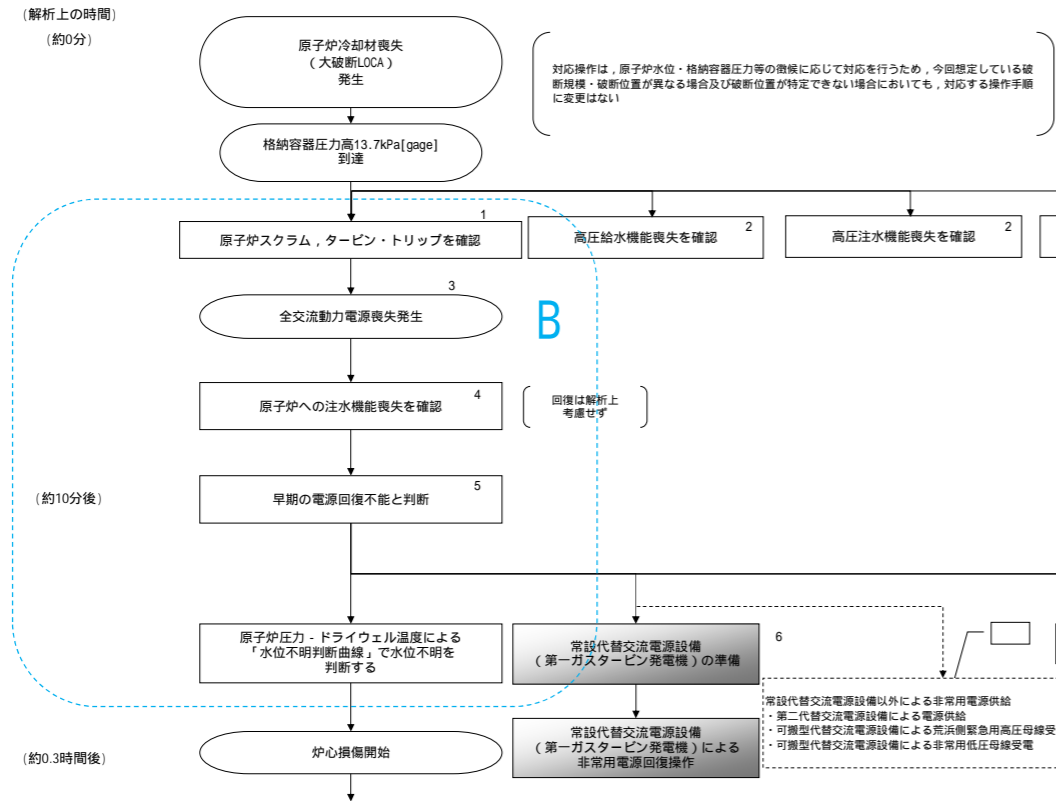
事故シーケンスグループ「水素燃焼」は「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」と同じ手順である。





保安規定 添付1

<p><b>1. 原子炉制御</b> <b>(1) スクラム</b></p> <p><b>目的</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉を停止する。</li> <li>十分な炉心冷却状態を維持する。</li> <li>原子炉を冷温停止状態まで冷却する。</li> <li>一次及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。)</li> </ul>	
<p><b>導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム信号が発生した場合</li> <li>手動スクラムした場合</li> <li>各制御の脱出条件が成立した場合</li> </ul>	<p><b>脱出条件</b></p>
<p><b>基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。</li> <li>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。</li> <li>二次格納容器制御「原子炉建屋制御」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。</li> <li>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。</li> </ul>	
<p><b>主な監視操作内容</b></p> <p><b>A. 原子炉出力</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>重要警報「スクラム」の発信を確認する。</li> <li>全制御棒挿入状態を確認する。</li> <li>平均出力領域モニタの指示を確認する。</li> <li>自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及び代替制御棒挿入機能の動作を行う。</li> <li>原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。</li> <li>全制御棒が全挿入位置であること確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上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」へ移行する。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「反応度制御」で行う。</li> <li>原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ運転状態及び速度を確認する。</li> <li>平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。</li> </ul> <p><b>B. 原子炉水位</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位を確認する。</li> <li>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。</li> <li>タービン駆動給水ポンプの自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)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。</li> <li>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)</li> <li>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、高圧代替注水系、低圧代替注水系(常設) 低圧代替注水系(可搬型)、消火系又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。</li> <li>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、消防車の出動を要請し、原子炉制御「水位確保」に移行する。</li> <li>原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</li> </ul>	



## 保安規定 添付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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- 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、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又は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖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「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開し、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」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管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プール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プール冷却を行う。
- 原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により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（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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

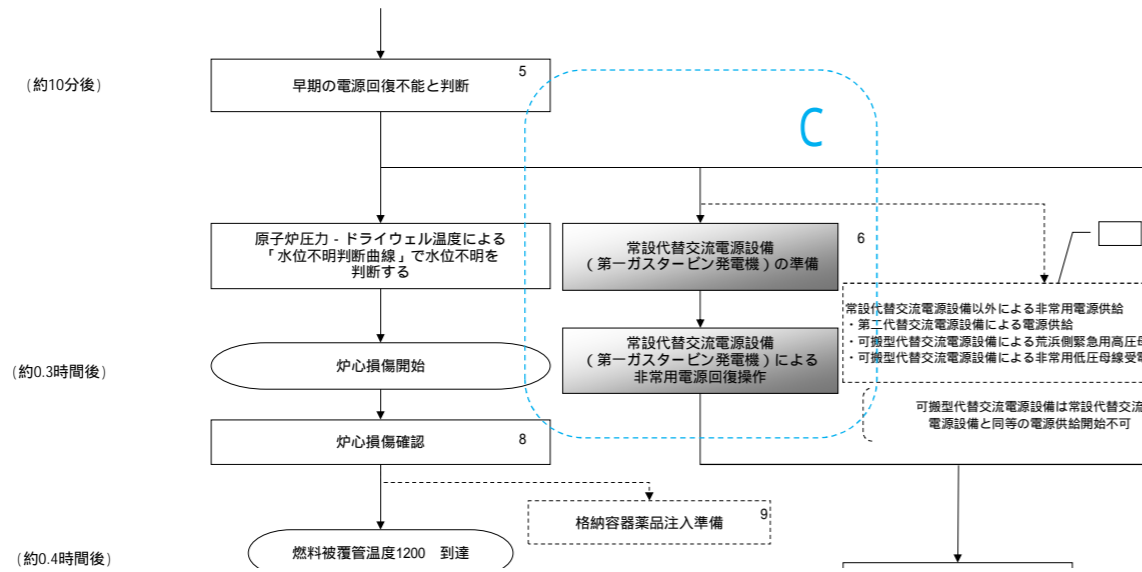
- 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。(タービン自動トリップの場合は不要)
- タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
- 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流/直流電源供給回復」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合又は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- 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に異常が確認された場合は、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。

### F. 復旧

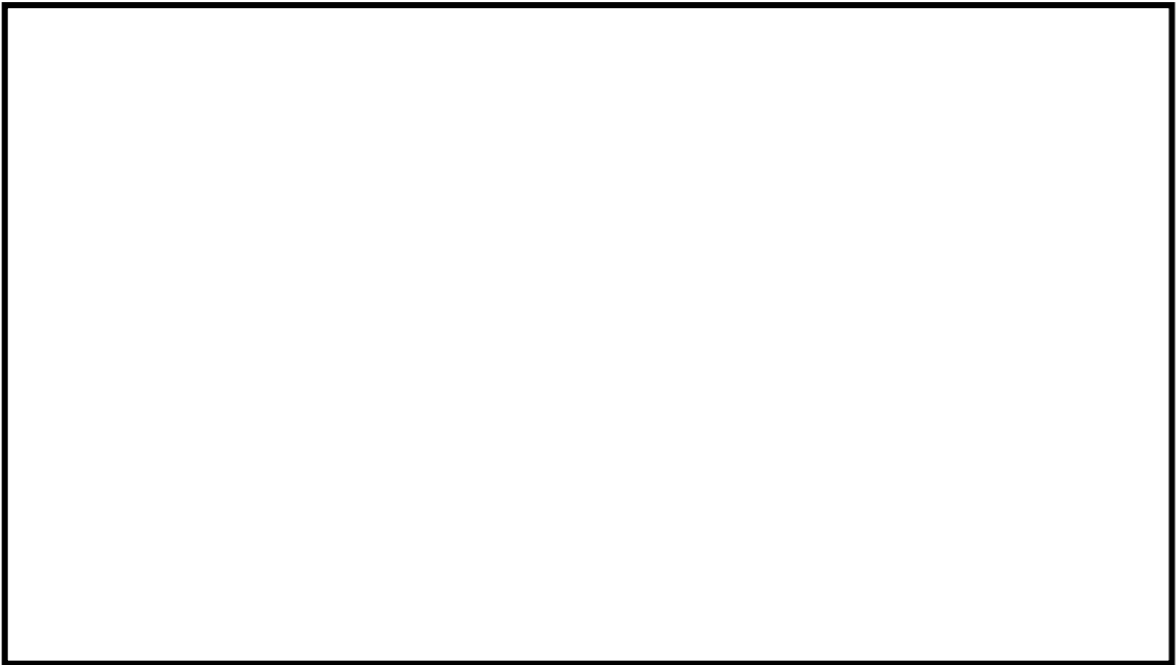
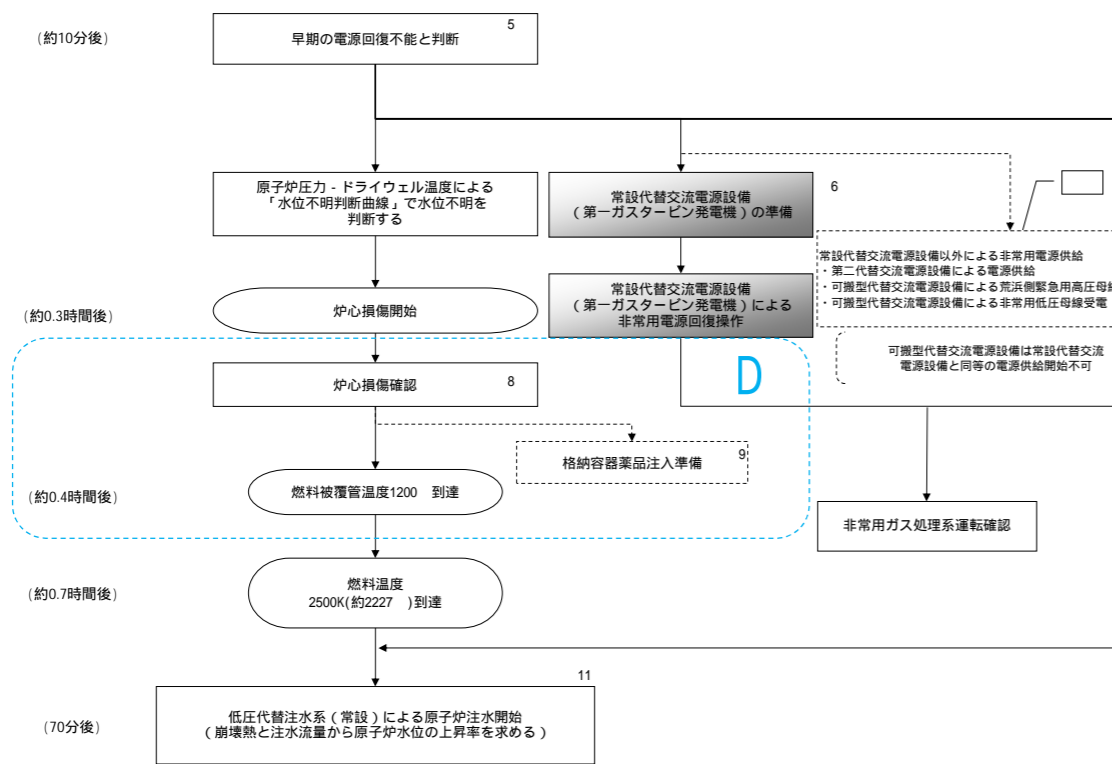
- 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- 格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- 原子炉圧力等の主要パラメータが安定していることを確認する。
- 格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- 原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- 主蒸気隔離弁が閉している場合、開可能であれば均圧後主蒸気隔離弁を開する。また、開不能であれば主蒸気逃がし安全弁で原子炉減圧する。
- スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- 原子炉再循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

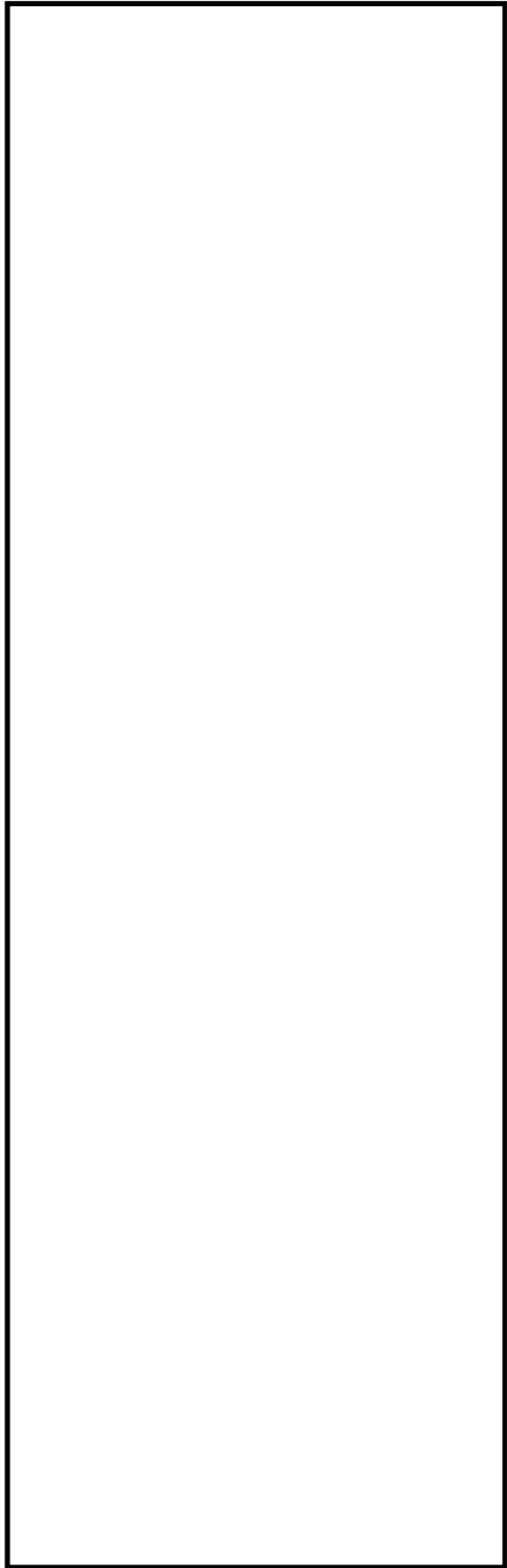
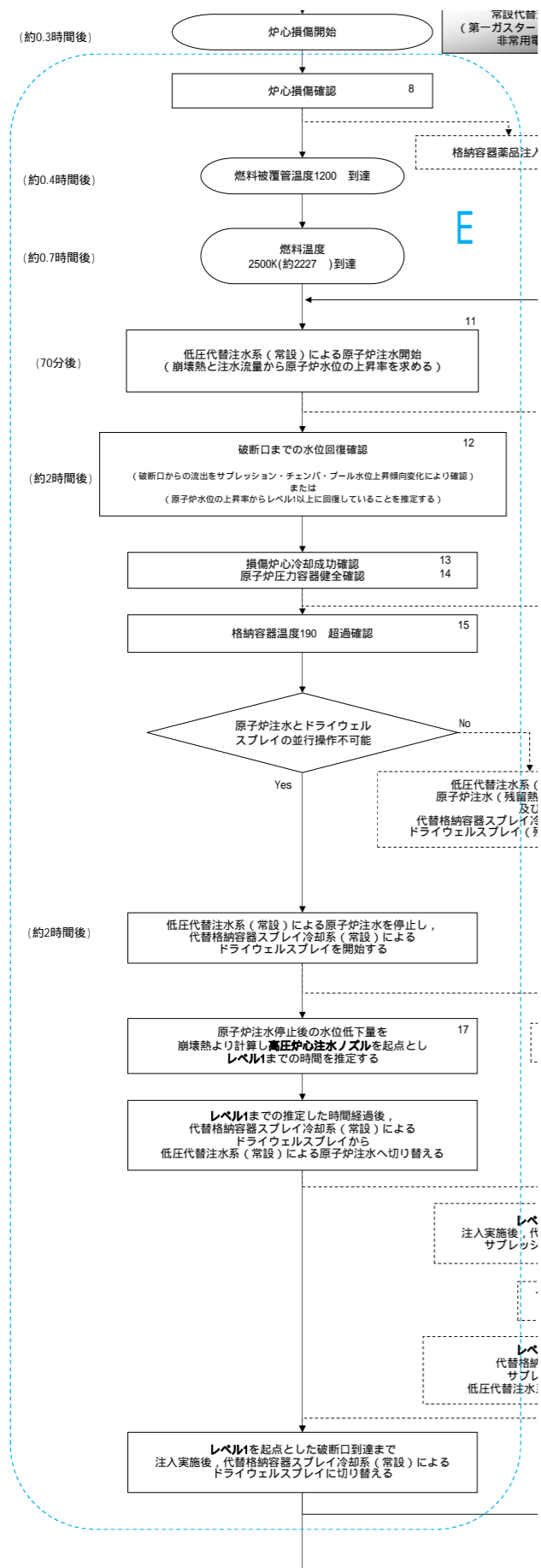
5 . 電源制御
( 1 ) 交流 / 直流電源供給回復
目的
・ 交流電源及び直流電源の供給を回復し、維持する。
導入条件
・ 原子炉制御「スクラム」において、所内電源が喪失した場合
基本的な考え方
・ 非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。
主な監視操作内容
<b>A . 非常用ディーゼル発電機</b>
・ 非常用ディーゼル発電機の状況を随時把握する。
・ 原子炉補機冷却海水系の運転状態を随時把握し、非常用ディーゼル発電機の冷却が継続可能であることを確認する。
・ 全交流電源喪失となった場合は、代替熱交換器車接続の要請・準備、及び原子炉隔離時冷却系又は高圧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。サブプレッションプール圧力が310kPa以上となった場合は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。
<b>B . 電源構成</b>
・ 常設代替電源設備、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。
<b>C . 給電</b>
・ 常設代替電源設備、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。
<b>D . 直流電源確保</b>
・ 所内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。
<b>E . 直流電源回復</b>
・ 常設代替電源設備、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。
<b>F . 復旧</b>
・ 常設電源設備又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替える。





保安規定 添付1

<p><b>4 . 不測事態</b> <b>( 3 ) 水位不明</b></p>
<p><b>目的</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。</li> </ul>
<p><b>導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>原子炉制御「反応度制御」の「水位不明」を実施中に、全ての制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合</li> <li>「ドライウェル温度制御」において、ドライウェ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</li> <li>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、又はドライウェ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</li> </ul>
<p><b>基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位不明時に、給復水系、非常用炉心冷却系、又は低圧代替注水系（常設）低圧代替注水系（可搬型）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。</li> <li>原子炉注水操作は、使用可能な全ての注水系のうち、2系統以上を作動させ、原子炉圧力とサブプレッションプール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。</li> <li>原子炉水位が判明した場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。</li> </ul>
<p><b>主な監視操作内容</b></p> <p><b>A . 注水確保</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水位不明時刻を記録する。</li> <li>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」へ移行する。</li> <li>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又は高圧代替注水系を作動させる。</li> <li>低圧で原子炉へ注水可能な系統が作動しない場合は、低圧代替注水系（常設）2台以上、低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2系統以上を作動させ、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> </ul> <p><b>B . 満水注入</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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2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、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し、「満水注入」を行う。</li> <li>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2弁も開放できない場合は、復水系、高圧炉心注水系、低圧注水系、低圧代替注水系（常設）低圧代替注水系（可搬型）消火系又は制御棒駆動水圧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、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を開けることにより原子炉を減圧する。</li> <li>低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、いずれか2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プール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。</li> <li>原子炉圧力がサブプレッションプール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プール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。</li> <li>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プール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小必要弁数まで減らし、原子炉圧力をサブプレッションプール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。</li> <li>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小必要弁数のみ開としても原子炉圧力をサブプレッションプール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。</li> <li>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8弁開とし、低圧代替注水系（常設）低圧代替注水系（可搬型）消火系を起動し原子炉水位をできるだけ上昇させる。</li> </ul>



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. 低圧代替注水系による原子炉の冷却

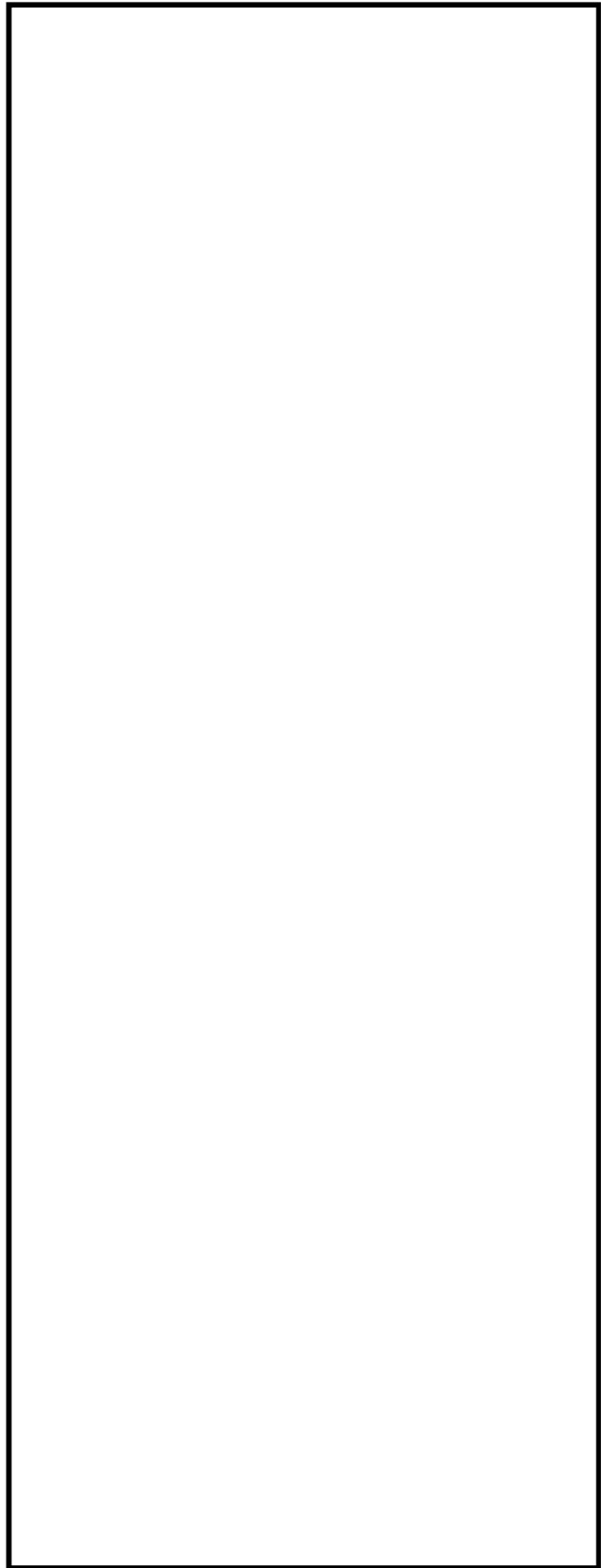
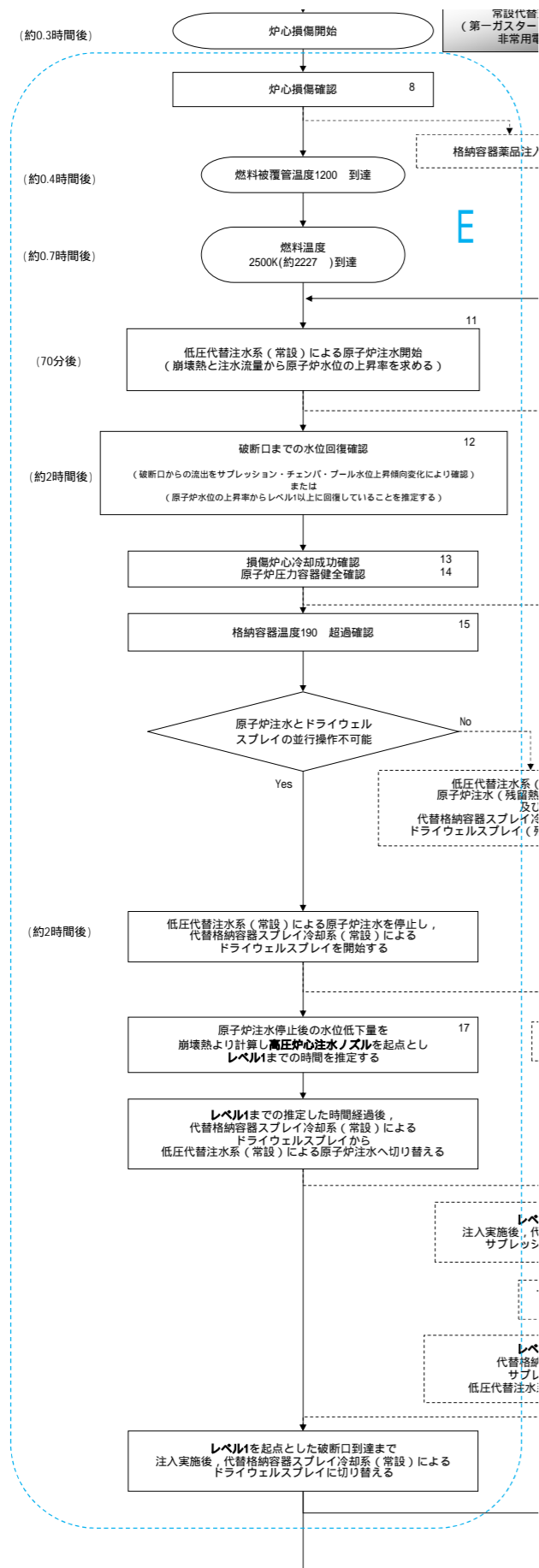
当直副長及び緊急時対策本部は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）の故障等により原子炉の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、原子炉を冷却する。

(1) 復水貯蔵槽を水源として、低圧代替注水系（常設）により注水する。

a. 手順着手の判断基準

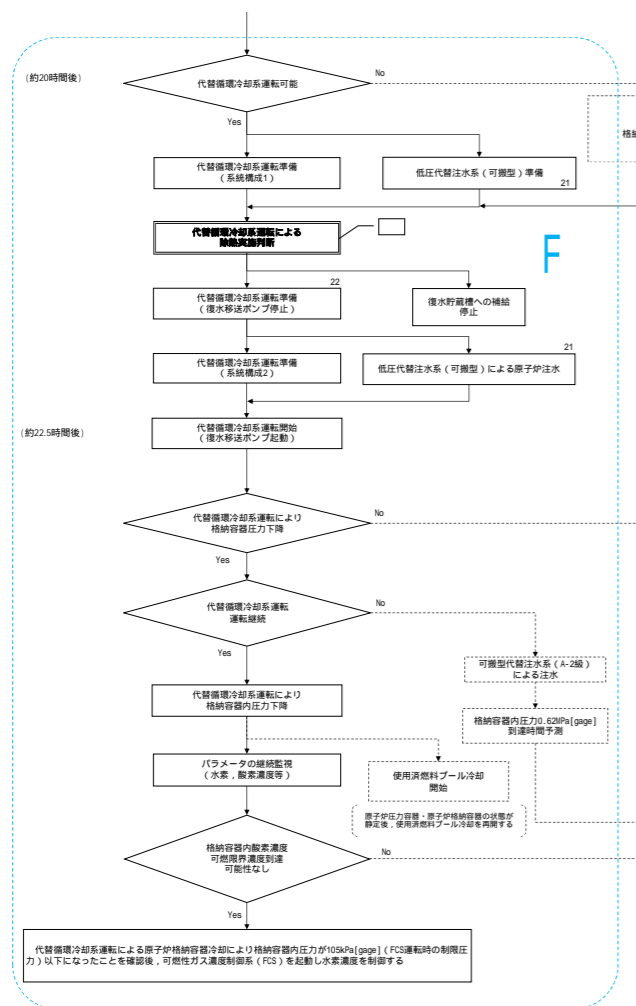
給水・復水系及び非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、低圧代替注水系（常設）及び注入配管が使用可能な場合<sup>1</sup>。

<sup>1</sup>:設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合。



保安規定 添付3

<p>操作手順</p> <p>6. 格納容器内の冷却等のための手順等</p>
<p>対応手段等</p> <p><b>炉心損傷後</b></p> <p><b>フロントライン系故障時</b></p> <p>1. 代替格納容器スプレイ系による格納容器内の冷却</p> <p>当直副長は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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、格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる。</p> <p>(1) 復水貯蔵槽を水源として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によりスプレイする。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合<sup>1</sup>において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器スプレイができず、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が使用可能な場合<sup>2</sup>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<sup>3</sup>。</p> <p>1: 格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）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、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）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。</p> <p>2: 設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合。</p> <p>3: 「格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力（ドライウェル）、格納容器内圧力（サブプレッション・チェンバ）、ドライウェル雰囲気温度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が、格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。</p>



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. 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱

当直副長及び緊急時対策本部は、格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系により格納容器内の圧力及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<sup>1</sup>において、残留熱除去系の復旧に見込みがなく<sup>2</sup>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。

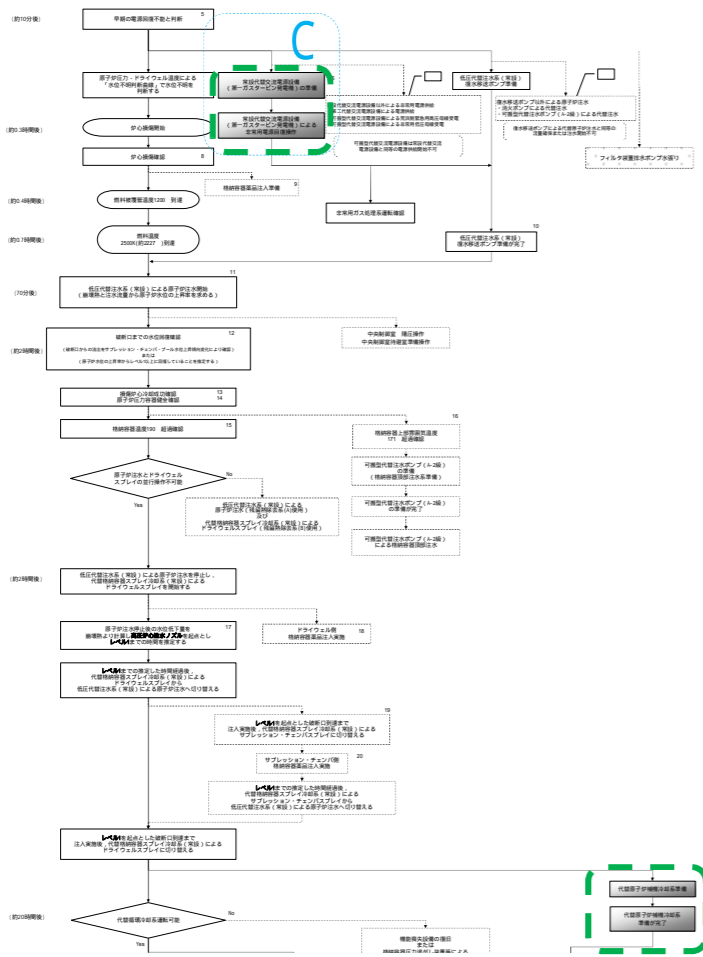
- a. 復水補給水系が使用可能<sup>3</sup>であること。
- b. 代替原子炉補機冷却系による冷却水供給が可能であること。
- c. 格納容器内の酸素濃度が4 vol %以下<sup>4</sup>であること。

1: 格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)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、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)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、又は駆動に必要な電源若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、電源及び水源(サブプレッションプール)が確保されている場合。

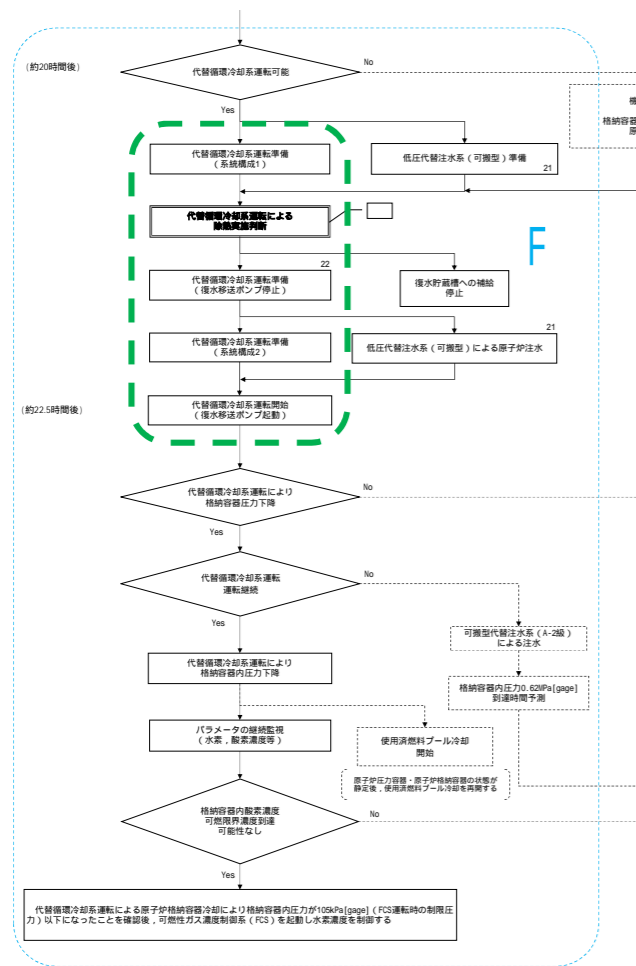
4: ドライ条件の酸素濃度を確認する。格納容器内酸素濃度(CAMS)にて4 vol %以下を確認できない場合は、代替格納容器スプレイを継続することで、ドライウェル側とサブプレッション・チェンバ側ガスの混合を促進させる。



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
1.4	常設代替交流電源設備による給電(非常用高圧母線D系受電) <sup>1</sup>	運転員 (中央制御室, 現場)	6	20分以内
1.4	常設代替交流電源設備による給電(非常用高圧母線C系受電) <sup>1</sup>	運転員 (中央制御室, 現場)	6	50分以内
7	代替循環冷却系使用時における代替原子炉補機冷却系による除熱 <sup>1</sup>	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	4 13	約540分

1 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。)

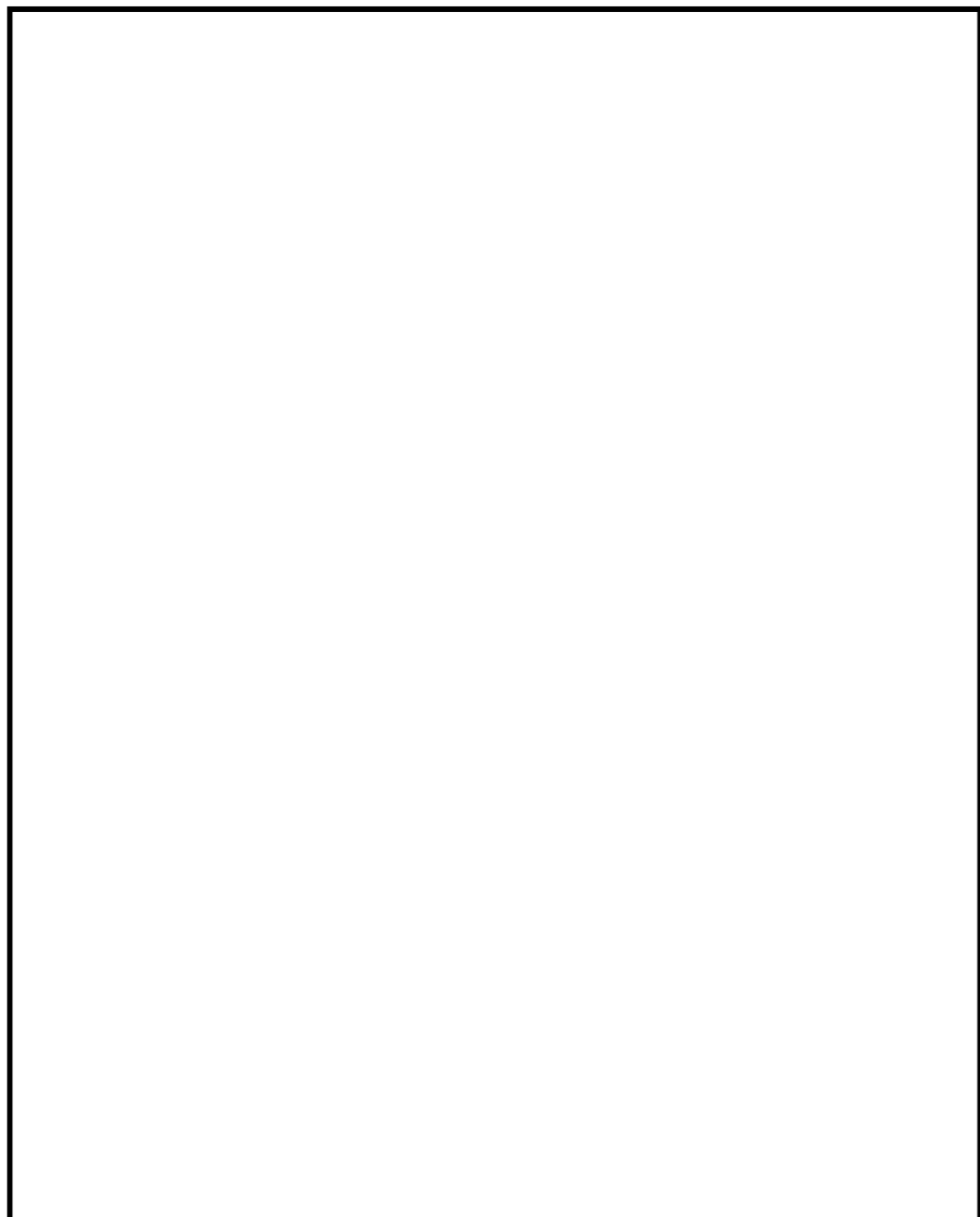
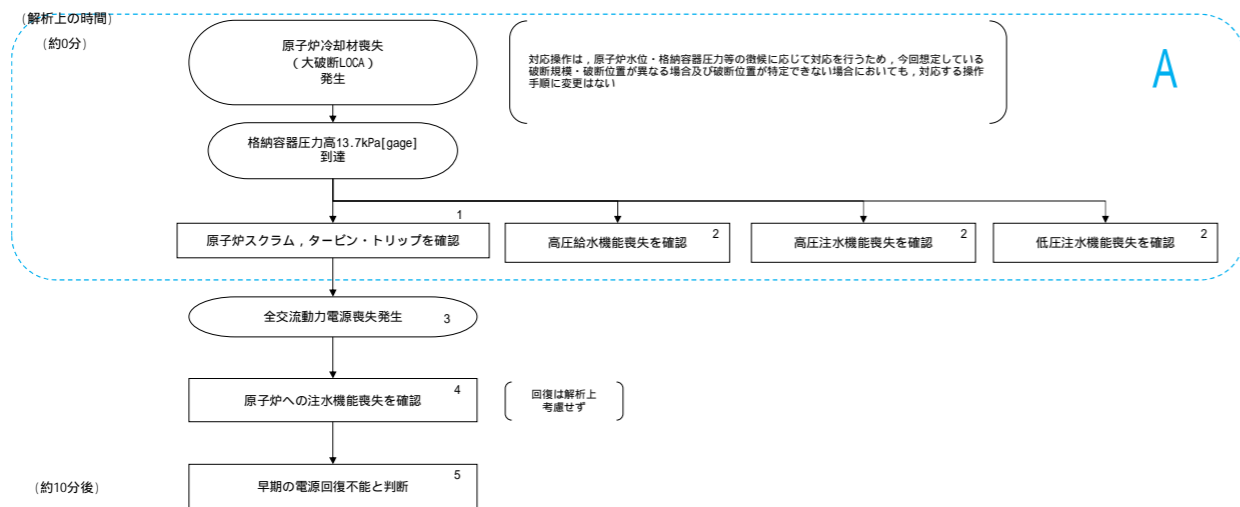


保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成り立ち

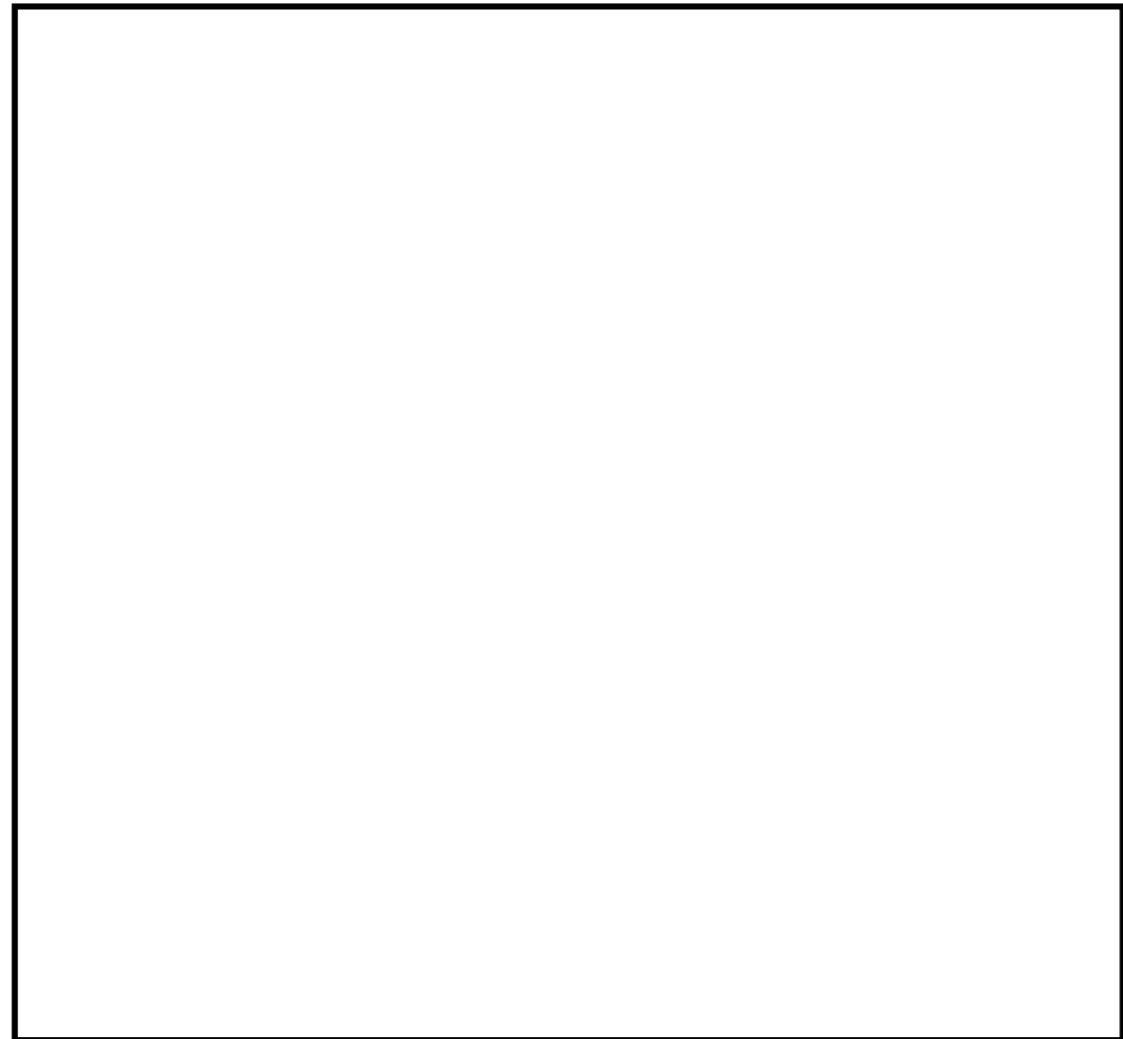
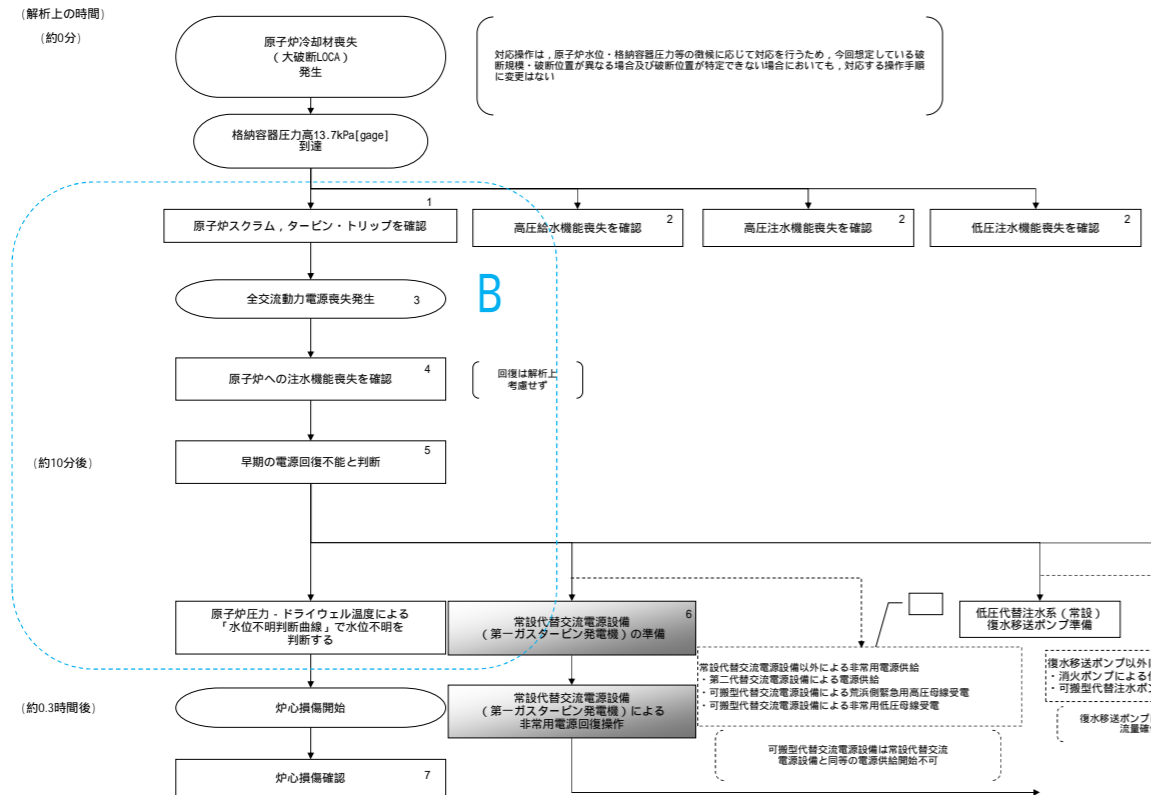
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
7	代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱 <sup>1</sup>	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約90分

1 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1

### 1. 原子炉制御 (1) スクラム

- 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。
  - 一次及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。)

導入条件	脱出条件
<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉スクラム信号が発生した場合</li> <li>手動スクラムした場合</li> <li>各制御の脱出条件が成立した場合</li> </ul>	

- 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、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「原子炉建屋制御」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。

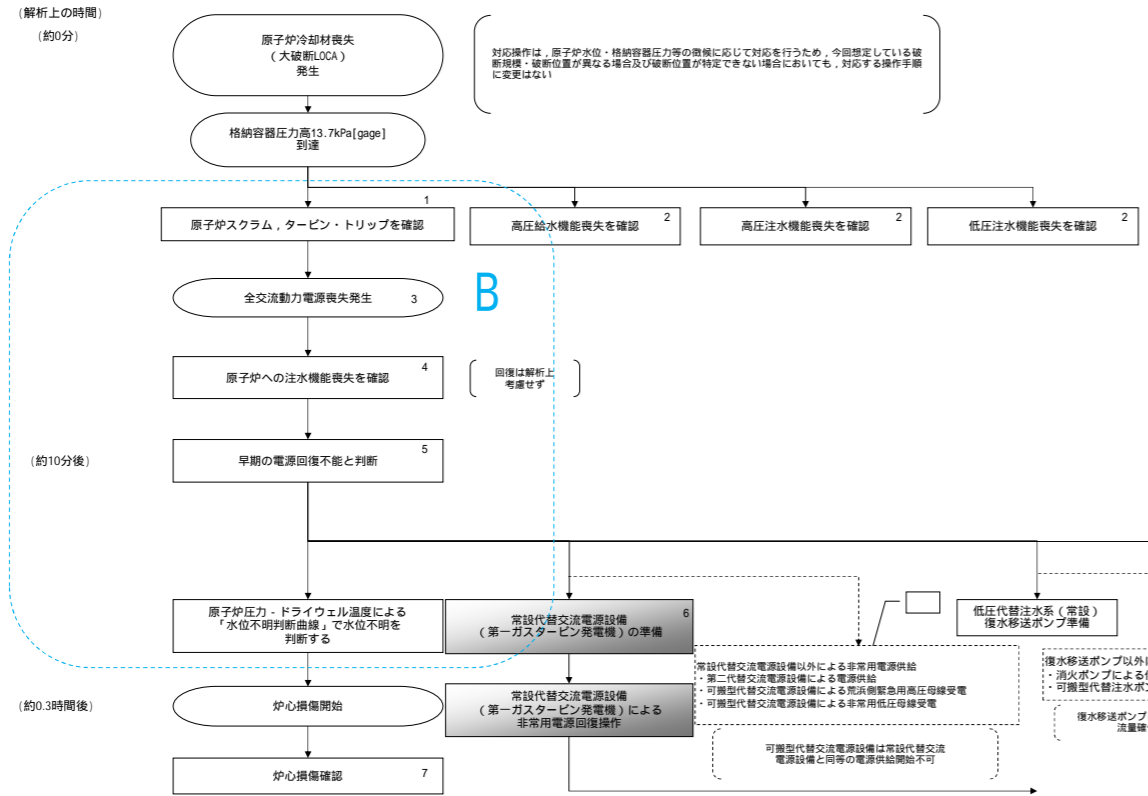
#### 主な監視操作内容

##### A. 原子炉出力

- 重要警報「スクラム」の発信を確認する。
- 全制御棒挿入状態を確認する。
- 平均出力領域モニタの指示を確認する。
- 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及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確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上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」へ移行する。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「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及び速度を確認する。
- 平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。

##### B. 原子炉水位

- 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の自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)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動作した場合は不要)
- 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、高圧代替注水系、低圧代替注水系(常設) 低圧代替注水系(可搬型)、消火系又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、消防車の出動を要請し、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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。



## 保安規定 添付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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- 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、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又は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖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「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開し、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」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管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プール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プール冷却を行う。
- 原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により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（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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

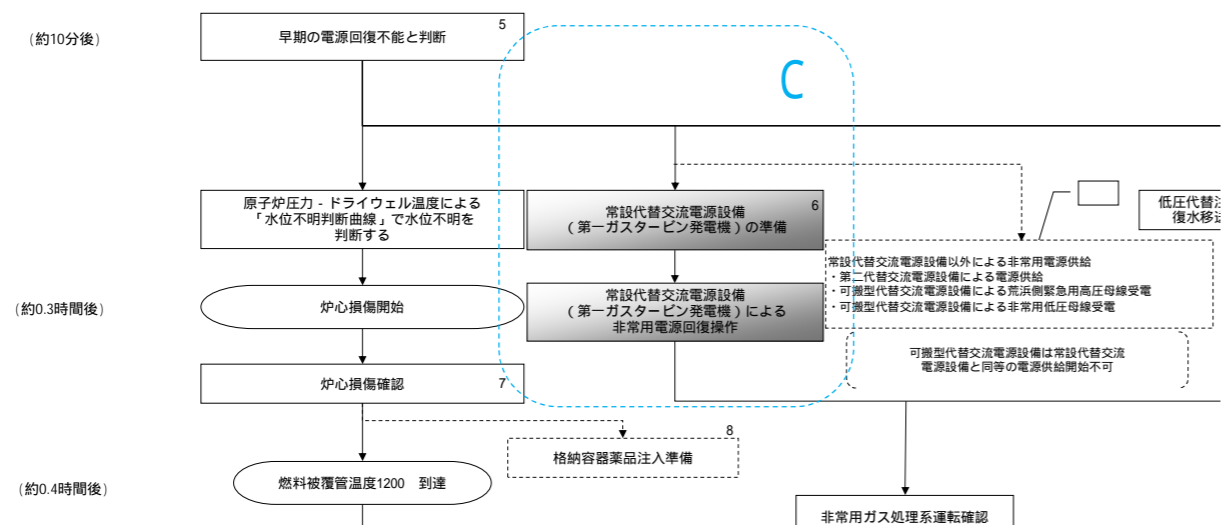
- 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。(タービン自動トリップの場合は不要)
- タービントリップ状態及び発電機トリップ状態を確認する。
- 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流/直流電源供給回復」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であることを確認する。また、復水器が使用可能であることを確認し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合又は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- 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に異常が確認された場合は、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。

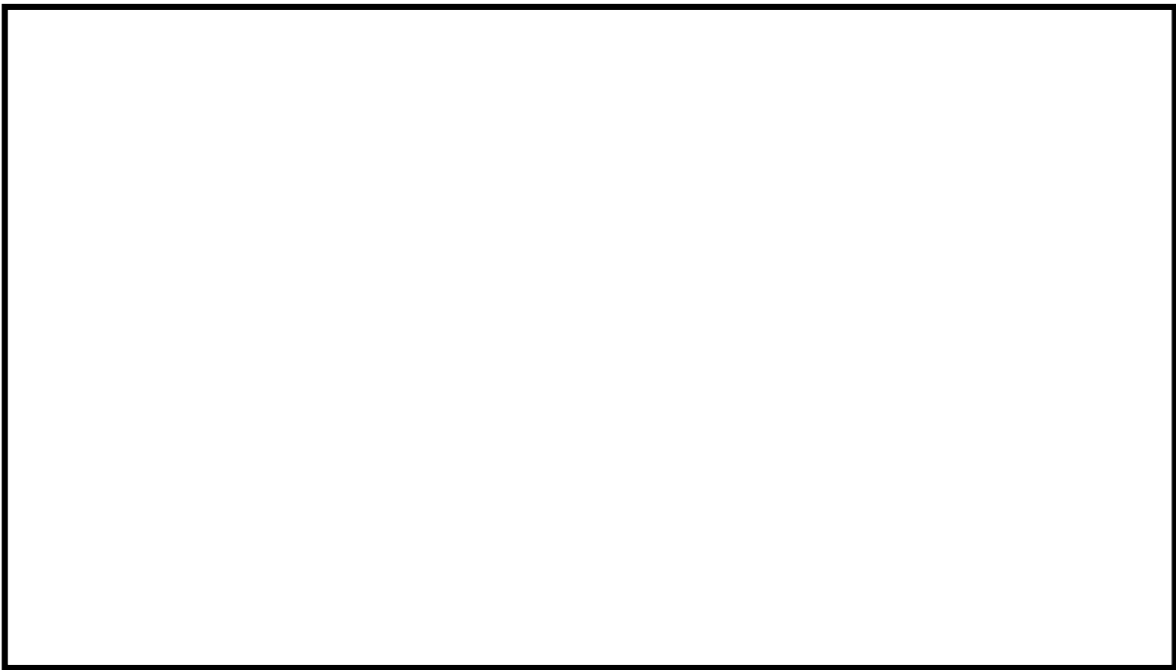
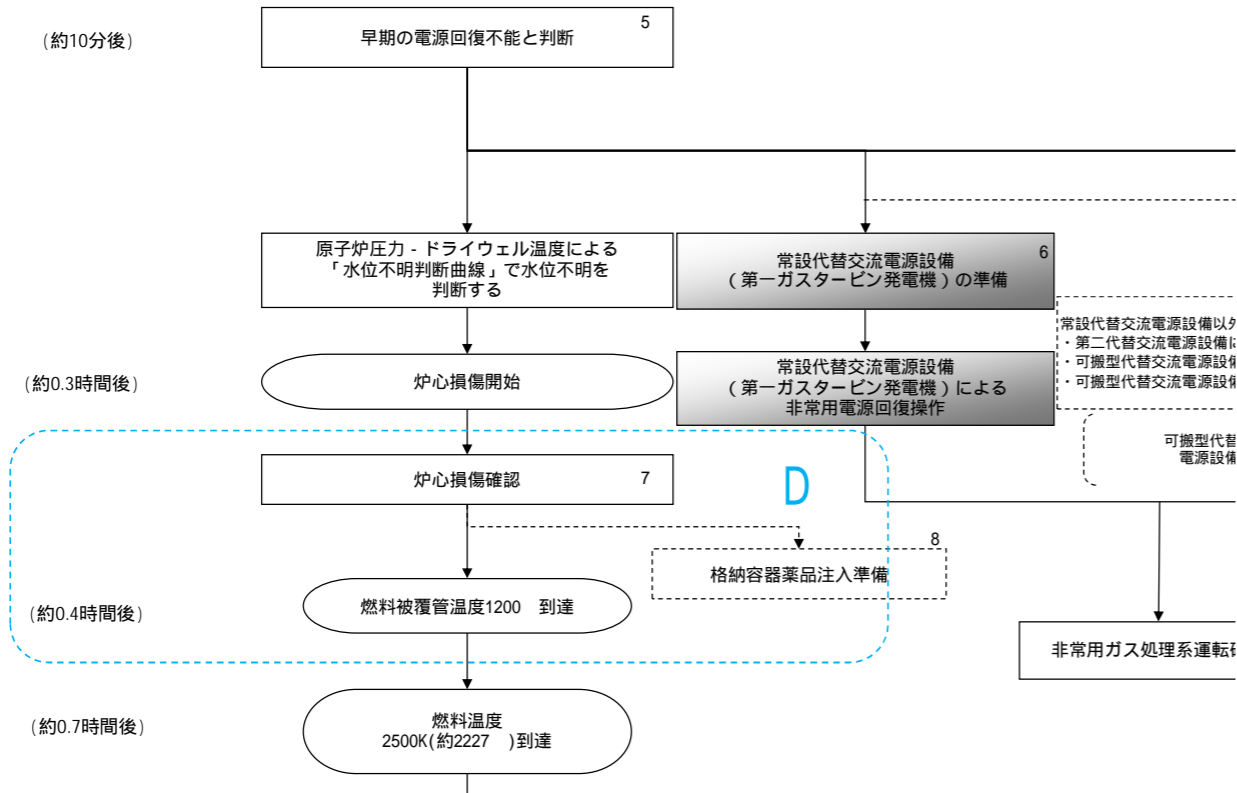
### F．復旧

- 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。
- 原子炉冷却材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、原子炉建屋換気空調系を起動し、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、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減圧する。
- 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、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
目的 ・ 交流電源及び直流電源の供給を回復し、維持する。
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
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。
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況を随時把握する。 ・ 原子炉補機冷却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、代替熱交換器車接続の要請・準備、及び原子炉隔離時冷却系又は高圧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。サブプレッションプール圧力が310kPa以上となった場合は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。
B . 電源構成 ・ 常設代替電源設備、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。
C . 給電 ・ 常設代替電源設備、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。
D . 直流電源確保 ・ 所内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。
E . 直流電源回復 ・ 常設代替電源設備、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。
F . 復旧 ・ 常設電源設備又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替える。



保安規定 添付1

4. 不測事態 (3) 水位不明

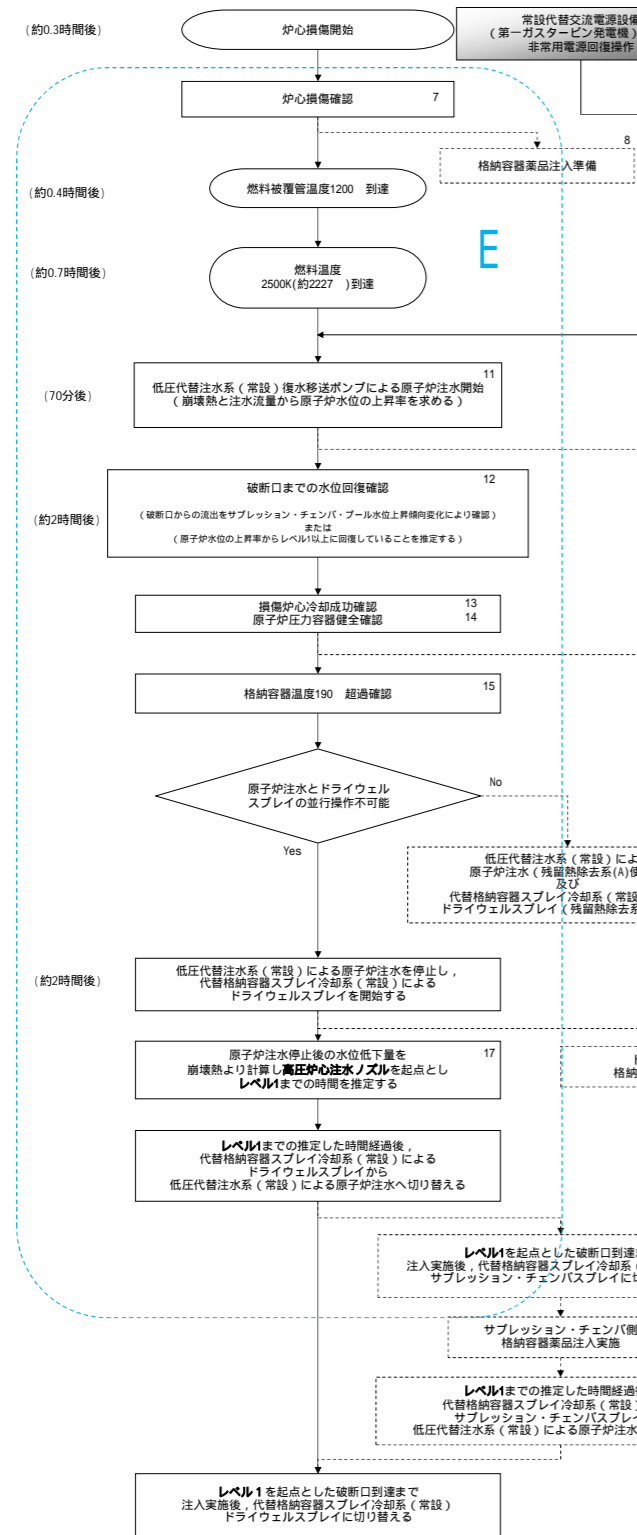
**目的**  
 ・ 原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。

**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」の「水位不明」を実施中に、全ての制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合  
 ・ 「ドライウェル温度制御」において、ドライウェ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、又はドライウェ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

**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、又は低圧代替注水系（常設） 低圧代替注水系（可搬型） 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、2系統以上を作動させ、原子炉圧力とサブプレッションプール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」へ移行する。

**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」へ移行する。  
 ・ 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又は高圧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作動しない場合は、低圧代替注水系（常設）2台以上、低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2系統以上を作動させ、不測事態「急速減圧」へ移行する。

**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2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、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し、「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2弁も開放できない場合は、復水系、高圧炉心注水系、低圧注水系、低圧代替注水系（常設） 低圧代替注水系（可搬型） 消火系又は制御棒駆動水圧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、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材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2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プール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。  
 ・ 原子炉圧力がサブプレッションプール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プール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プール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小必要弁数まで減らし、原子炉圧力をサブプレッションプール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用最小必要弁数のみ開としても原子炉圧力をサブプレッションプール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8弁開とし、低圧代替注水系（常設） 低圧代替注水系（可搬型） 消火系を起動し原子炉水位をできるだけ上昇させる。



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. 低圧代替注水系による原子炉の冷却

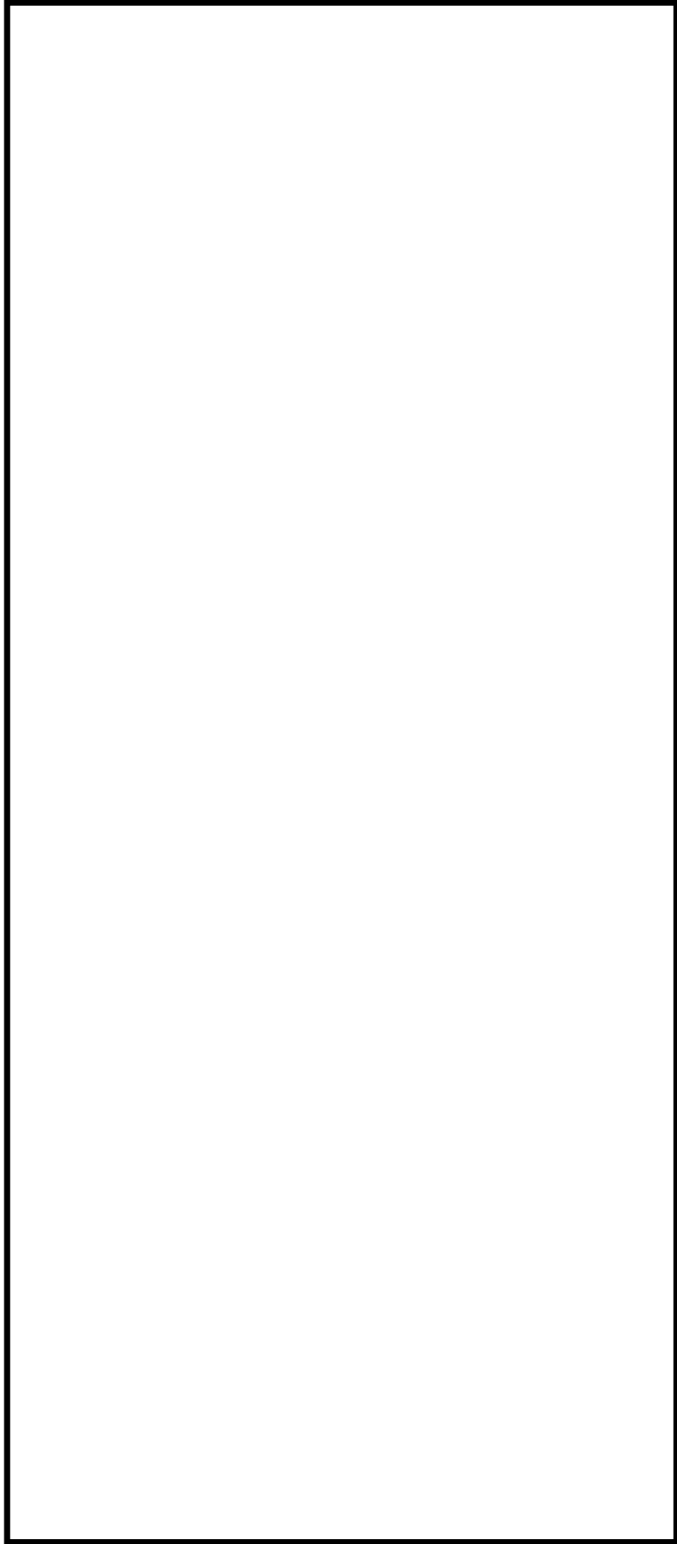
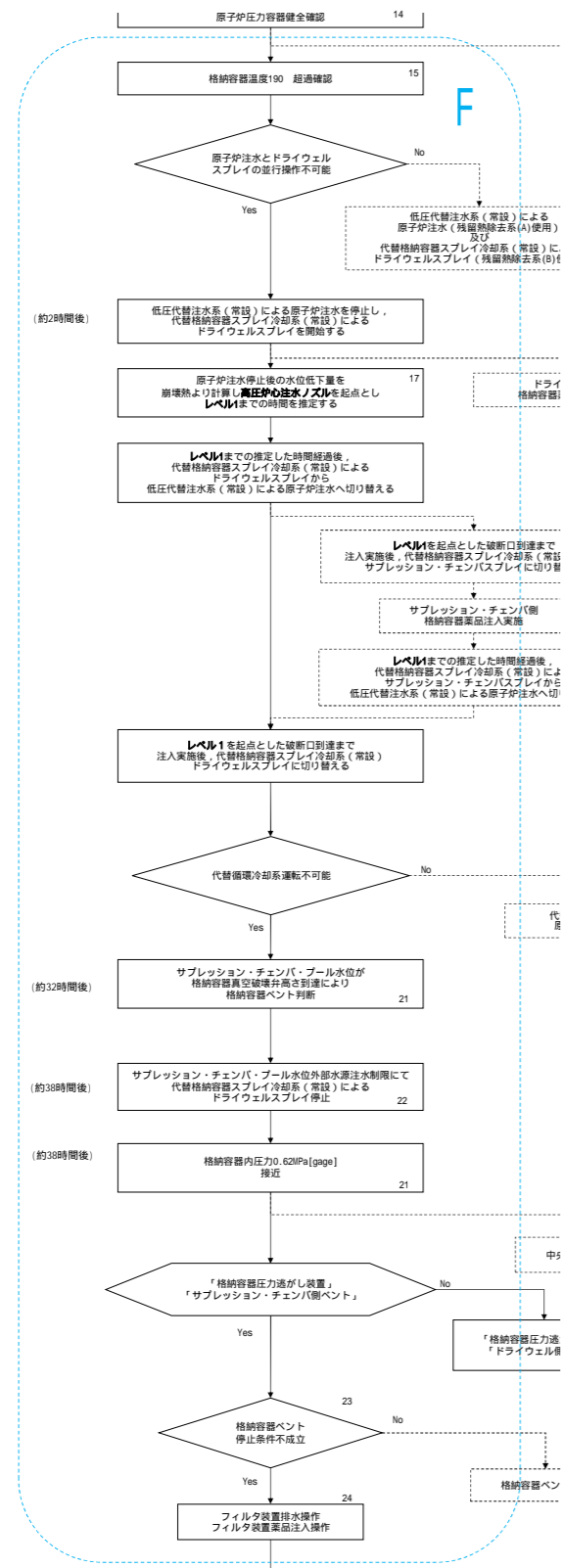
当直副長及び緊急時対策本部は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）の故障等により原子炉の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉圧力容器へ注水し、原子炉を冷却する。

(1) 復水貯蔵槽を水源として、低圧代替注水系（常設）により注水する。

a. 手順着手の判断基準

給水・復水系及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、低圧代替注水系（常設）及び注入配管が使用可能な場合<sup>1</sup>。

1:設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合。



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. 代替格納容器スプレイ系による格納容器内の冷却

当直副長は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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、格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる。

(1) 復水貯蔵槽を水源として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によりスプレイする。

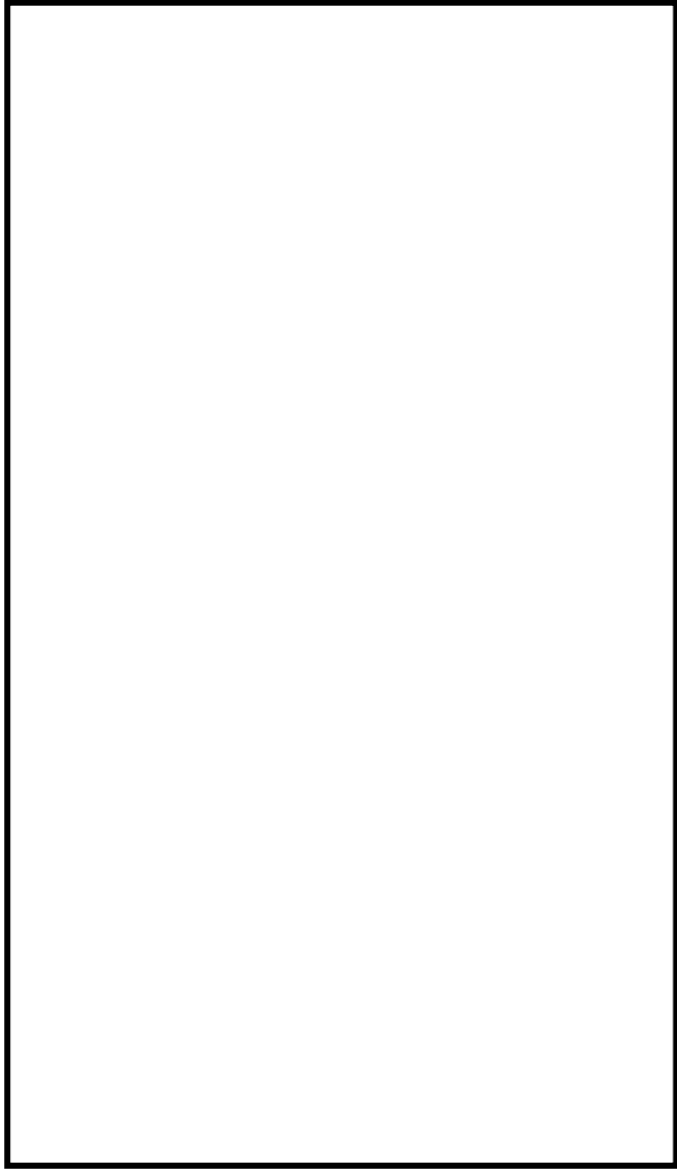
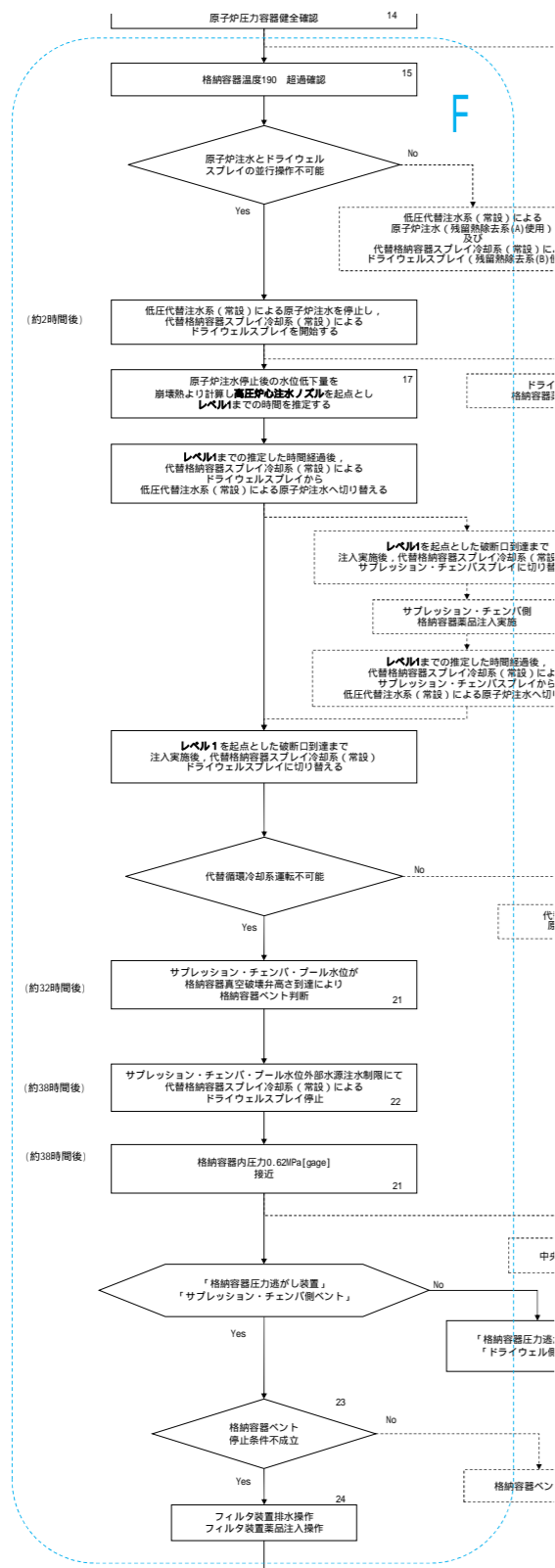
a. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>1</sup>において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器スプレイができず、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が使用可能な場合<sup>2</sup>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<sup>3</sup>。

1: 格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）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、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）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、電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合。

3: 「格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力（ドライウェル）、格納容器内圧力（サブプレッション・チェンバ）、ドライウェル雰囲気温度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が、格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。



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. 格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱

当直副長は、残留熱除去系及び代替循環冷却系の運転ができず格納容器内の圧力を620 kPa[gage]以下に抑制する見込みがない場合、又は原子炉建屋オペレーティングフロアの天井付近の水素濃度が2.2vol%に到達した場合は、格納容器の破損を防止するため、格納容器圧力逃がし装置により格納容器内の圧力及び温度を低下させる。

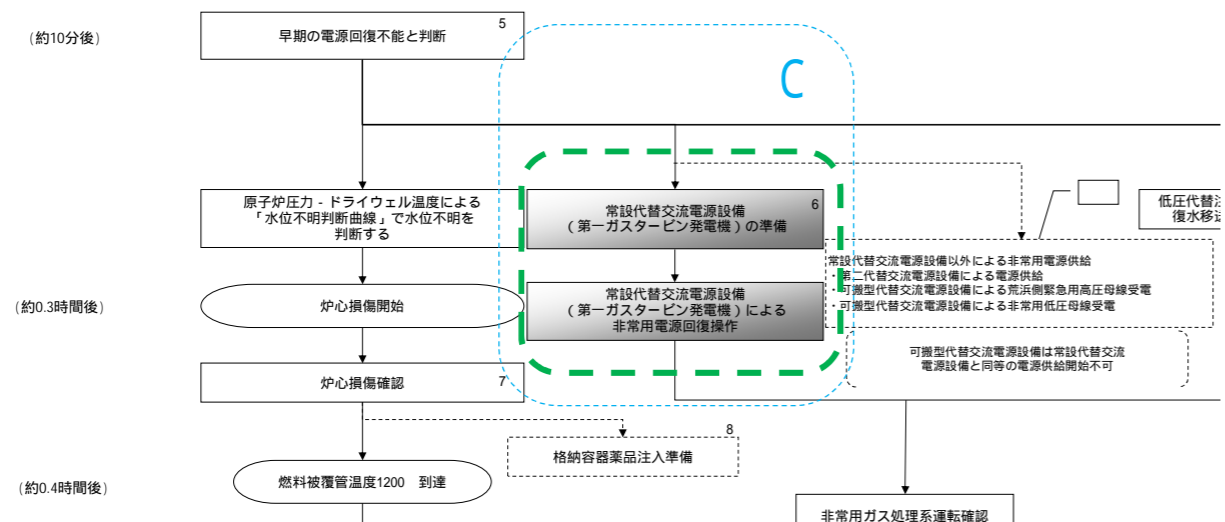
格納容器圧力逃がし装置の隔離弁(空気作動弁、電動弁)の駆動源や制御電源が喪失した場合は、隔離弁を遠隔で手動操作することにより格納容器内の圧力及び温度を低下させる。

(1) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>1</sup>において、炉心の著しい損傷の緩和及び格納容器の破損防止のために必要な操作が完了した場合<sup>2</sup>。

1: 格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)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、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)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: 炉心の著しい損傷を防止するために原子炉圧力容器への注水を実施する必要がある場合、又は格納容器の破損を防止するために格納容器内へスプレイを実施する必要がある場合は、これらの操作を完了した後に格納容器ベントの準備を開始する。ただし、原子炉の冷却ができない場合、又は格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに格納容器ベントの準備を開始する。

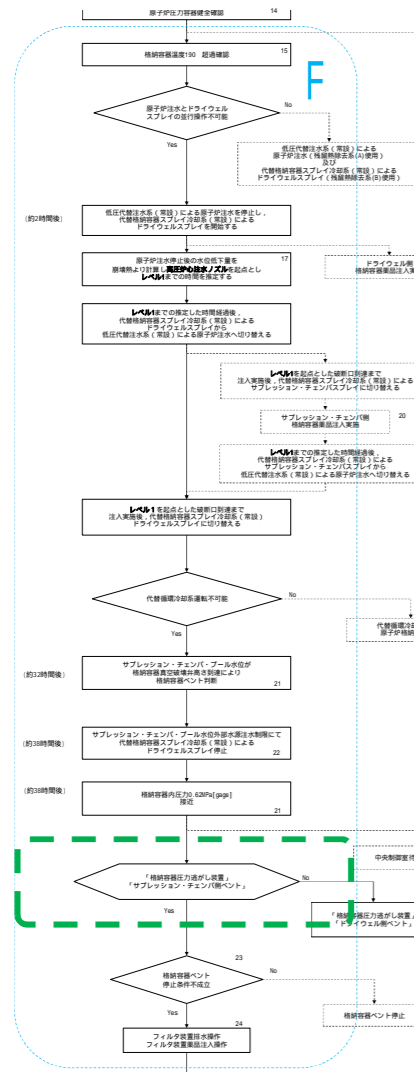


保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.4	常設代替交流電源設備による給電(非常用高圧母線D系受電) 1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	20分以内
1.4	常設代替交流電源設備による給電(非常用高圧母線C系受電) 1	運転員 (中央制御室, 現場)	6	50分以内

1 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
7	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 <sup>1</sup>	運転員 (中央制御室, 現場)	4	約45分
7	格納容器圧力逃がし装置による格納容器内の減圧及び除熱 (一次隔離弁を全開状態で保持)	運転員(現場)	2	約40分

1 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。)

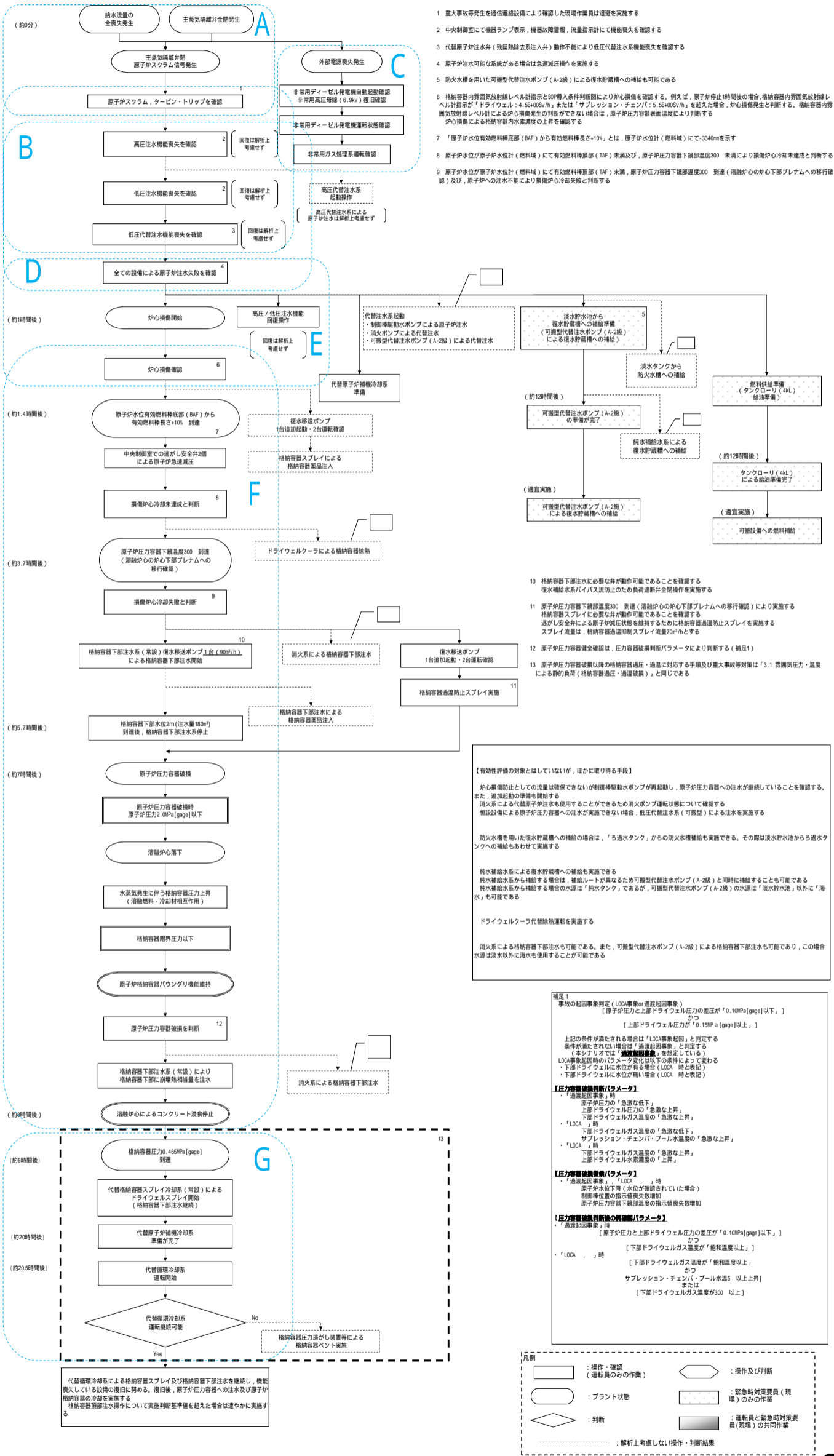
重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理

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

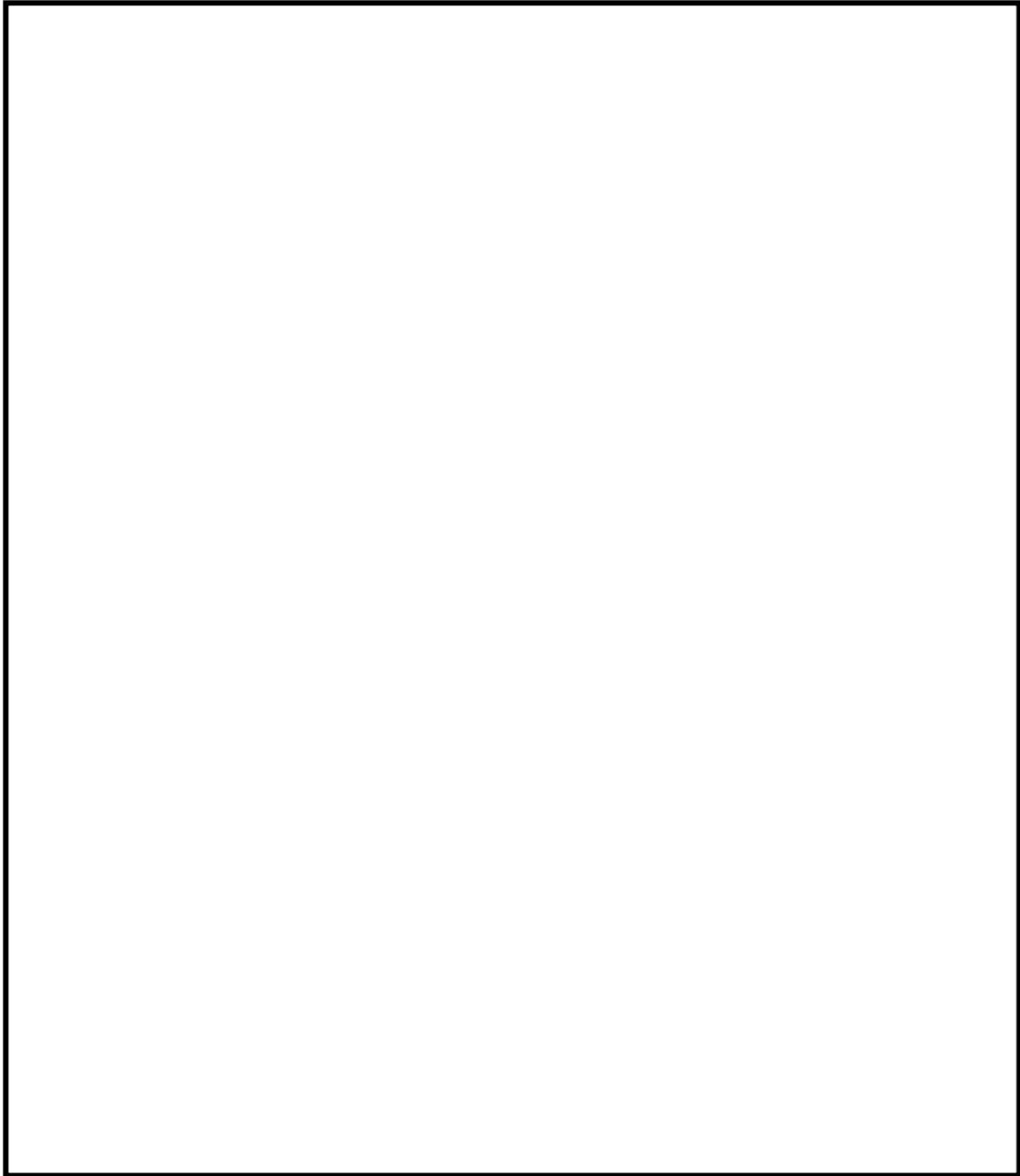
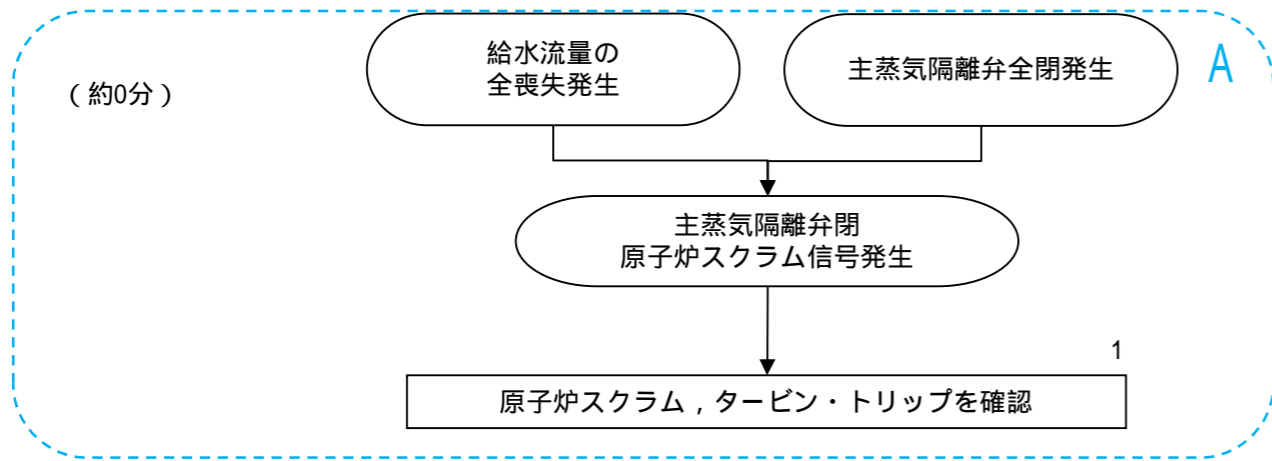
「原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」

「溶融炉心・コンクリート相互作用」

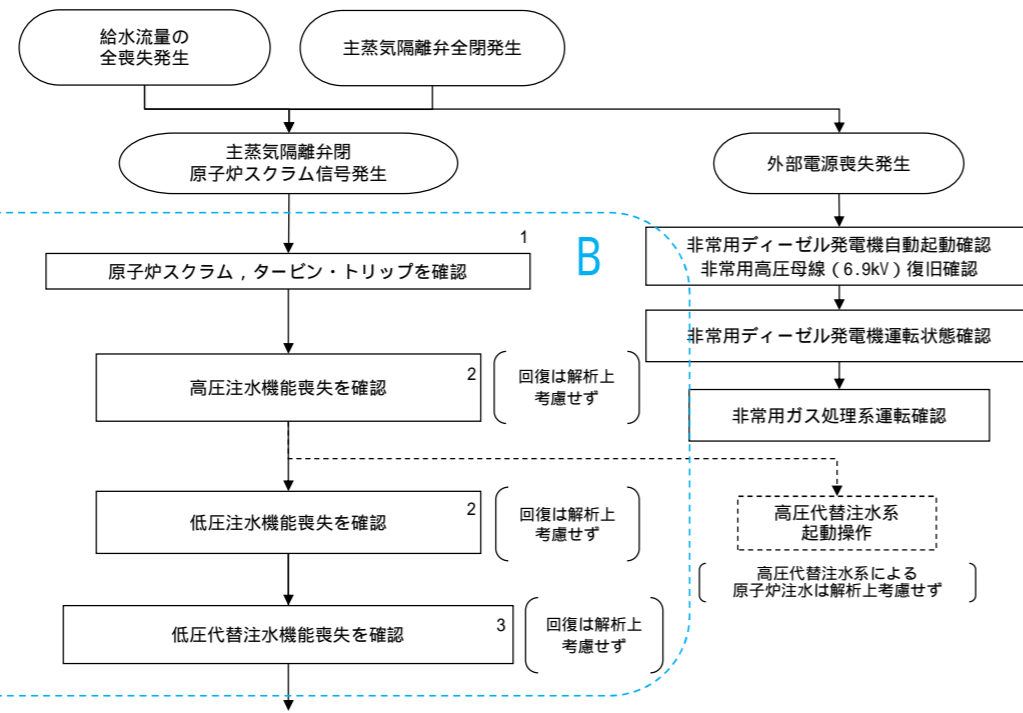
第7.2.2 - 5図 「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の対応手順の概要



事故シーケンス「原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」は「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同じ手順である。



(約0分)



### 保安規定 添付1

#### 1. 原子炉制御 (1) スクラム

##### 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。
- ・ 一次及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。)

##### 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

##### 脱出条件

##### 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「原子炉建屋制御」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。

##### 主な監視操作内容

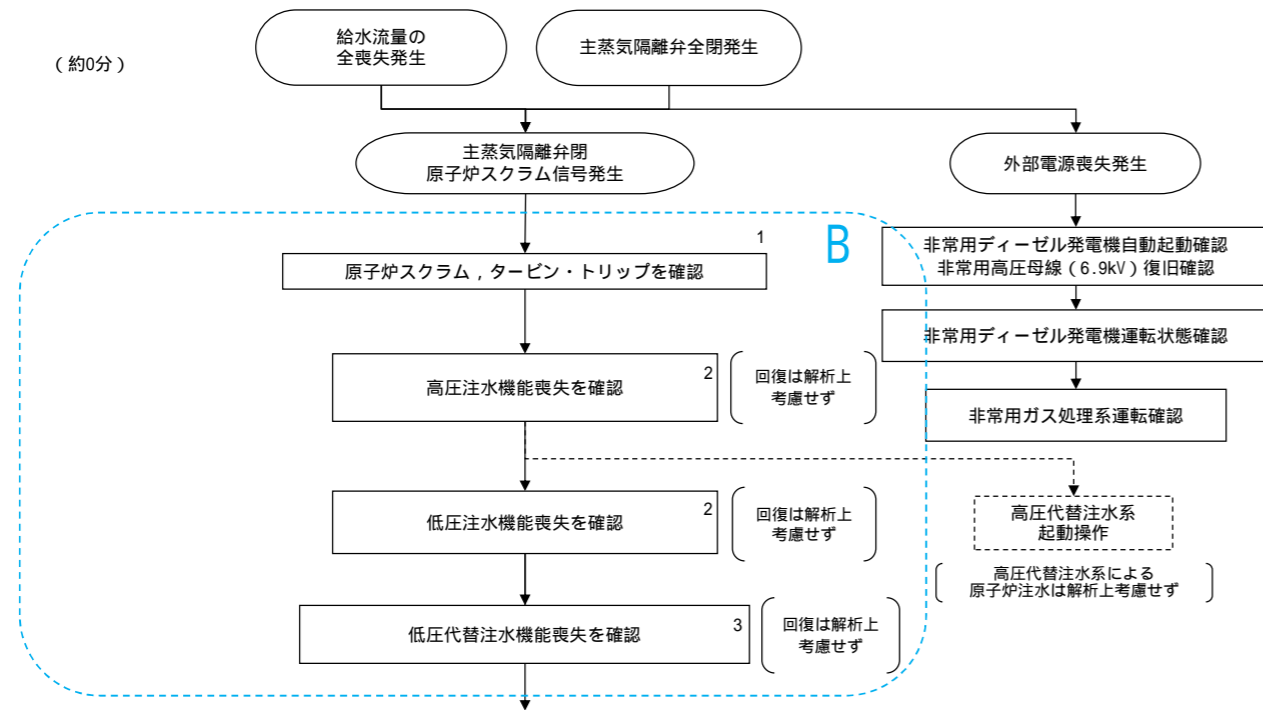
##### A. 原子炉出力

- ・ 重要警報「スクラム」の発信を確認する。
- ・ 全制御棒挿入状態を確認する。
- ・ 平均出力領域モニタの指示を確認する。
- ・ 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラム及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確認し、全挿入位置を確認できない場合に同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒以上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」へ移行する。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「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及び速度を確認する。
- ・ 平均出力領域モニタ、起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。

##### B. 原子炉水位

- ・ 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の自動停止を確認し、電動駆動給水ポンプ及び給水制御系(単要素)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、高圧代替注水系、低圧代替注水系(常設) 低圧代替注水系(可搬型)、消火系又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、消防車の出動を要請し、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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。

(約0分)



### 保安規定 添付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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- ・ 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、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又は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖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「サブプレッションプール水温制御」へ移行する。
- ・ 主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開し、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」へ移行する。なお、復水器が使用可能である場合は主蒸気管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プール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プール冷却を行う。
- ・ 原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により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（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下まで減圧し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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及び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。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、「交流/直流電源供給回復」へ移行する。
- ・ 主蒸気隔離弁が開の場合、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、空気抽出器及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。
- ・ 原子炉圧力制御が正常でない場合又は復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖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。

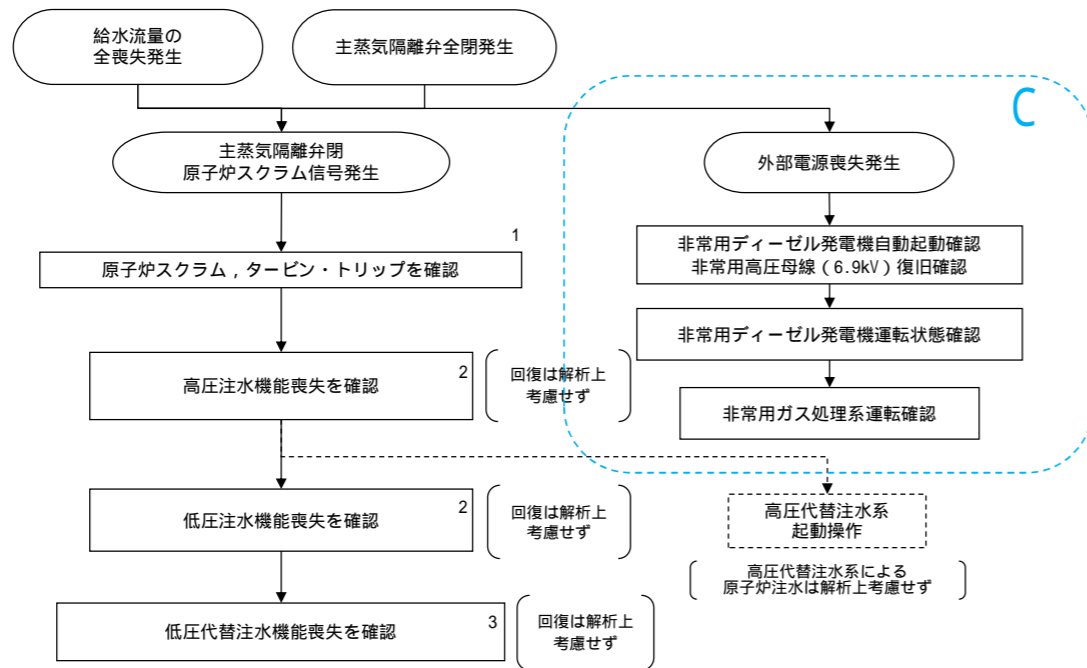
### E. モニタ確認

- ・ 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に異常が確認された場合は、「復旧」操作へ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整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。
- ・ 原子炉冷却材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、原子炉建屋換気空調系を起動し、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、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減圧する。
- ・ 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、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。

(約0分)



### 保安規定 添付1

#### 5. 電源制御

##### (1) 交流/直流電源供給回復

###### 目的

- ・ 交流電源及び直流電源の供給を回復し、維持する。

###### 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

###### 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。

###### 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況を随時把握する。
- ・ 原子炉補機冷却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、代替熱交換器車接続の要請・準備、及び原子炉隔離時冷却系又は高圧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。サブプレッションプール圧力が310kPa以上となった場合は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベントにより格納容器ベントを実施する。

###### B. 電源構成

- ・ 常設代替電源設備、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。

###### C. 給電

- ・ 常設代替電源設備、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。

###### D. 直流電源確保

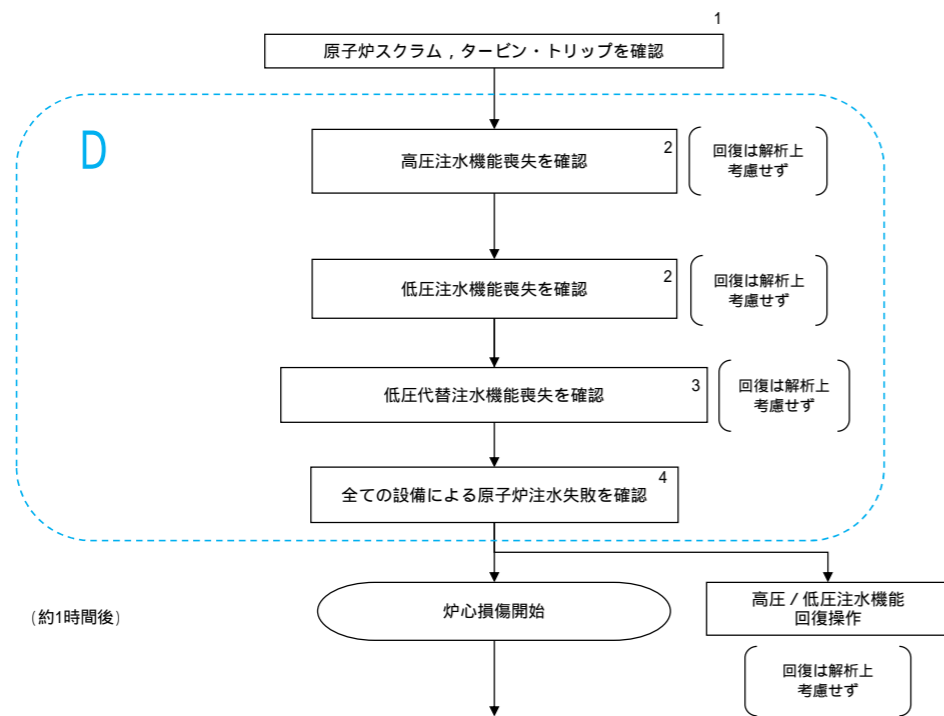
- ・ 所内蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型直流電源設備の状況を随時把握する。

###### E. 直流電源回復

- ・ 常設代替電源設備、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。

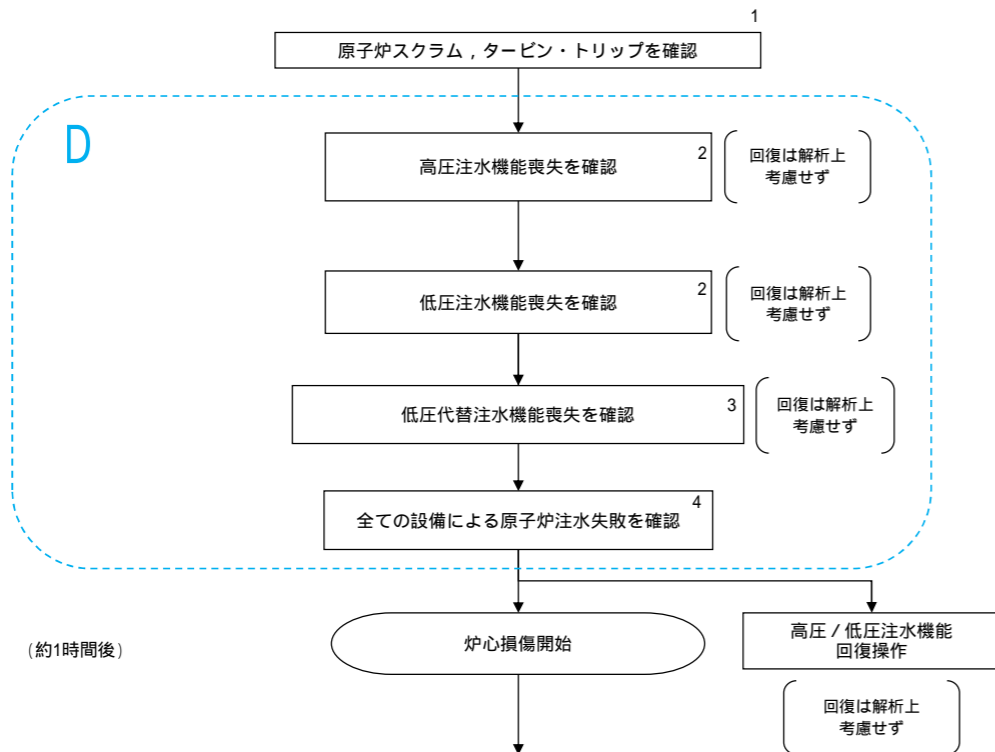
###### F. 復旧

- ・ 常設電源設備又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替える。



保安規定 添付1

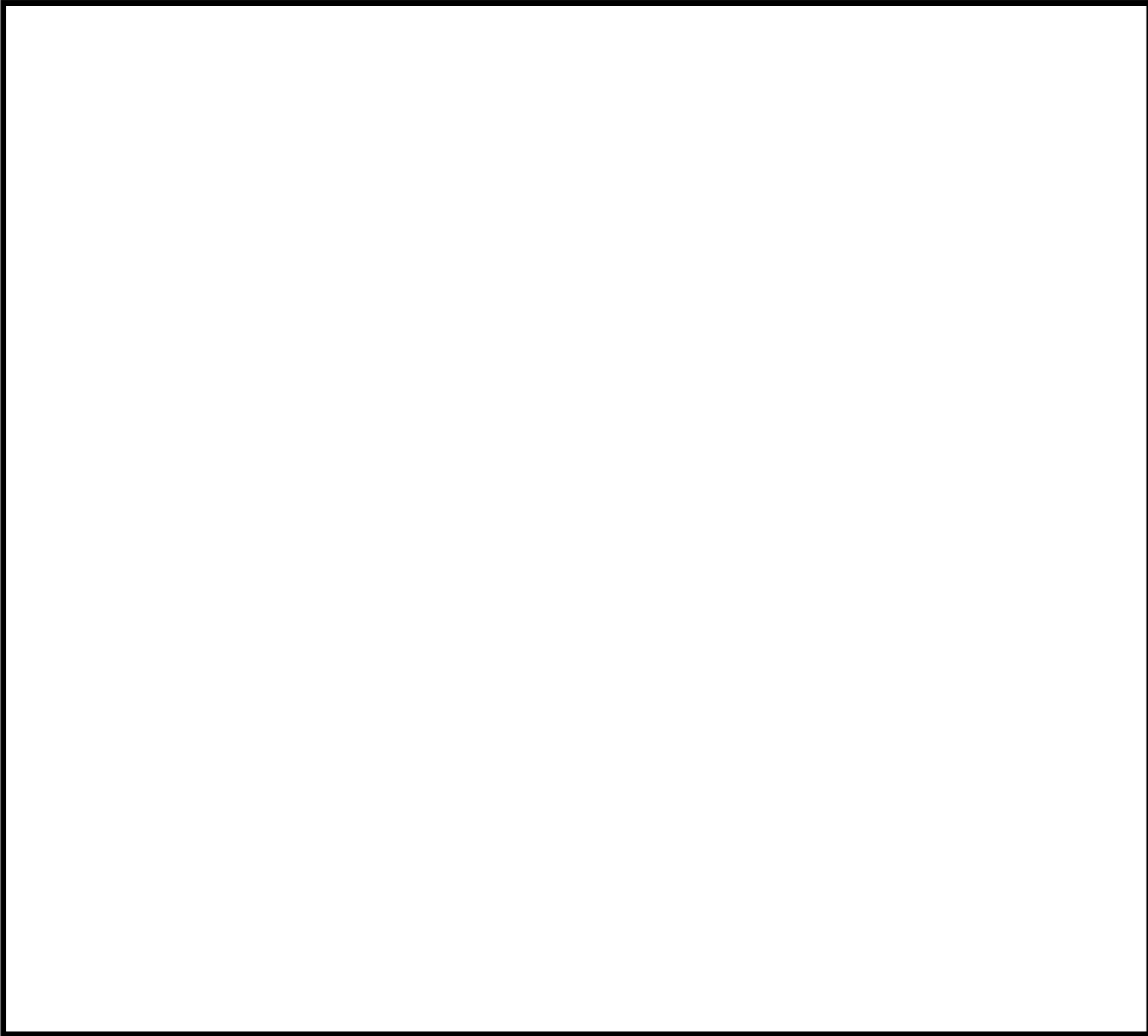
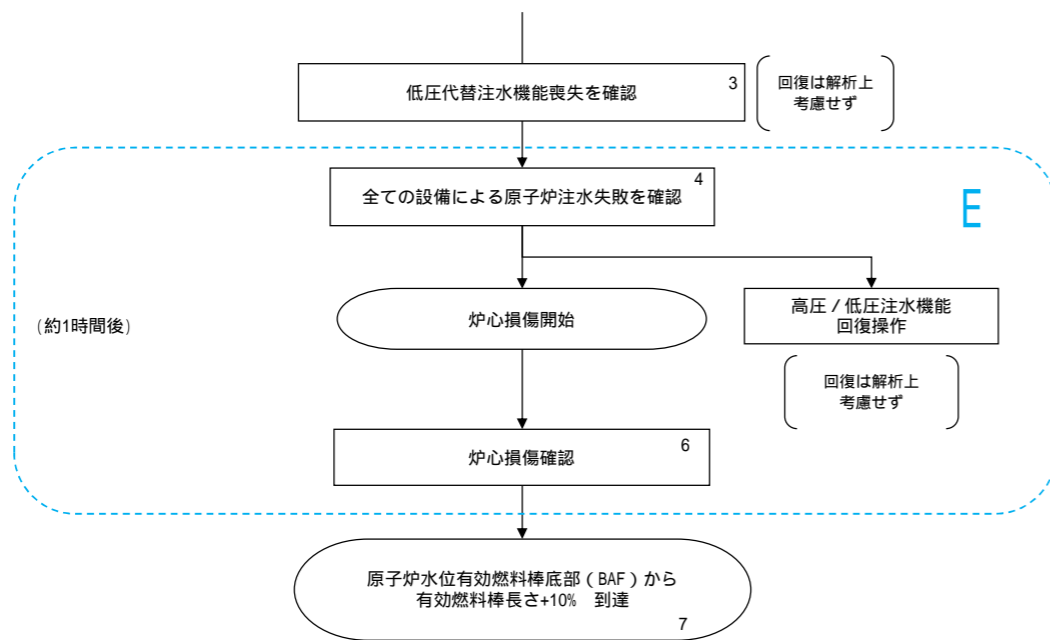
<p>1. 原子炉制御 (3) 水位確保</p>	
<p>目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。</li> </ul>	
<p>導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合</li> <li>「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サプレッションプール圧力を格納容器圧力制限値以下に維持できる場合</li> <li>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</li> <li>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、かつドライウェ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</li> <li>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</li> </ul>	<p>脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>
<p>基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。</li> </ul>	
<p>主な監視操作内容</p> <p><b>A. 水位確保</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位、原子炉圧力及び格納容器隔離、並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。</li> <li>作動すべきものが不作動の場合は、手動で作動させる。</li> </ul> <p><b>B. 水位</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系、高压代替注水系、低压代替注水系（常設）、低压代替注水系（可搬型）、消火系又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に維持する。</li> <li>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、消防車の出動を要請する。</li> <li>給復水系及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、低压代替注水系（常設）2台以上又は低压代替注水系（可搬型）と消火系から2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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>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」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。</li> <li>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。</li> </ul>	

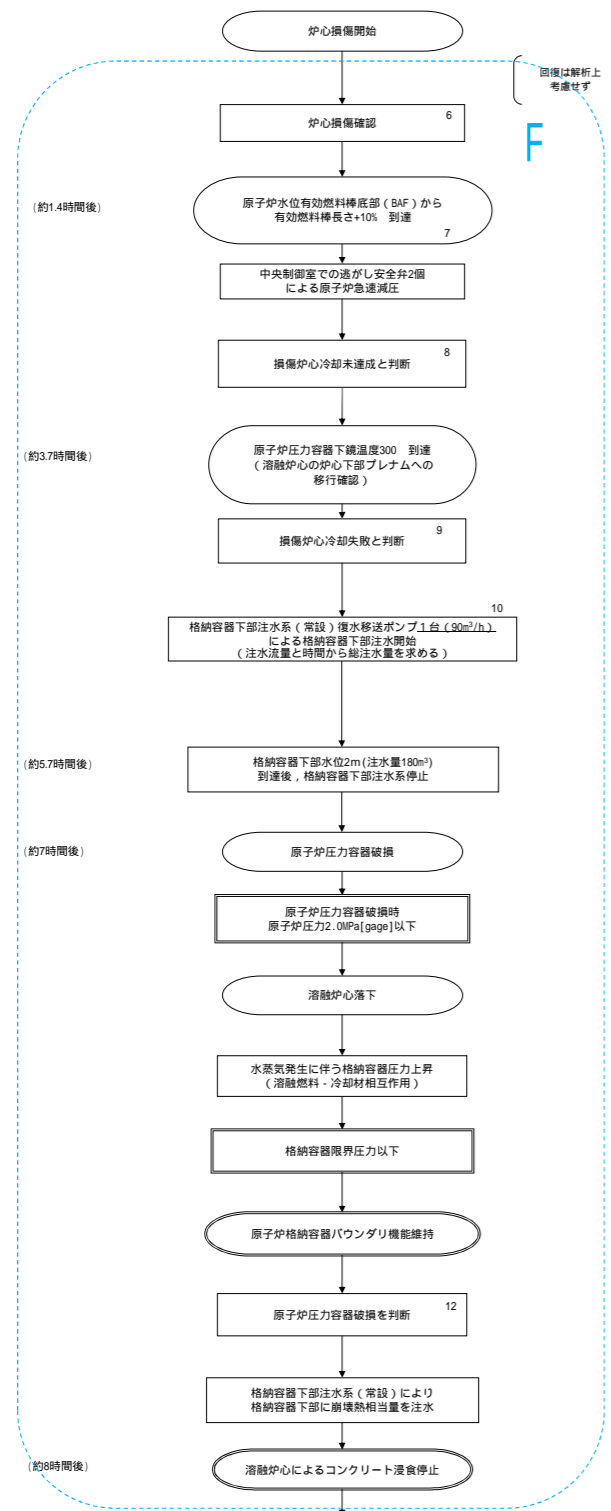


保安規定 添付1

<p><b>4 . 不測事態</b> <b>( 1 ) 水位回復</b></p>
<p><b>目的</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位を回復する。</li> </ul>
<p><b>導入条件</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>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</li> <li>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</li> <li>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飽和温度以下の場合</li> </ul>
<p><b>基本的な考え方</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、消火系の起動を行う。</li> <li>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ない。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が1200 又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及び低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、消火系を起動する。</li> </ul>
<p><b>主な監視操作内容</b></p> <p><b>A . 水位回復</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉水位が不明の場合、不測事態「水位不明」へ移行する。</li> <li>原子炉水位が有効燃料頂部より低下した時刻を記録する。</li> <li>原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系を起動する。</li> <li>低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、少なくとも1系統以上の起動を試みる。</li> <li>低圧で原子炉へ注水可能で系統1系統以上の起動ができない場合、低圧代替注水系（常設）2台以上、低圧代替注水系（可搬型）と消火系から2系統以上を起動し、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>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」へ移行する。</li> </ul> <p><b>B . 水位上昇中</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉隔離時冷却系又は高圧代替注水系が作動していない場合は、非常用炉心冷却系1系統以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>原子炉隔離時冷却系又は高圧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、不測事態「急速減圧」へ移行する。</li> <li>原子炉隔離時冷却系又は高圧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」へ移行する。</li> </ul> <p><b>C . 水位下降中</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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又は高圧代替注水系を起動させる。</li> <li>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、又は原子炉隔離時冷却系又は高圧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」へ移行する。</li> </ul>







保安規定 添付3

操作手順

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

**フロントライン系故障時**

1. 手動操作による減圧

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。

(1) 手順着手の判断基準

c. 炉心損傷後の減圧の場合

(b) 低圧注水手段がない場合

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(有効燃料棒底部から有効燃料棒の長さの10%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場合。

**高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱の防止**

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に破損した場合に溶融物が放出され、格納容器内の雰囲気気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。

1. 手順着手の判断基準

「対応手段等 **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。

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. 格納容器下部注水系による格納容器下部への注水

当直副長及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。

(1) 復水貯蔵槽を水源として、格納容器下部注水系（常設）により注水する。

a. 手順着手の判断基準

(a) 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<sup>1</sup>で、格納容器下部注水系（常設）が使用可能な場合<sup>2</sup>。

(b) 原子炉压力容器破損後の格納容器下部への注水操作の判断基準

原子炉压力容器の破損の徴候<sup>3</sup>及び破損によるパラメータの変化<sup>4</sup>により原子炉压力容器の破損を判断した場合で、格納容器下部注水系（常設）が使用可能な場合<sup>2</sup>。

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

2: 設備に異常がなく、電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合。

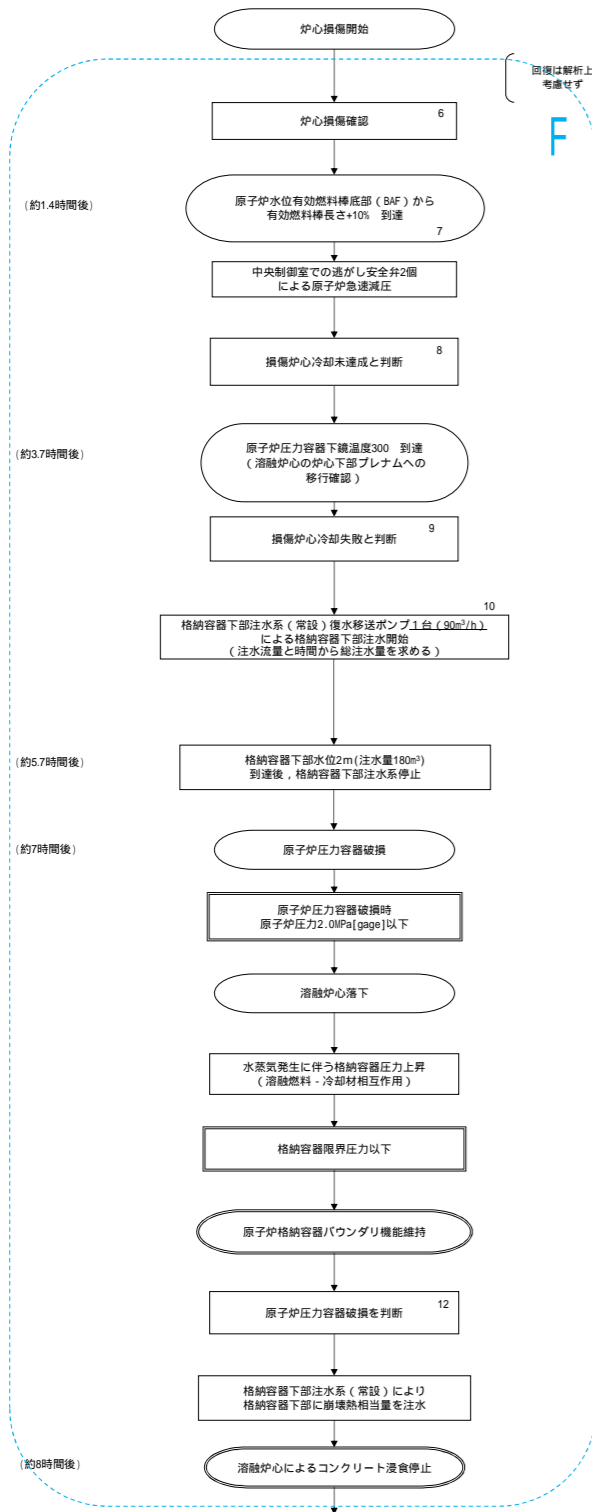
3: 「原子炉压力容器の破損の徴候」は、原子炉压力容器内の水位の低下、制御棒の位置表示の喪失数増加、原子炉压力容器下鏡部温度指示値の喪失数増加により確認する。

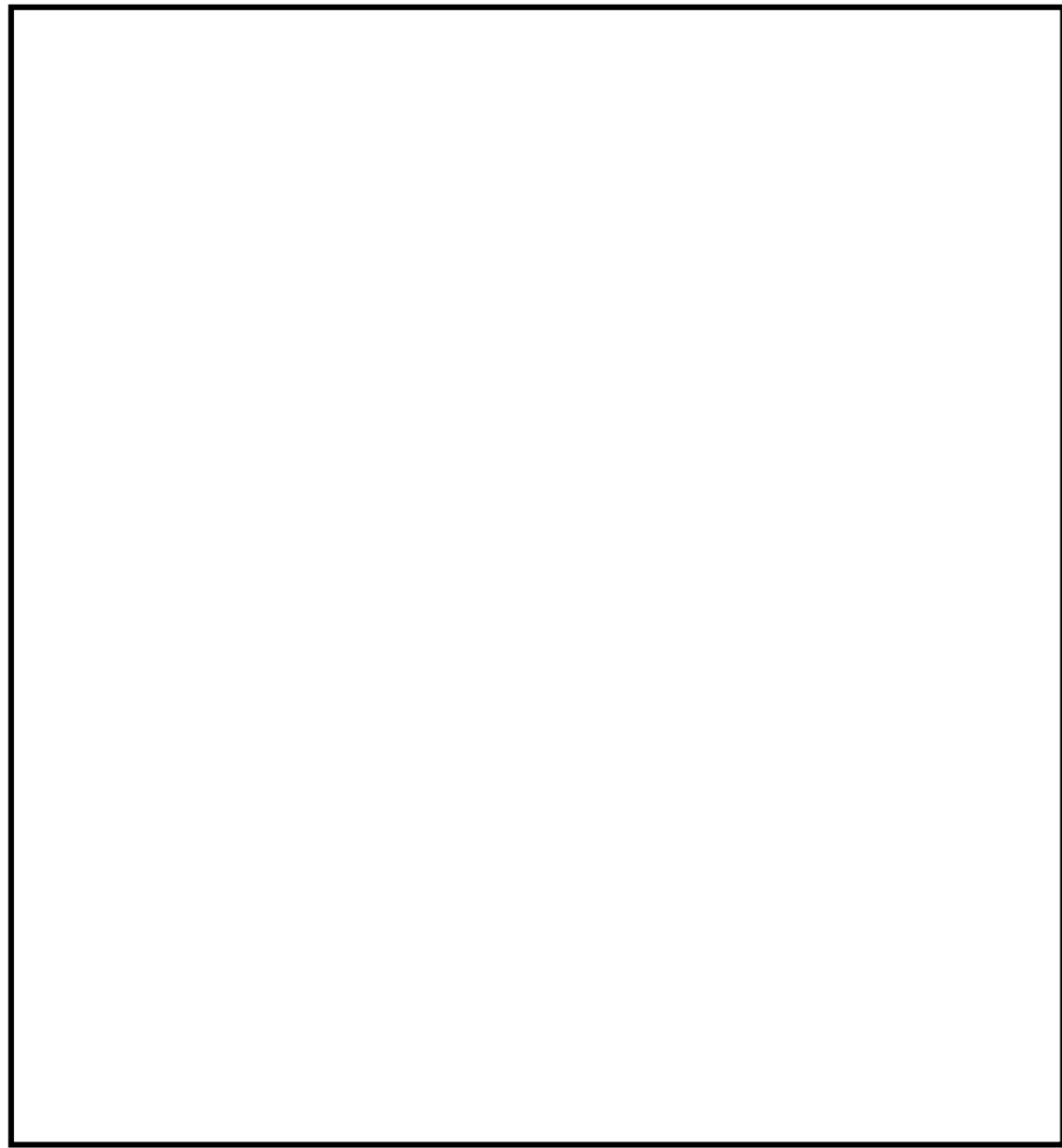
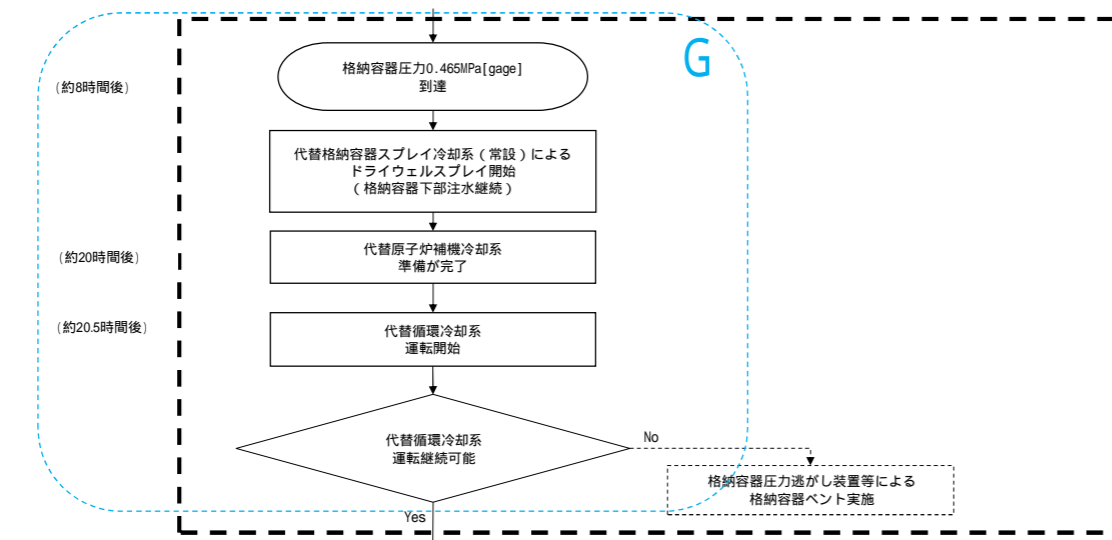
4: 「原子炉压力容器の破損によるパラメータの変化」は、原子炉压力容器内の圧力の低下、格納容器内の圧力の上昇、格納容器内の温度の上昇等により確認する。

(配慮すべき事項)

重大事故等時の対応手段の選択

格納容器下部注水系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合は、格納容器下部注水系（常設）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

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. 代替格納容器スプレイ系による格納容器内の冷却

当直副長は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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、格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる。

(1) 復水貯蔵槽を水源として、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）によりスプレイする。

a. 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>1</sup>において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による格納容器スプレイができず、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）が使用可能な場合<sup>2</sup>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<sup>3</sup>。

1: 格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）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、又は格納容器内雰囲気放射線レベル（CAMS）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、電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合。

3: 「格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に到達」とは、格納容器内圧力（ドライウェル）、格納容器内圧力（サブプレッション・チェンバ）、ドライウェル雰囲気温度又は原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が、格納容器内へのスプレイ起動の判断基準に達した場合。

(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残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）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、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）に異常がなく、交流電源及び水源（復水貯蔵槽）が確保されている場合は、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）により格納容器内を冷却する。

代替格納容器スプレイ冷却系により格納容器内の冷却を実施する場合は、以下の優先順位でスプレイを実施する。

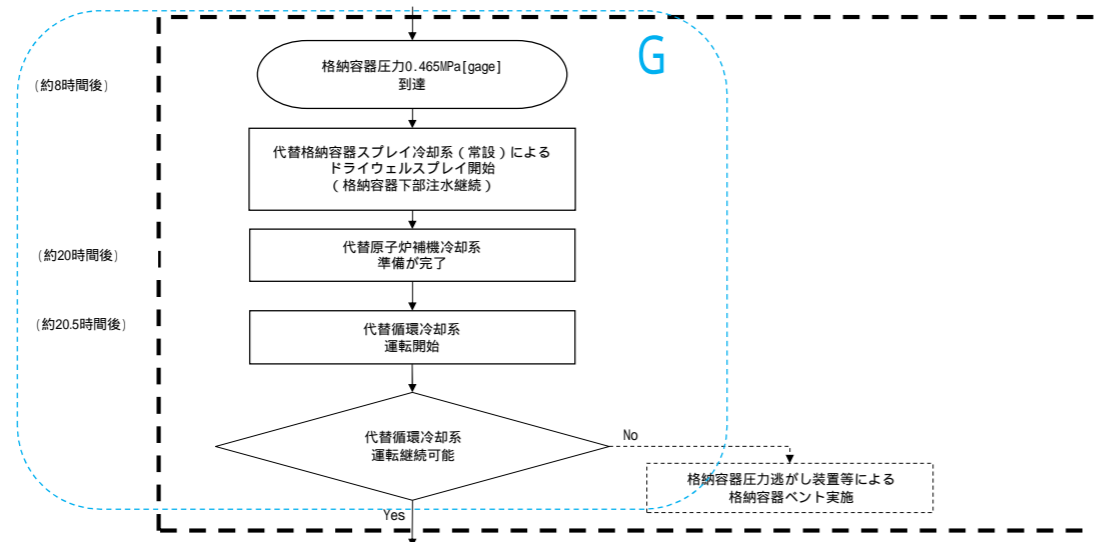
(1) 原子炉圧力容器破損前

- a. サプレッション・チェンバ内にスプレイ
- b. ドライウェル内にスプレイ

(2) 原子炉圧力容器破損後

- a. ドライウェル内にスプレイ
- b. サプレッション・チェンバ内にスプレイ

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. 代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱

当直副長及び緊急時対策本部は、格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系により格納容器内の圧力及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<sup>1</sup>において、残留熱除去系の復旧に見込みがなく<sup>2</sup>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。

- a. 復水補給水系が使用可能<sup>3</sup>であること。
- b. 代替原子炉補機冷却系による冷却水供給が可能であること。
- c. 格納容器内の酸素濃度が4 vol %以下<sup>4</sup>であること。

1: 格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)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、又は格納容器内雰囲気放射線レベル(CAMS)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、又は駆動に必要な電源若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、電源及び水源(サブプレッションプール)が確保されている場合。

4: ドライ条件の酸素濃度を確認する。格納容器内酸素濃度(CAMS)にて4 vol %以下を確認できない場合は、代替格納容器スプレイを継続することで、ドライウェル側とサブプレッション・チェンバ側へのガスの混合を促進させる。

(配慮すべき事項)

重大事故等時の対応手段の選択

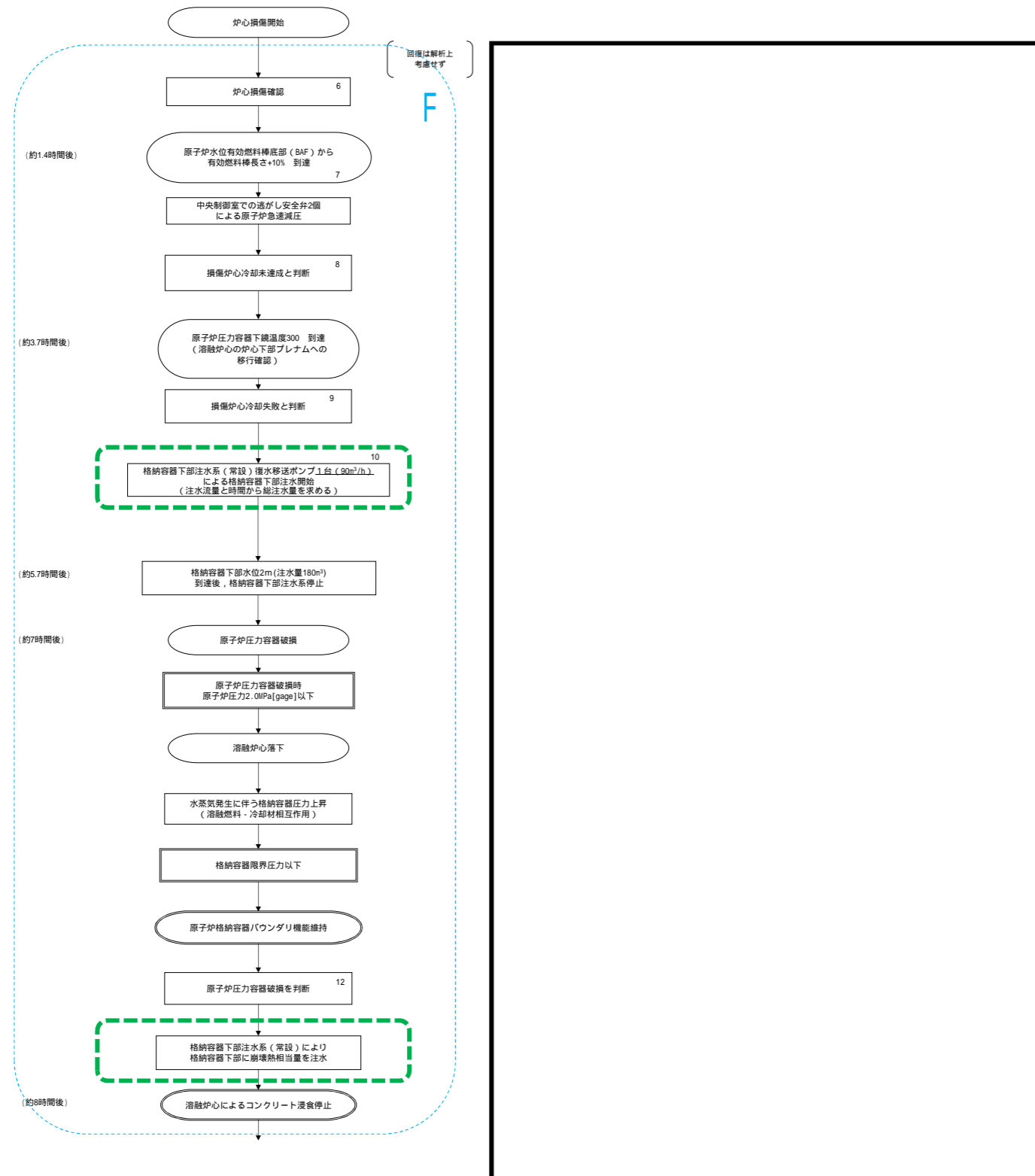
代替原子炉補機冷却系の設置が完了し、代替循環冷却系が起動できる場合は、代替循環冷却系により原子炉圧力容器への注水及び格納容器内へのスプレイを実施する。

原子炉圧力容器の破損を判断した後は、代替循環冷却系により格納容器下部への注水及び格納容器内へのスプレイを実施する。

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
8	格納容器下部注水系(常設)による格納容器下部への注水 <sup>1</sup>	運転員 (中央制御室, 現場)	4	35分以内

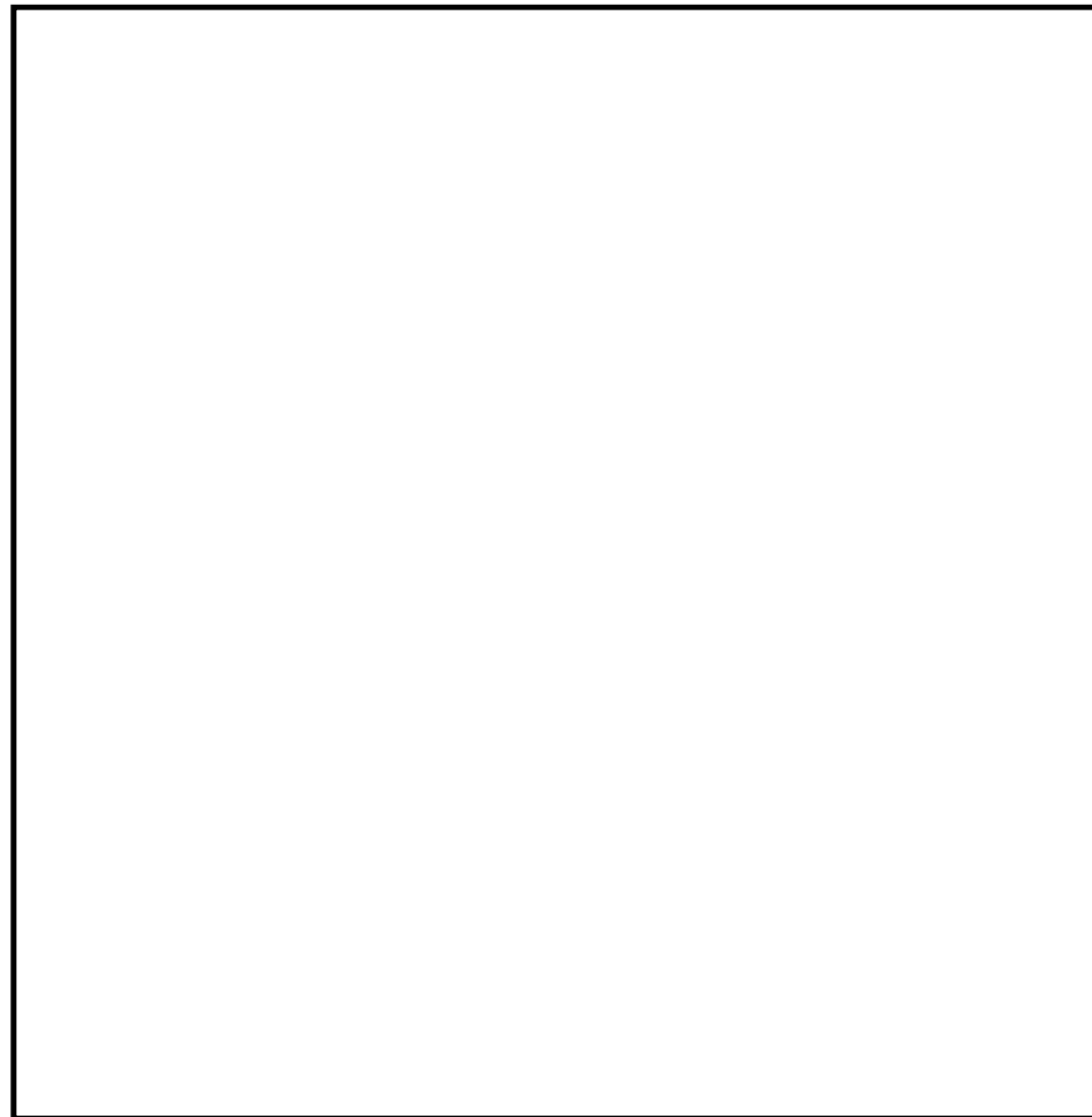
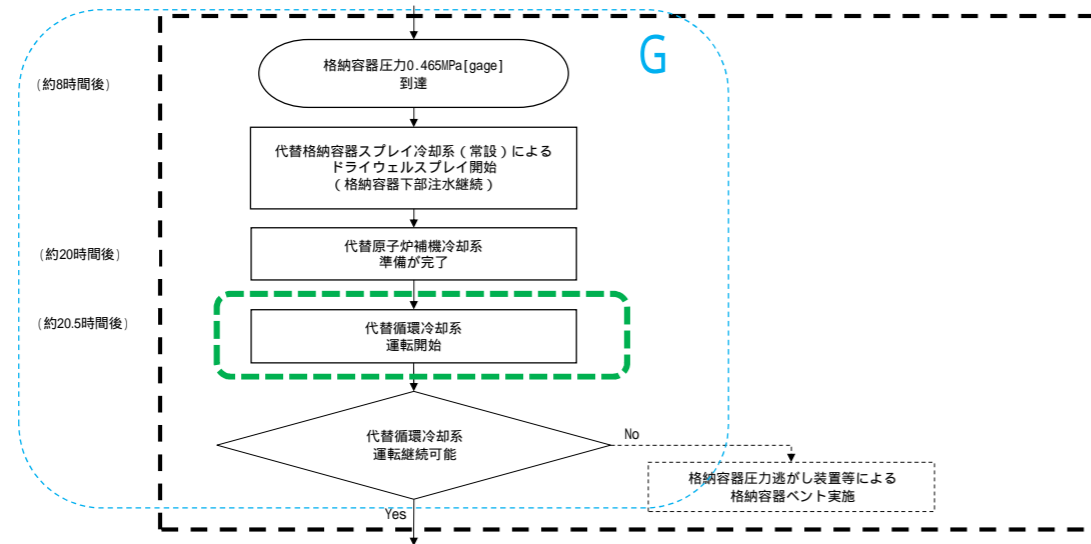
1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段(以下, 本表において同じ。)



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

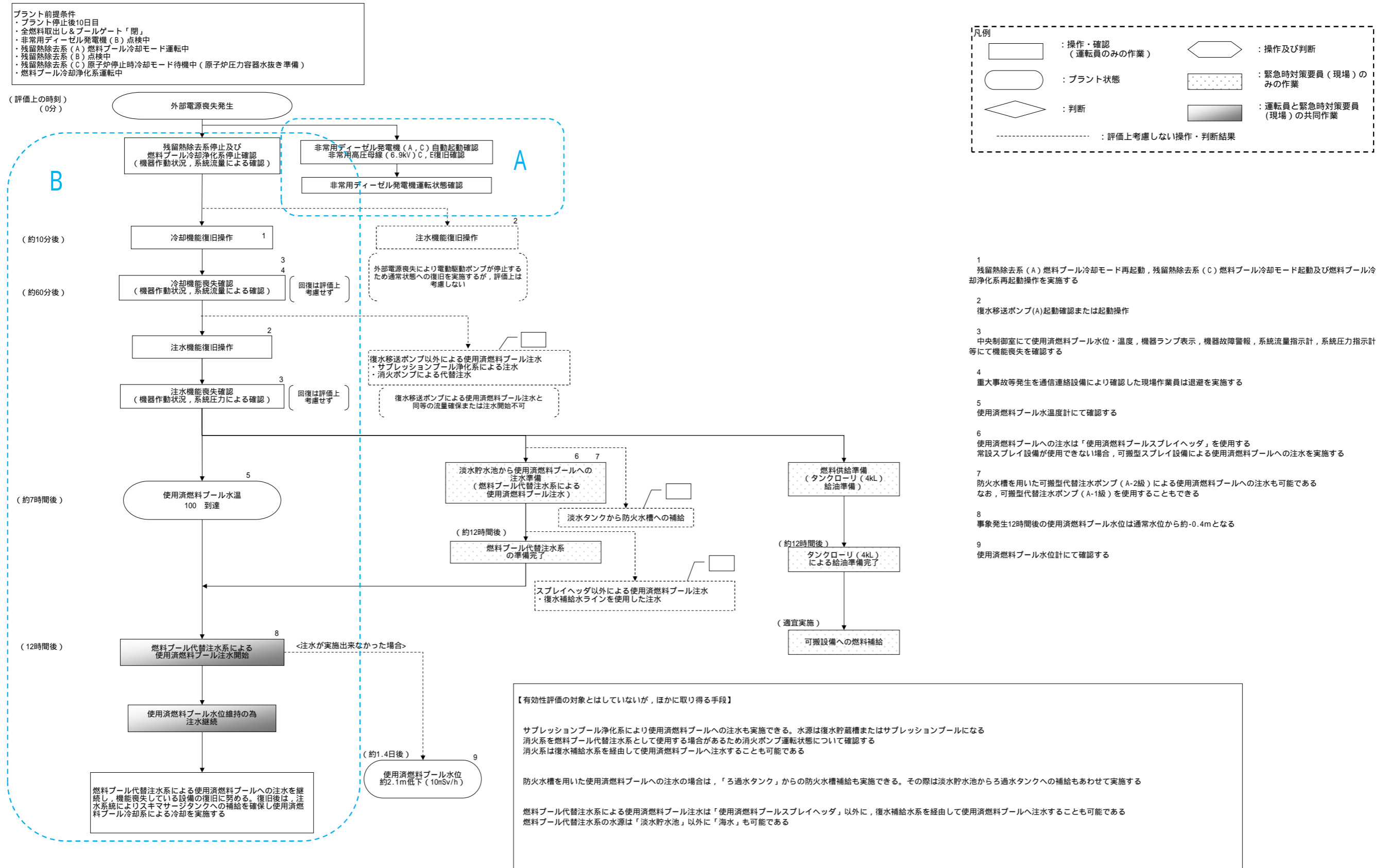
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
7	代替循環冷却系による格納容器内の減圧及び除熱 <sup>1</sup>	運転員 (中央制御室, 現場)	6	約90分

1 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。)



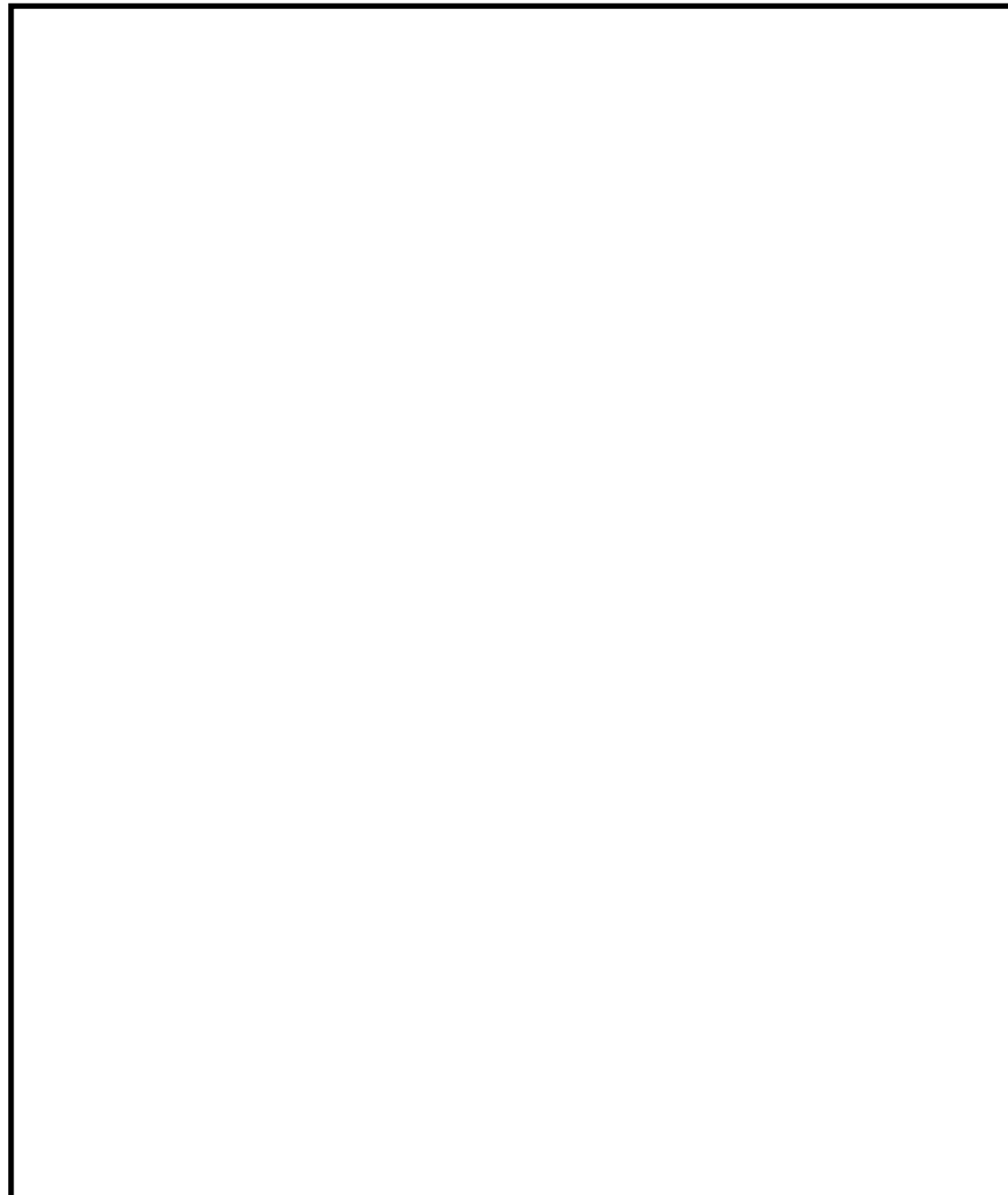
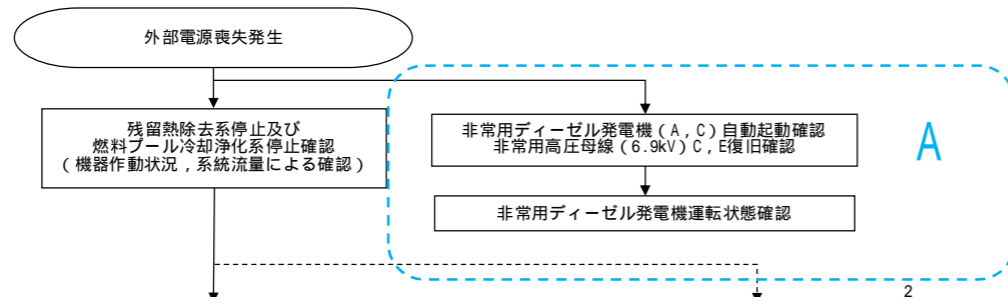
重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理  
 13. 「想定事故1」の対応手順の概要

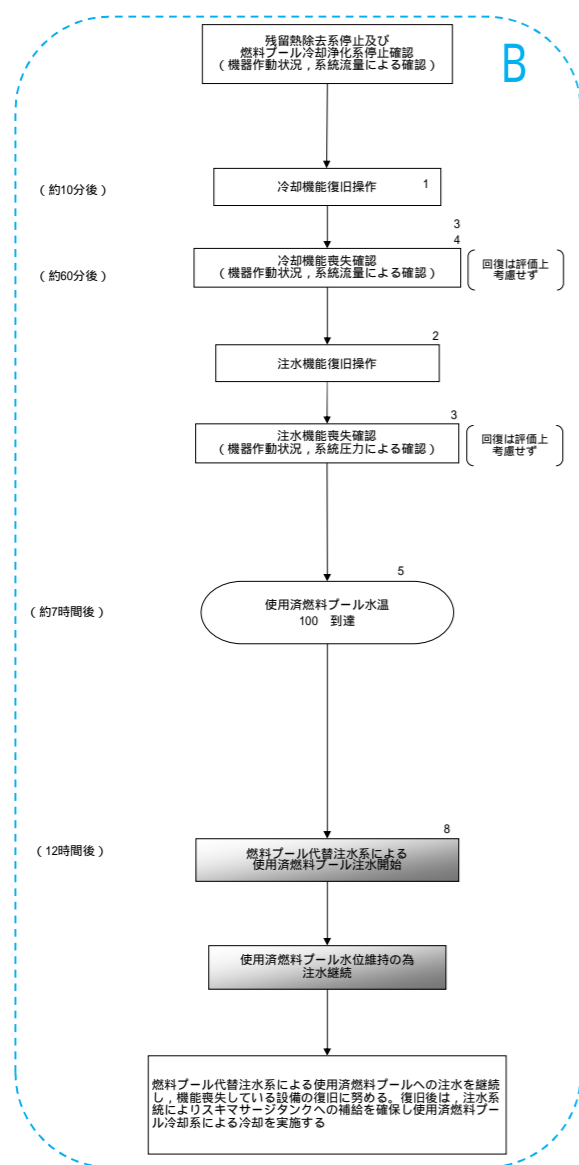
第7.3.1-2図 「想定事故1」の対応手順の概要





(評価上の時刻)  
(0分)





### 保安規定 添付3

#### 操作手順

#### 1 1 . 使用済燃料プールの冷却等のための手順等

#### 対応手段等

**使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は使用済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

当直副長及び緊急時対策本部は、残留熱除去系（燃料プール冷却系）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済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使用済燃料プールへの補給機能が喪失した場合、又は使用済燃料プール水の小規模な水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合は、防火水槽又は淡水貯水池を水源として、燃料プール代替注水系により常設スプレイヘッド又は可搬型スプレイヘッドから使用済燃料プールへ注水する。

なお、燃料プール代替注水系による使用済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。

常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水ができない場合は可搬型スプレイヘッドを使用した注水とする。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

#### 重大事故等時の使用済燃料プールの監視

#### 1 . 使用済燃料プールの監視設備による使用済燃料プールの状態監視

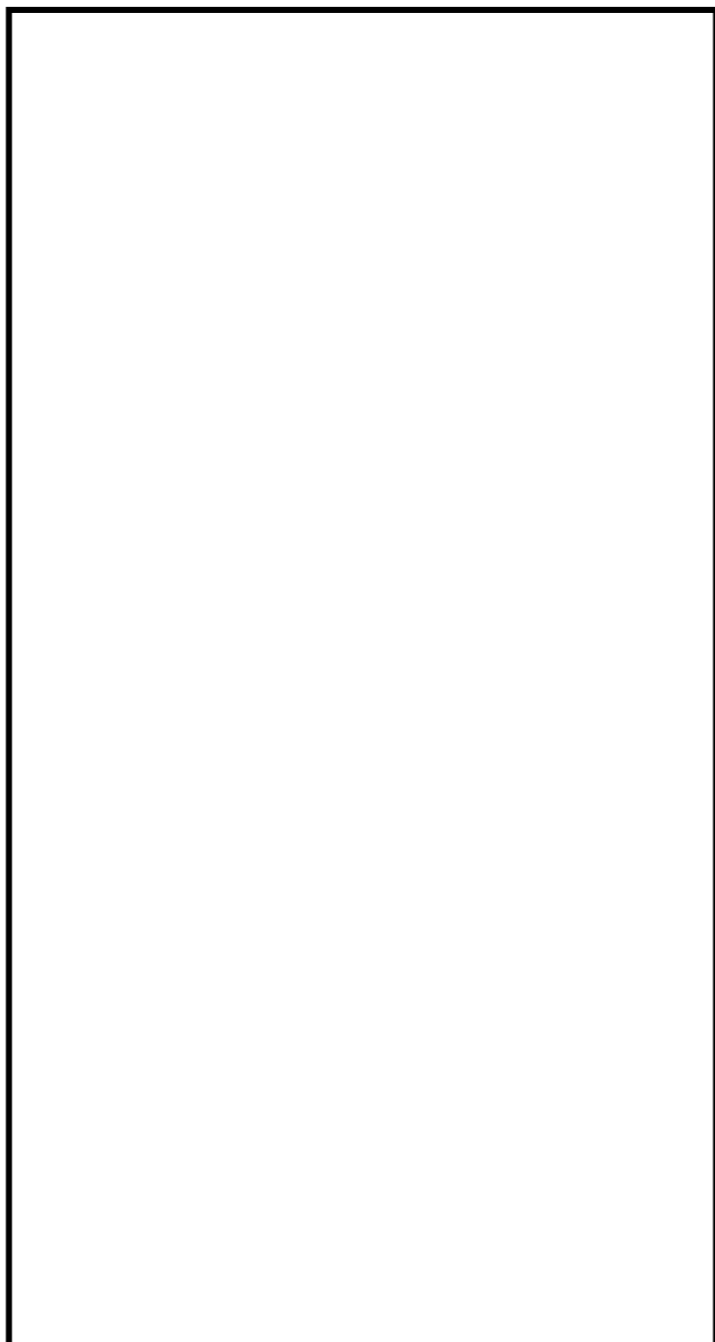
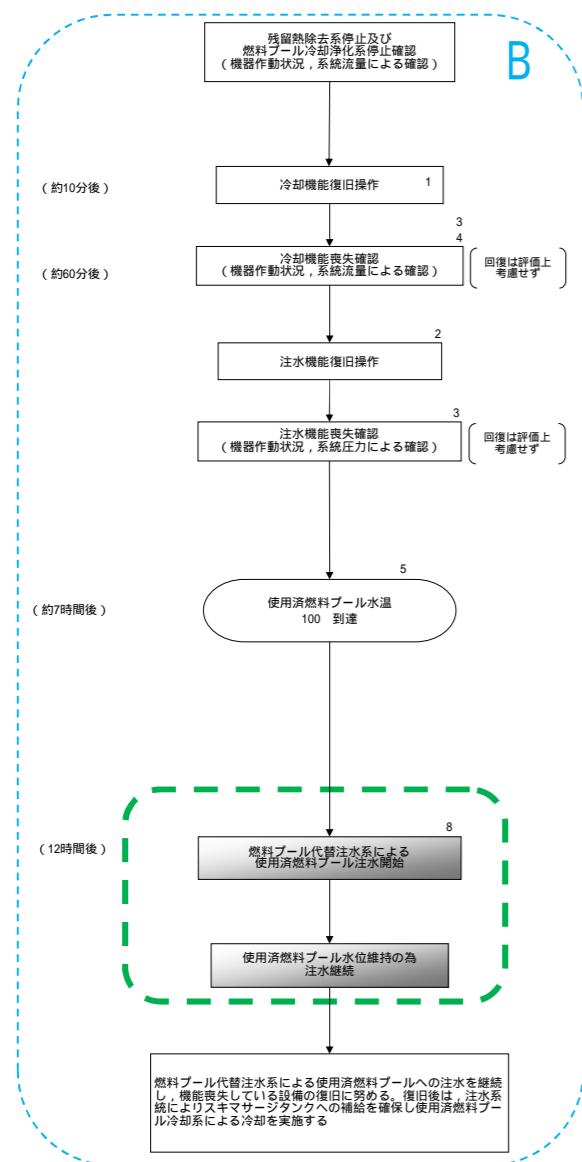
当直副長は、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失した場合、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、使用済燃料貯蔵プール水位計・温度計（SA）、使用済燃料貯蔵プール水位計・温度計（SA広域）、使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより使用済燃料プールの状態を監視する。

なお、使用済燃料貯蔵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。使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）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使用済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又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。



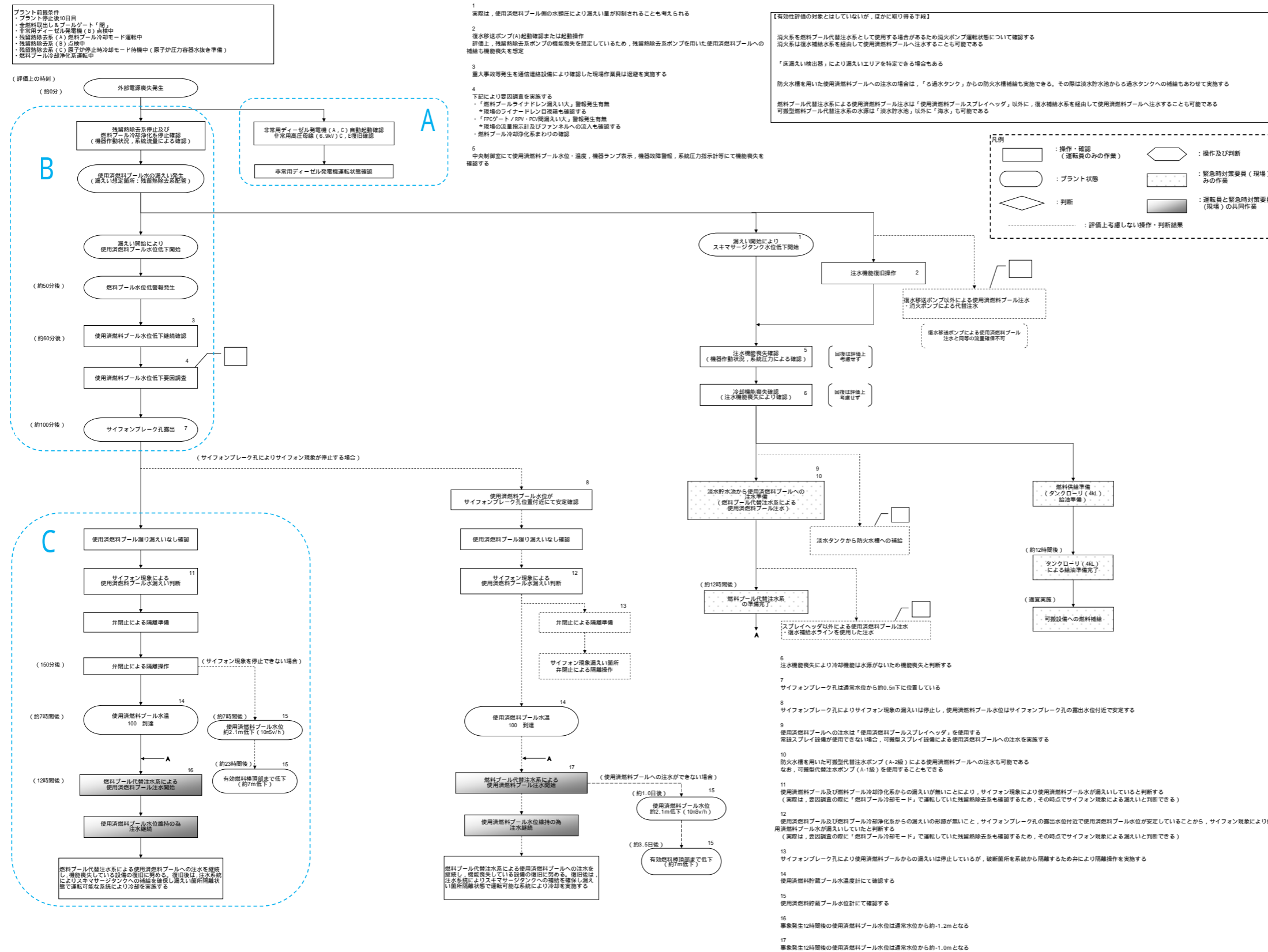
保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
1 1	燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水(淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)) 1	運転員 (中央制御室)	1	330分以内
		緊急時対策要員	6	
1 1	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動	運転員 (中央制御室, 現場)	3	約20分

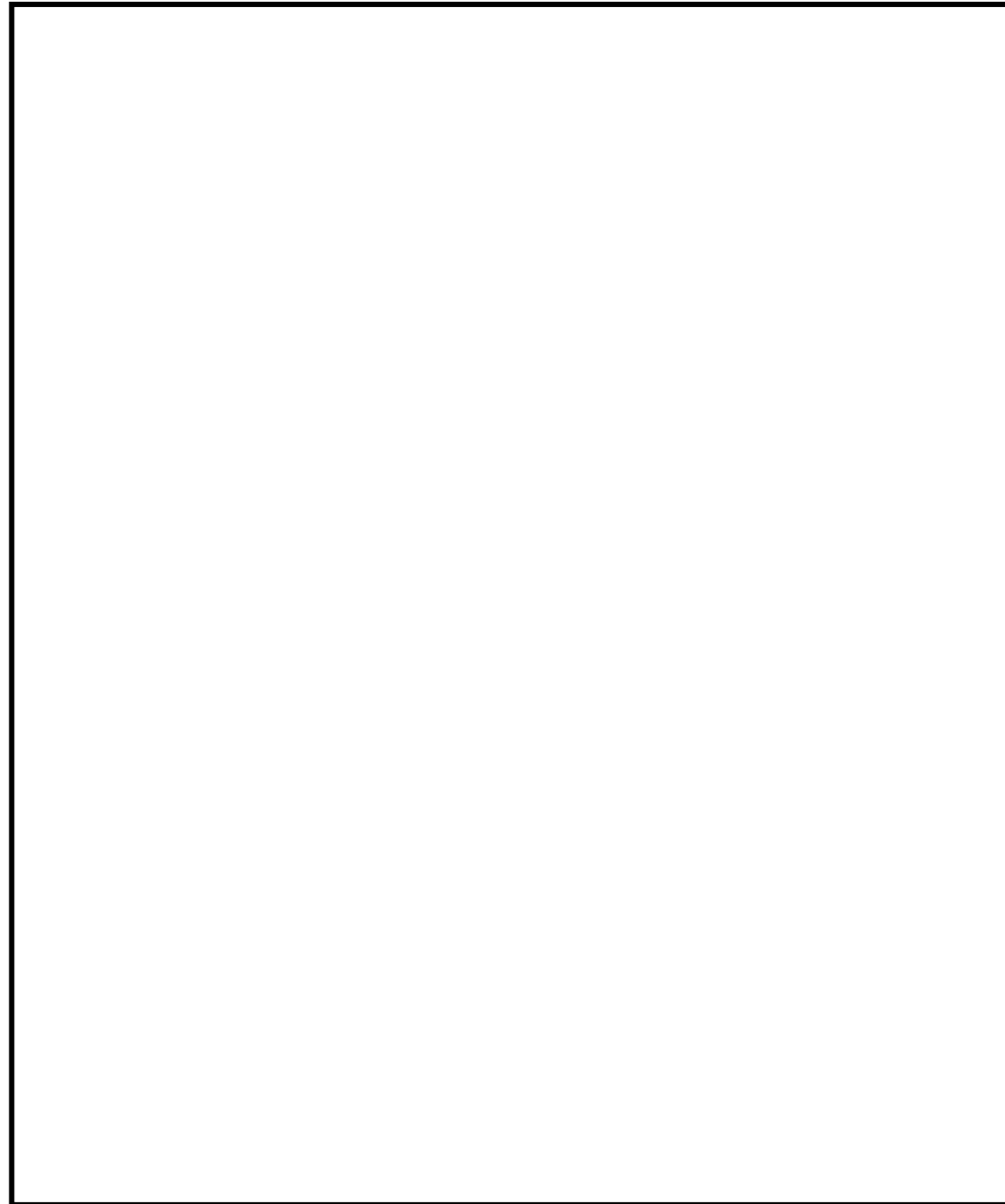
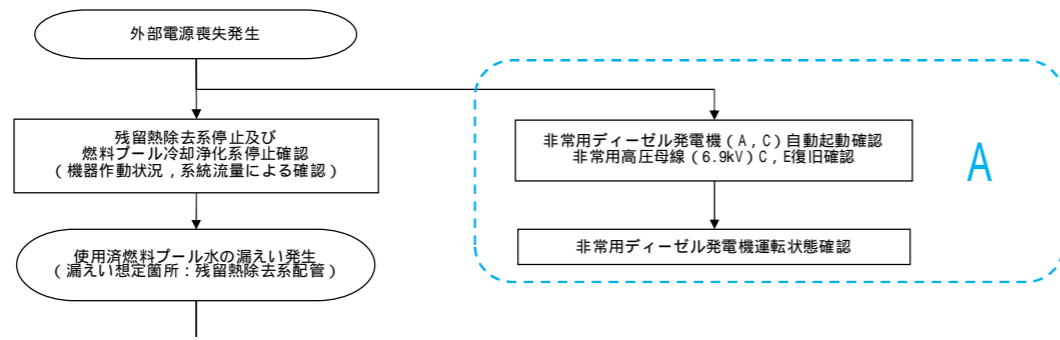
1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段 (以下, 本表において同じ。)

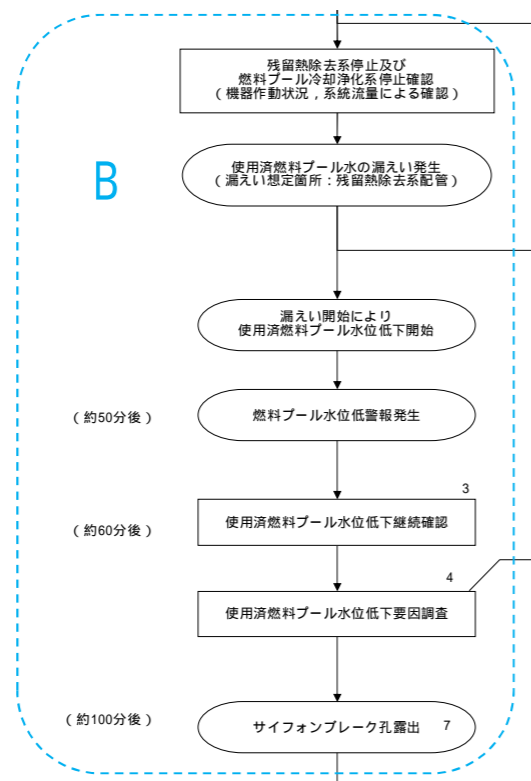
14. 「想定事故2」の対応手順の概要

第7.3.2 - 2図 「想定事故2」の対応手順の概要



(評価上の時刻)  
(約0分)





保安規定 添付3

操作手順

1 1 . 使用済燃料プールの冷却等のための手順等

対応手段等

**使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時**

2 . 漏えい抑制

当直副長は、使用済燃料プールに接続する配管の破断等により、使用済燃料プールディフューザ配管からサイフォン現象により使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、ディフューザ配管上部に設けたサイフォンブレイク孔により漏えいが停止したことを確認する。

さらに、現場で手動弁により隔離操作を実施する。

( 1 ) 手順着手の判断基準

燃料プール水位低警報が発生した場合。

**重大事故等時の使用済燃料プールの監視**

1 . 使用済燃料プールの監視設備による使用済燃料プールの状態監視

当直副長は、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失した場合、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、使用済燃料貯蔵プール水位計・温度計 ( S A ) , 使用済燃料貯蔵プール水位計・温度計 ( S A 広域 ) , 使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ ( 高レンジ・低レンジ ) 及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラにより使用済燃料プールの状態を監視する。

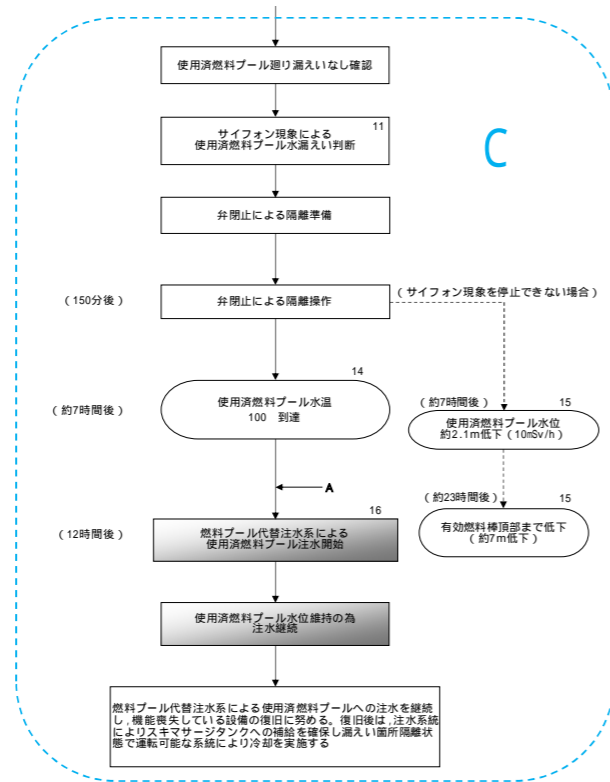
なお、使用済燃料貯蔵プール監視カメラは、耐環境性向上のため冷気を供給することで冷却する。

使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ ( 高レンジ・低レンジ ) 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使用済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又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。



保安規定 添付3

操作手順

1 1 . 使用済燃料プールの冷却等のための手順等

対応手段等

使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は使用済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

当直副長及び緊急時対策本部は、残留熱除去系（燃料プール冷却系）及び燃料プール冷却浄化系の有する使用済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使用済燃料プールへの補給機能が喪失した場合、又は使用済燃料プール水の小規模な水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合は、防火水槽又は淡水貯水池を水源として、燃料プール代替注水系により常設スプレイヘッド又は可搬型スプレイヘッドから使用済燃料プールへ注水する。

なお、燃料プール代替注水系による使用済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。

常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水ができない場合は可搬型スプレイヘッドを使用した注水とする。

- ・燃料プール水位低警報又は燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

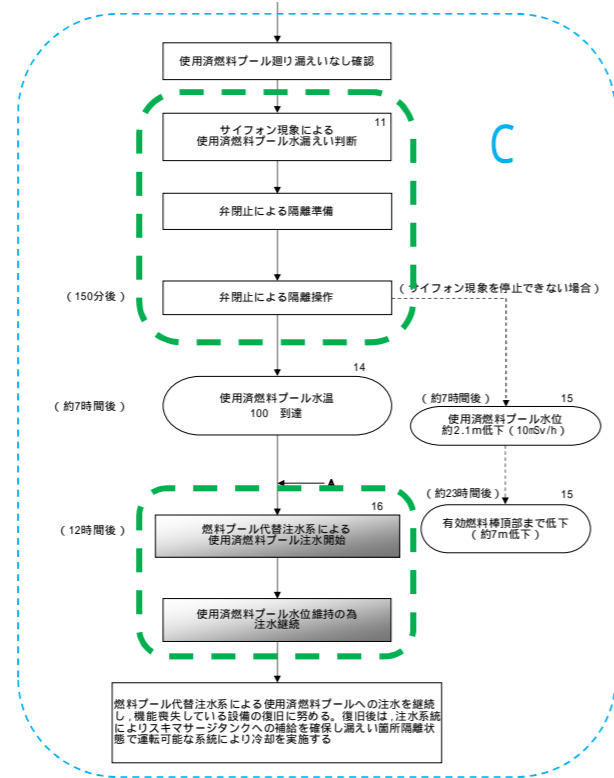
2 . 漏えい抑制

当直副長は、使用済燃料プールに接続する配管の破断等により、使用済燃料プールディフューザ配管からサイフォン現象により使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、ディフューザ配管上部に設けたサイフンブレイク孔により漏えいが停止したことを確認する。

さらに、現場で手動弁により隔離操作を実施する。

( 1 ) 手順着手の判断基準

燃料プール水位低警報が発生した場合。

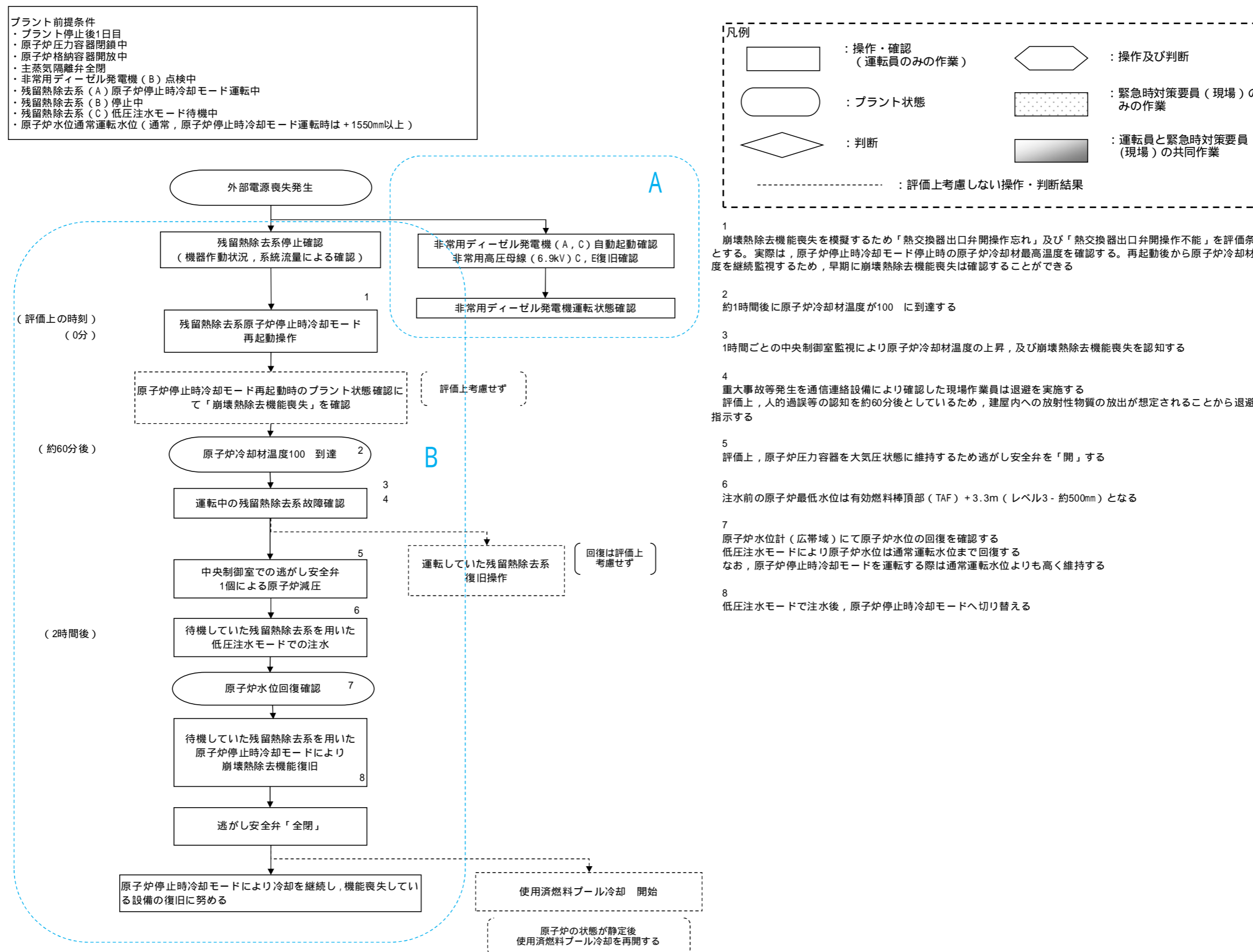


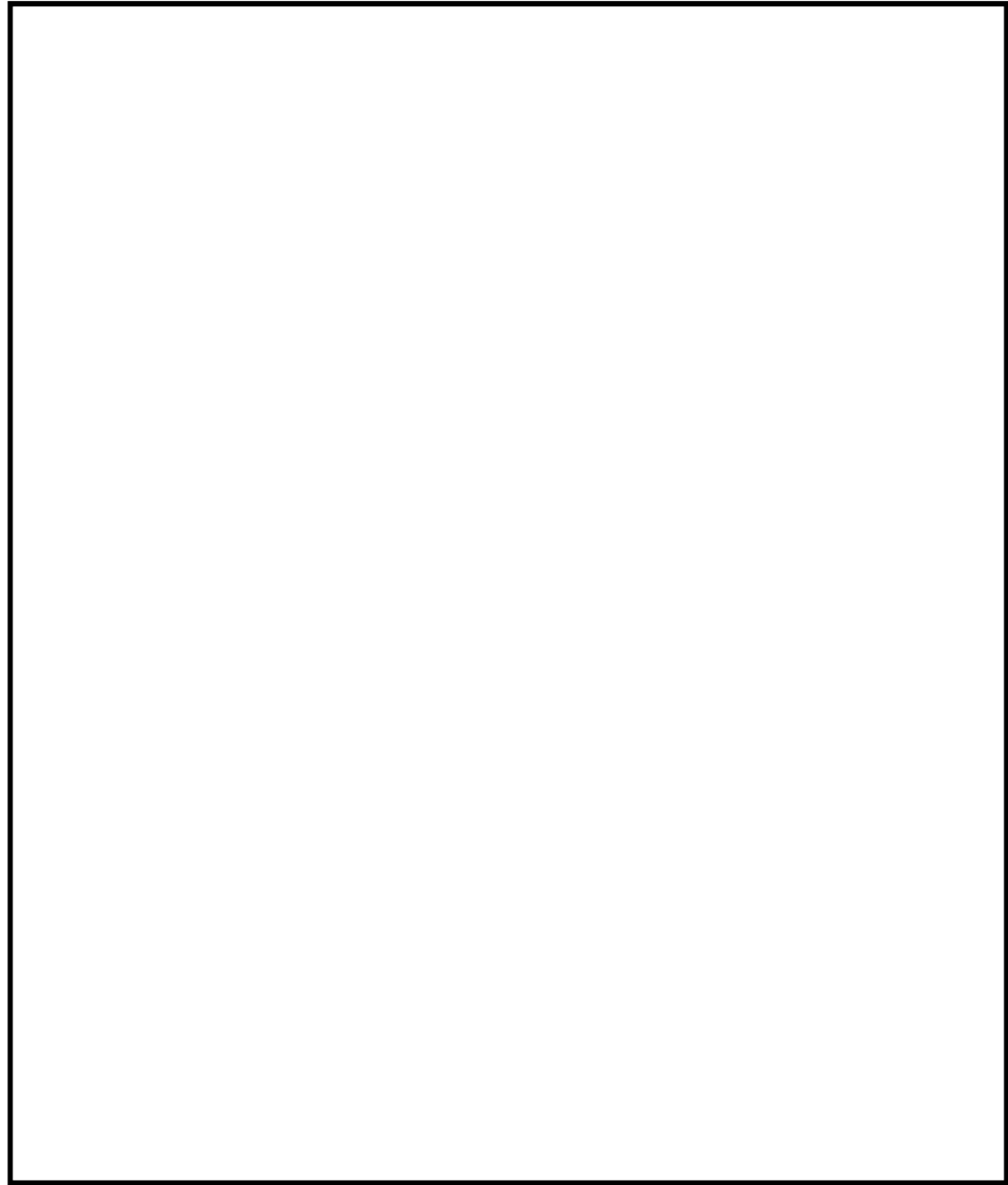
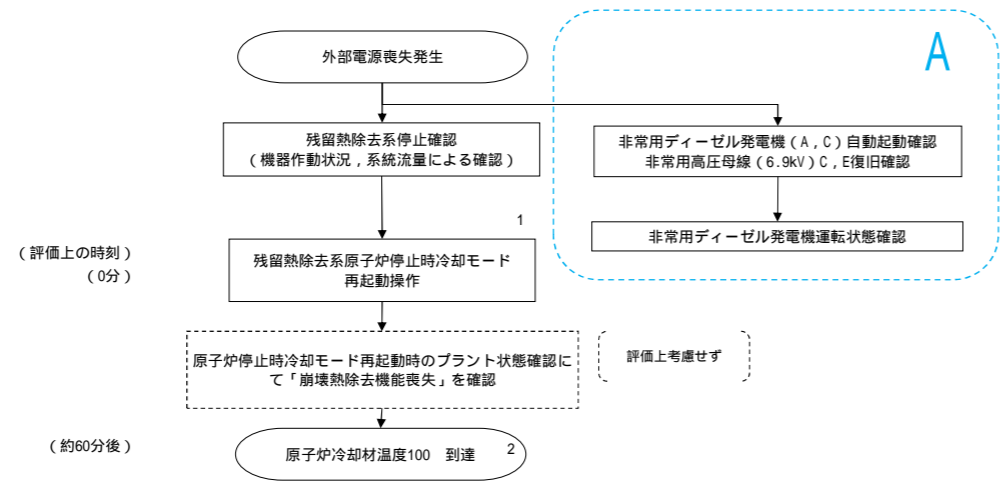
保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

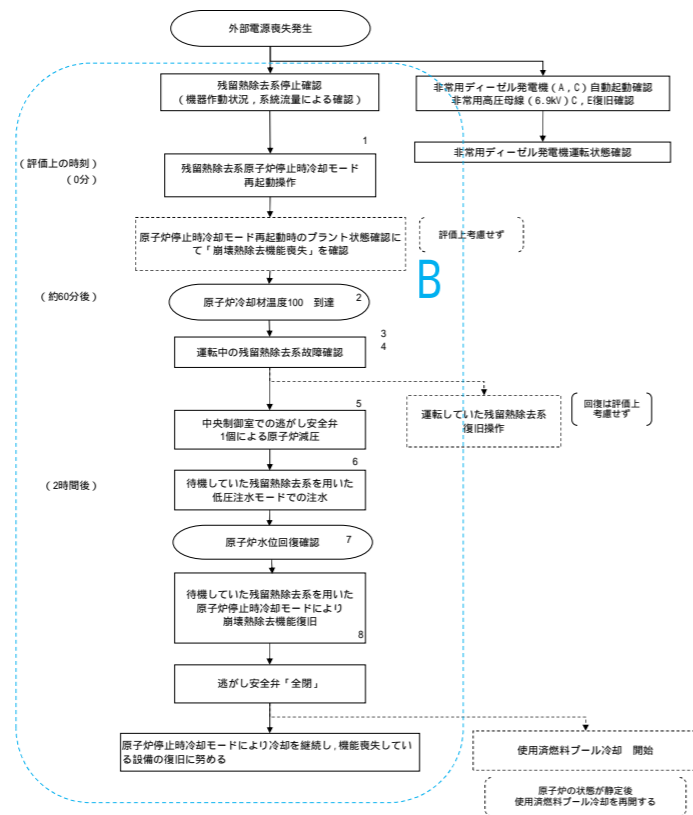
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
1 1	燃料プール代替注水系による常設スプレイヘッドを使用した使用済燃料プールへの注水(淡水貯水池を水源とした送水(あらかじめ敷設してあるホースが使用できない場合)) <sup>1</sup>	運転員(中央制御室)	1	330分以内
		緊急時対策要員	6	
1 1	漏えい抑制 <sup>1</sup>	運転員(中央制御室, 現場)	4	90分以内
1 1	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ用空冷装置起動	運転員(中央制御室, 現場)	3	約20分

1 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。)





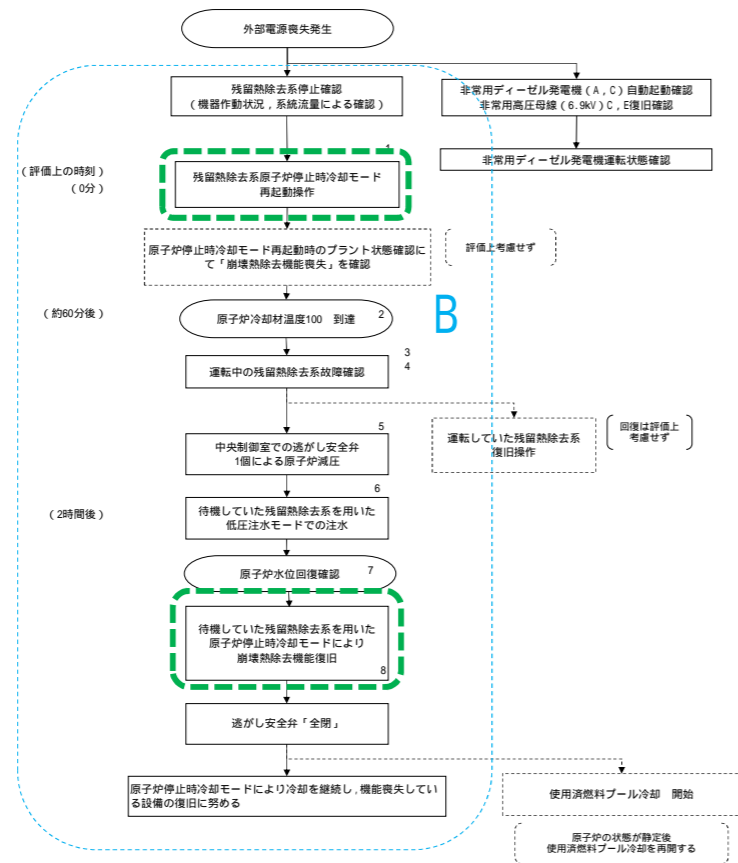




保安規定 添付3

<p>操作手順</p> <p>4. 原子炉冷却材圧力バウ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><b>重大事故等対処設備（設計基準拡張）</b></p> <p>当直副長は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系又は原子炉停止時冷却系）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>残留熱除去系（低圧注水系）については、給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水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>残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）については，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><b>重大事故等対処設備（設計基準拡張）</b></p> <p>当直副長は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，サブプレッションプール冷却系又は格納容器スプレイ冷却系）及び原子炉補機冷却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>残留熱除去系を使用した原子炉圧力容器内及び格納容器内の除熱が必要な場合。</p>

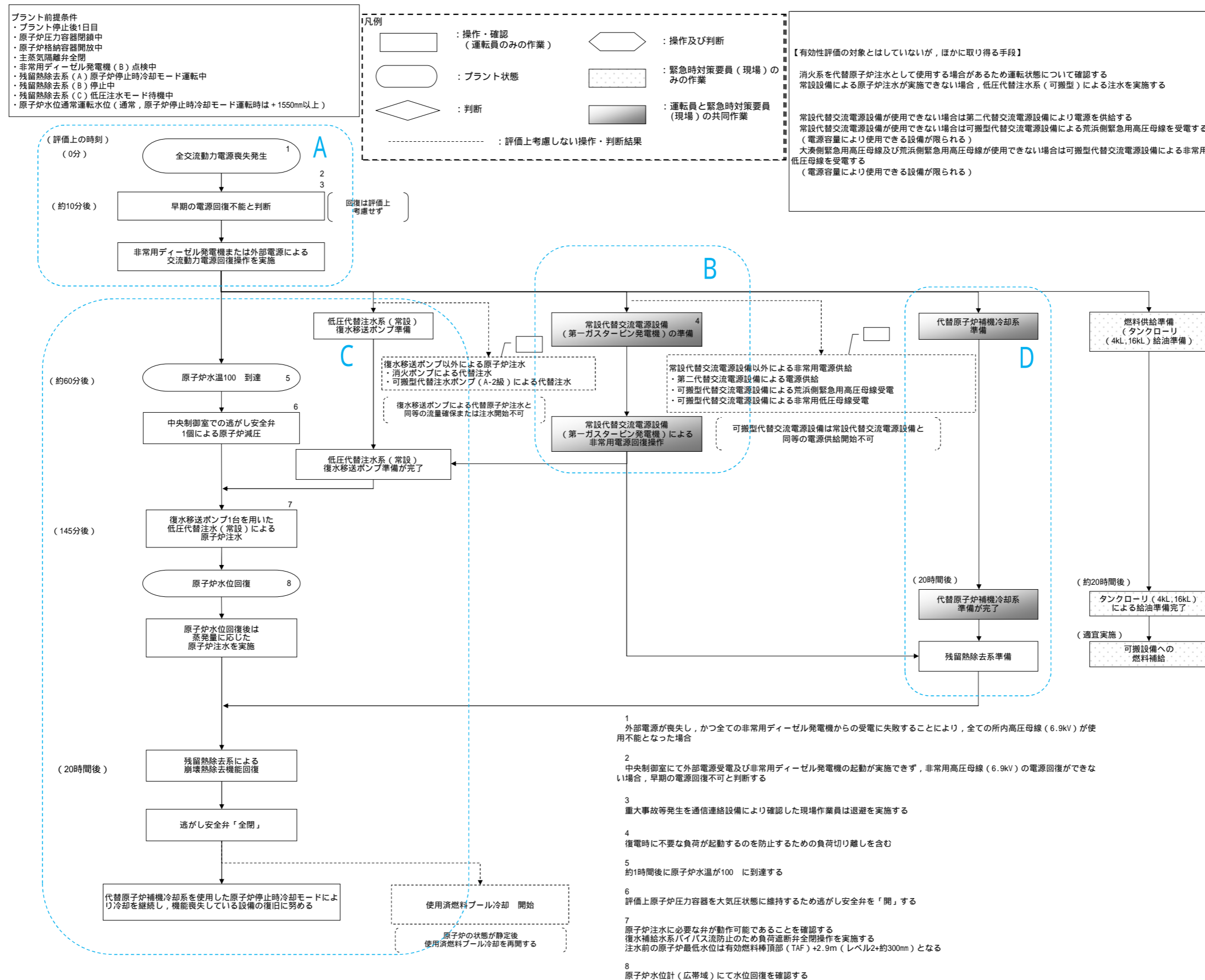


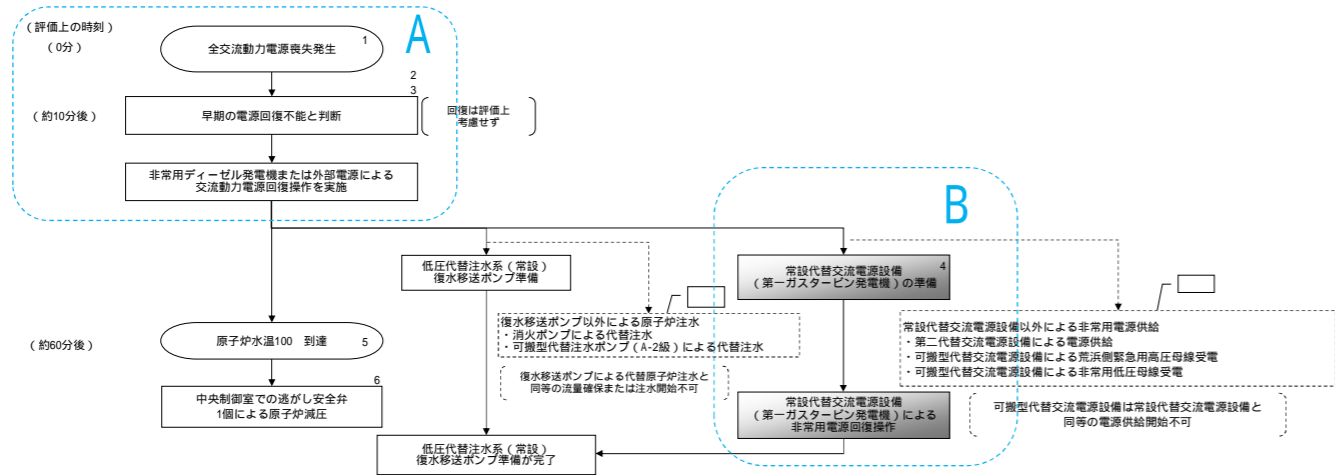
保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
4	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉からの除熱（設計基準拡張） <sup>1</sup>	運転員 （中央制御室，現場）	6	20分以内

1 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。）

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  
 16. 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要  
 第7.4.2 - 3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

14. 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

当直副長及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又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。

a. 手順着手の判断基準

外部電源及び非常用ディーゼル発電機の機能喪失により非常用高圧母線C系及び非常用高圧母線D系へ給電できない場合。

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下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. 低下代替注水系による原子炉の冷却

当直副長及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（原子炉停止時冷却系）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) 復水貯蔵槽を水源として、低下代替注水系（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. 低下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（原子炉停止時冷却系）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（原子炉停止時冷却系）が全交流動力電源喪失等により使用できない場合は、低下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（原子炉停止時冷却系）を復旧し、原子炉の除熱を実施する。

(1) 手順着手の判断基準

常設代替交流電源設備又は第二代替交流電源設備により非常用高圧母線C系又はD系の受電が完了し、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が使用可能な状態<sup>1</sup>に復旧された場合。

1: 設備に異常がなく、電源及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。

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

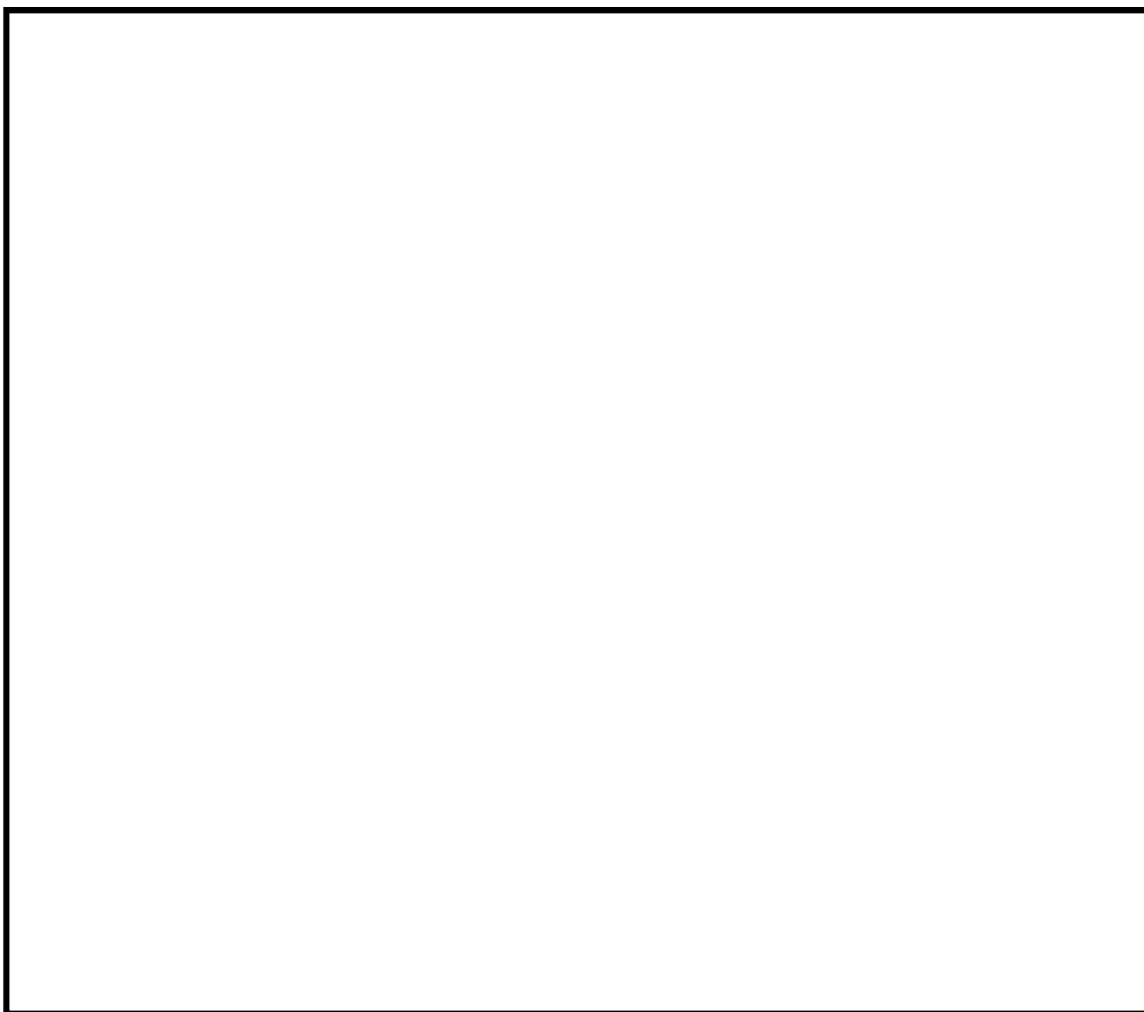
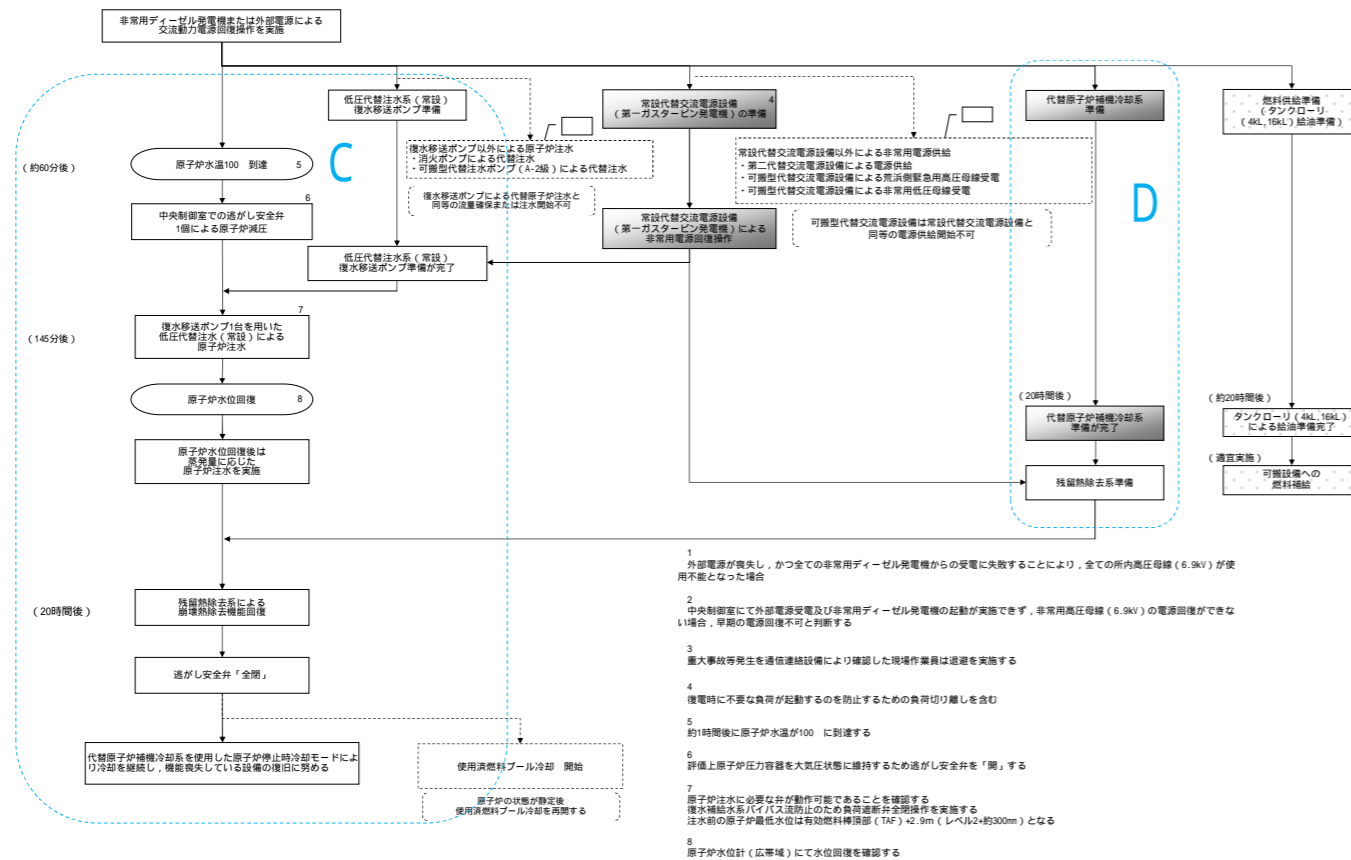
サポート系故障時

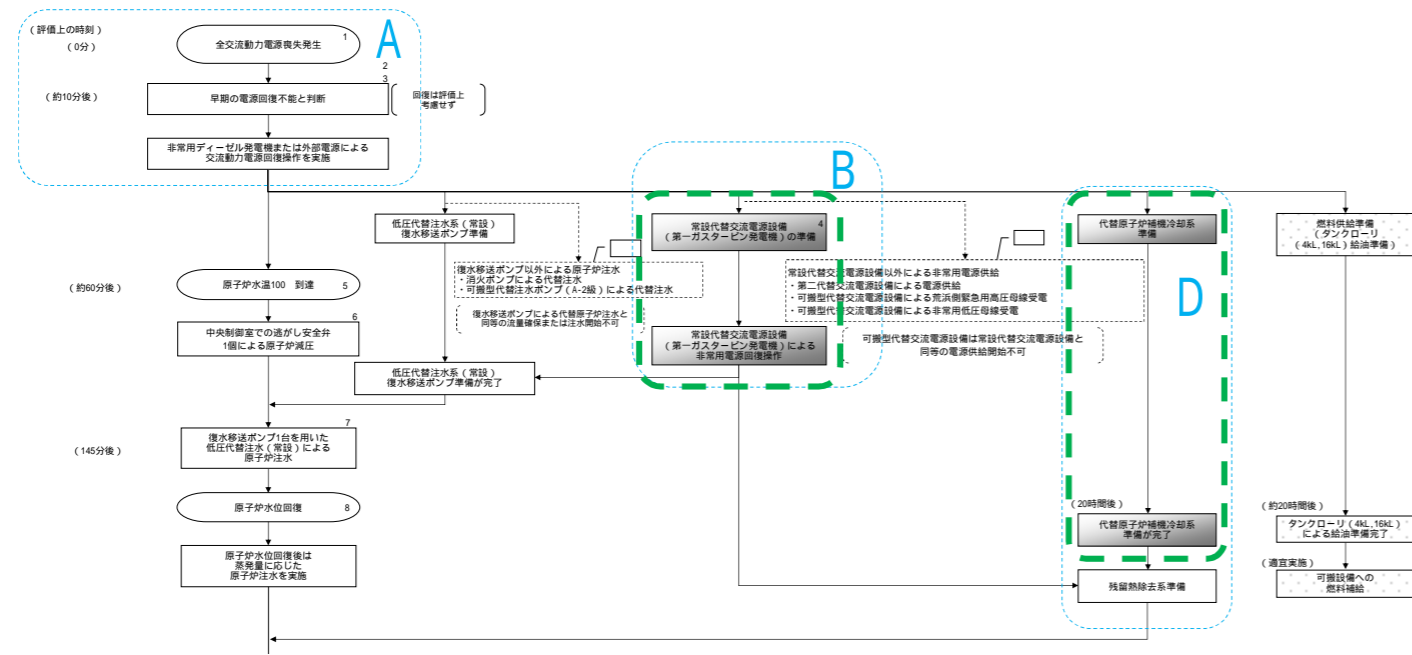
1. 代替原子炉補機冷却系による除熱

当直副長及び緊急時対策本部は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水系の故障等又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、代替原子炉補機冷却系、残留熱除去系等により、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。代替原子炉補機冷却系、残留熱除去系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の故障又は全交流動力電源の喪失により原子炉補機冷却水系を使用できない場合。

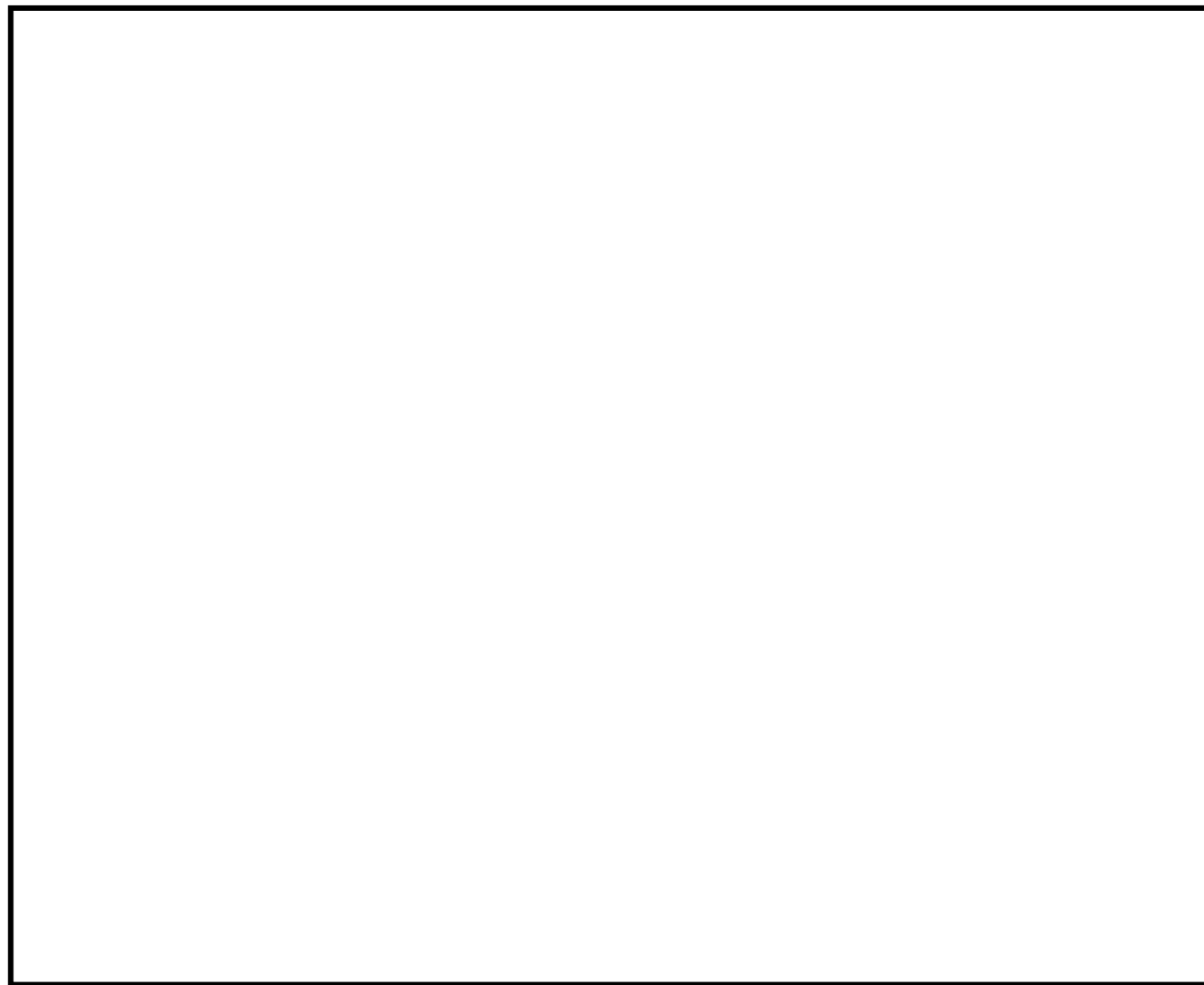




保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
14	常設代替交流電源設備による給電(非常用高圧母線D系受電) <sup>1</sup>	運転員 (中央制御室, 現場)	6	20分以内
14	常設代替交流電源設備による給電(非常用高圧母線C系受電) <sup>1</sup>	運転員 (中央制御室, 現場)	6	50分以内
5	代替原子炉補機冷却系による除熱 <sup>1</sup>	運転員 (中央制御室, 現場) 緊急時対策要員	4 13	約540分

1 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。)

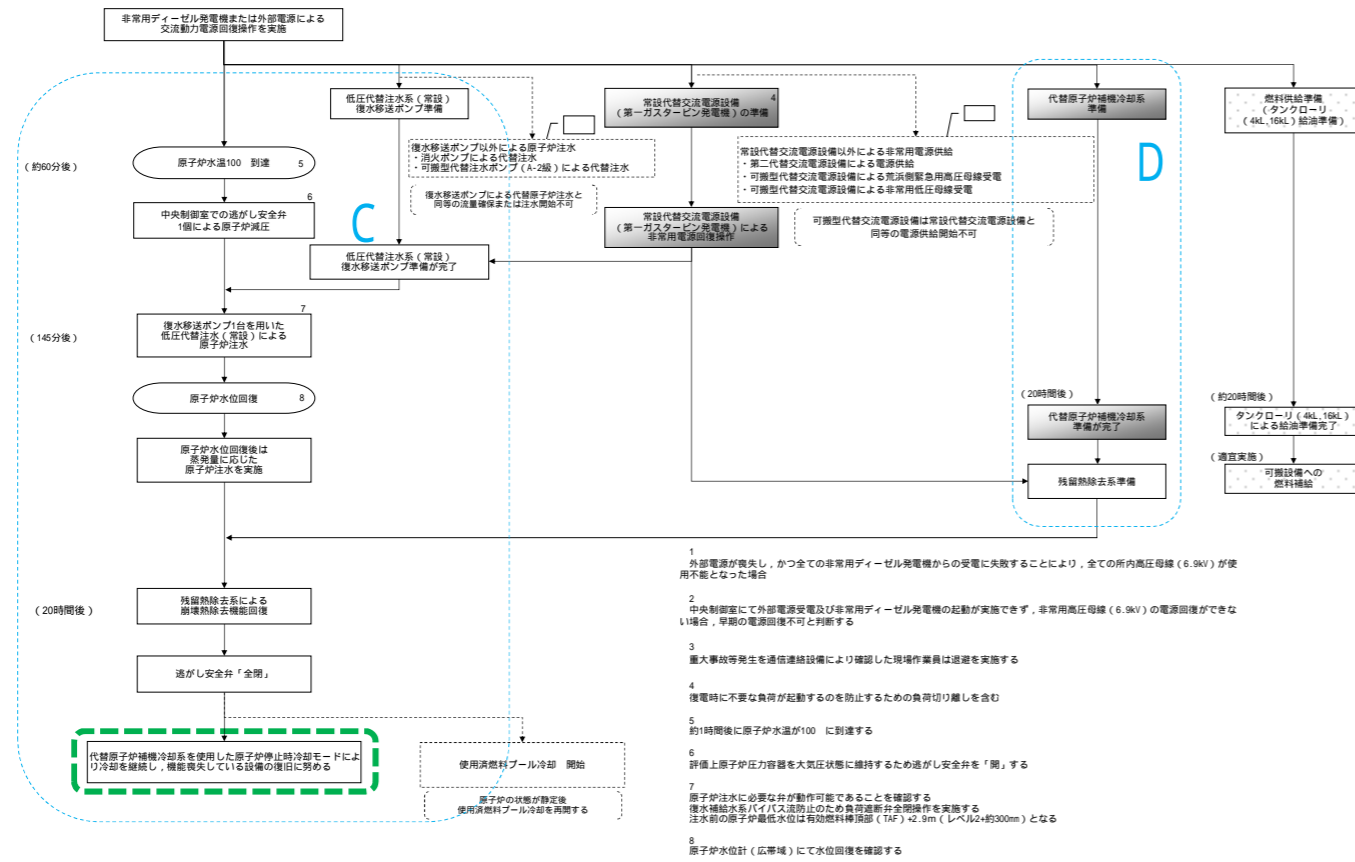




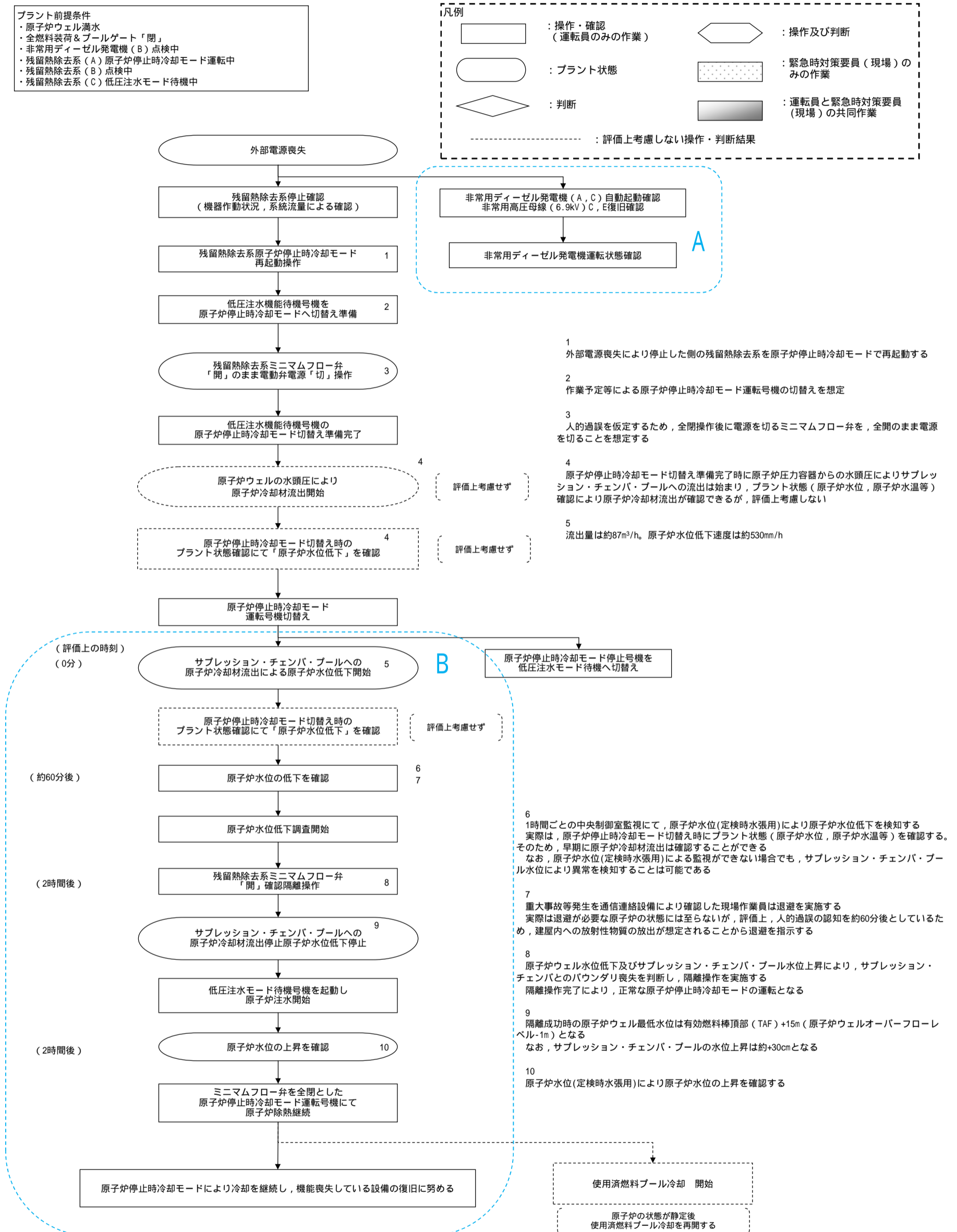
保安規定 添付3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

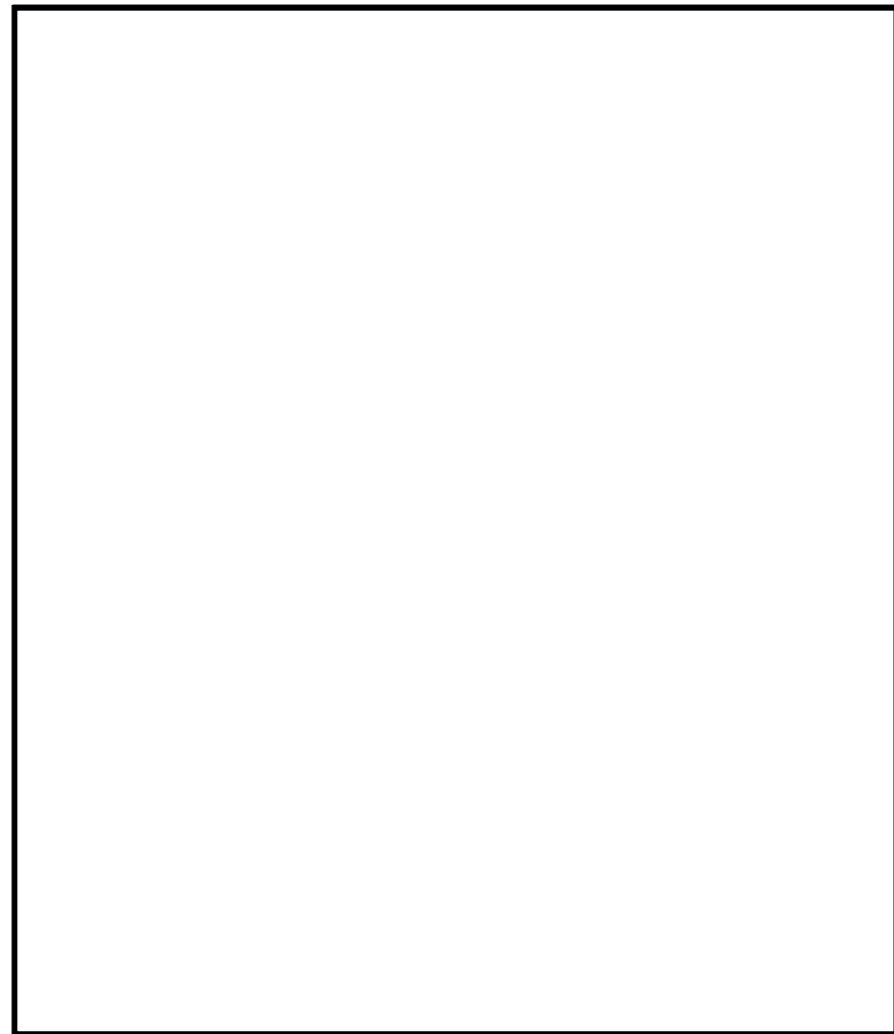
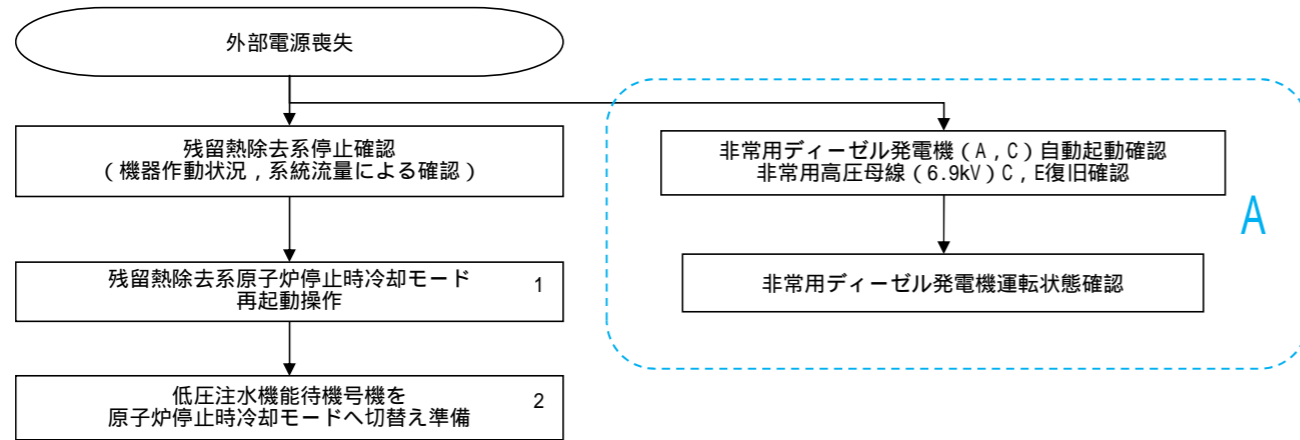
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
4	代替交流電源設備による 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系） の復旧 <sup>1</sup>	運転員 （中央制御室，現場）	6	20分以内

1 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。）

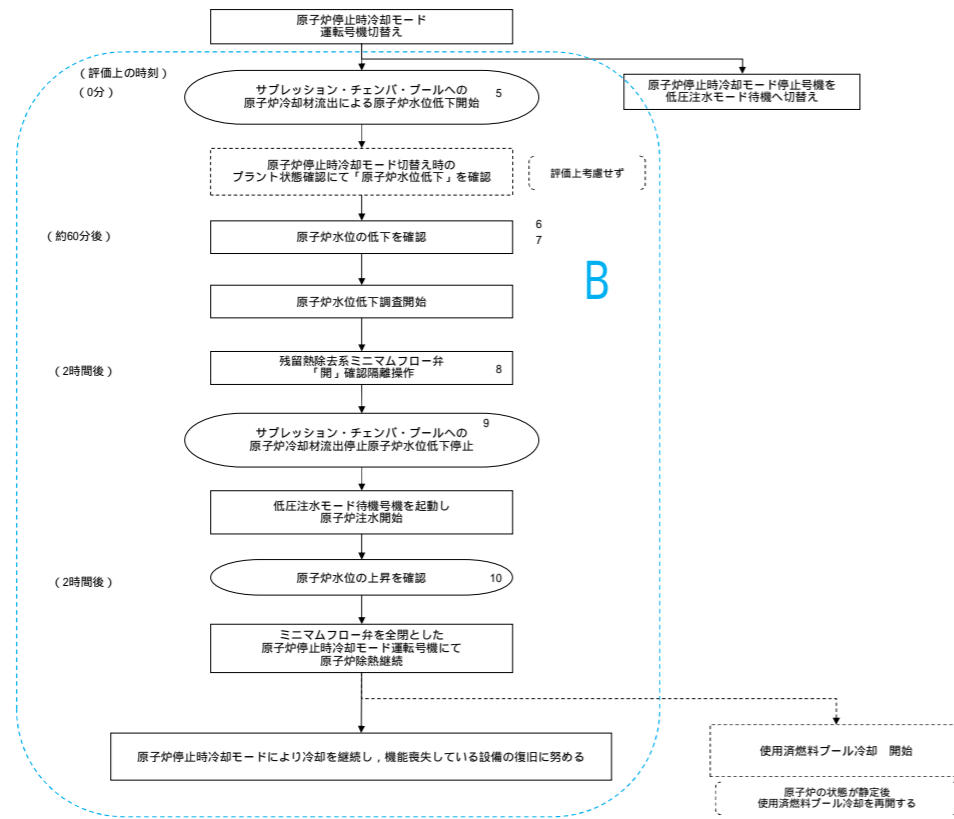


第7.4.3 - 3図 「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要





保安規定 添付3



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

**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残留熱除去系（低圧注水系又は原子炉停止時冷却系）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。

1．手順着手の判断基準

残留熱除去系（低圧注水系）については、給水・復水系，原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水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。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）については，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場合。

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

**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残留熱除去系（原子炉停止時冷却系，サブプレッションプール冷却系又は格納容器スプレイ冷却系）及び原子炉補機冷却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。

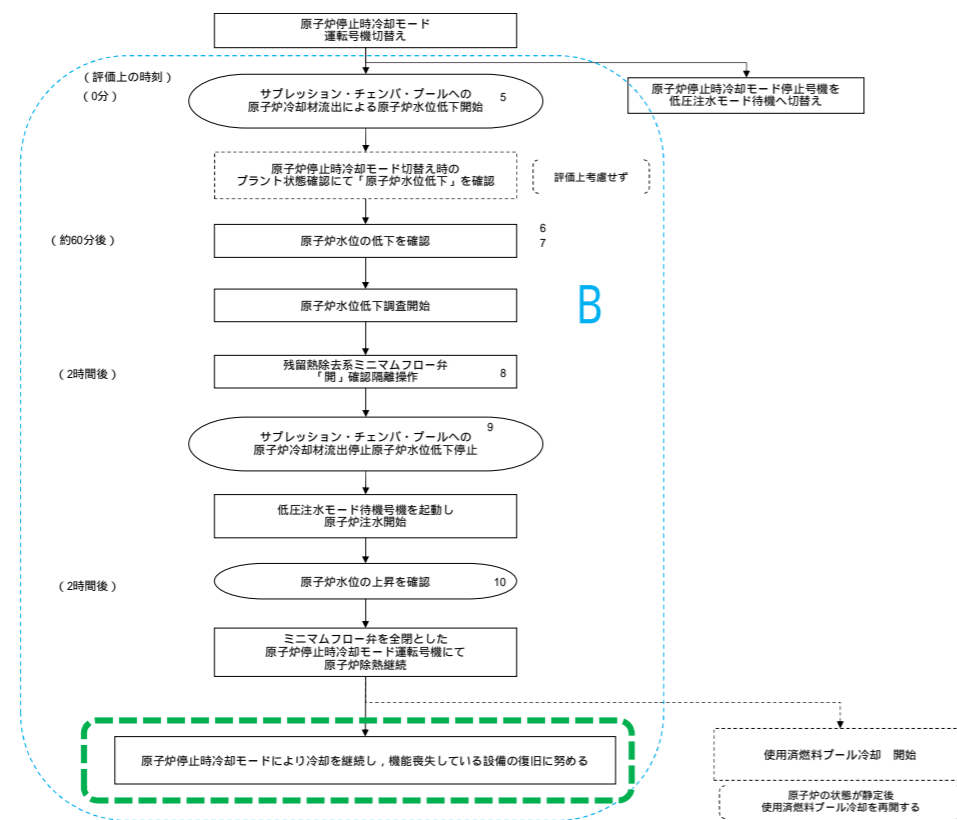
(1) 手順着手の判断基準

残留熱除去系を使用した原子炉圧力容器内及び格納容器内の除熱が必要な場合。

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
4	残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉からの除熱（設計基準拡張） <sup>1</sup>	運転員 （中央制御室，現場）	6	20分以内

1 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。）



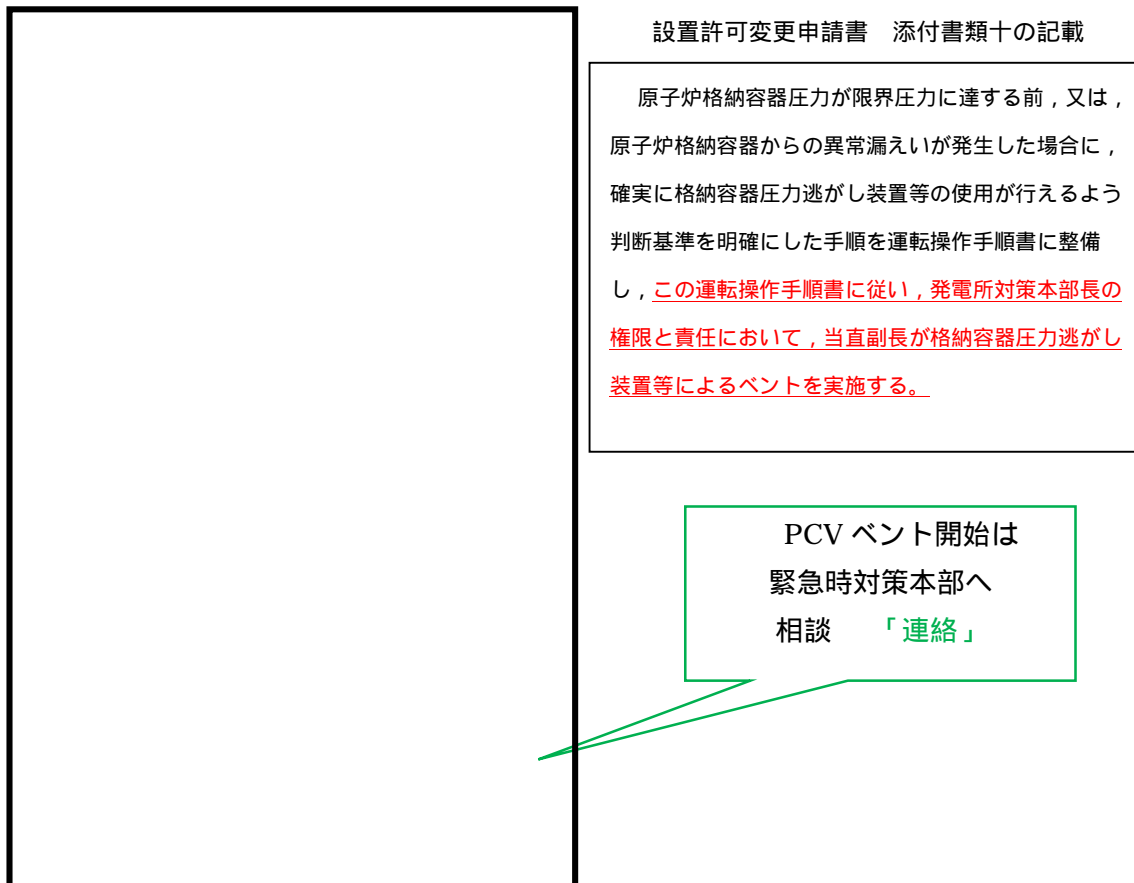
## 参考資料．格納容器ベントフローの注釈の記載について

TS-41 に記載の事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）（以下「SOP」という。）フローにおいて，格納容器過圧過温破損を防止するための手順で，格納容器ベントの実施を当直副長が判断することに疑義を生じかねない記載があることから，許可での議論を踏まえ記載を見直すこととした。

### 1．修正方針について

SOP フローの注釈に記載のある「緊急時対策本部への「相談」」の意図は，格納容器ベント時にベント準備の状況等について情報共有しながら進める必要があるため，本表現の記載をしていた。一方で設置許可においては「運転操作手順書に従い，発電所対策本部長の権限と責任において，当直副長が格納容器圧力逃がし装置等によるベントを実施する。」と記載している。

これらを踏まえると「相談」だと当直副長が積極的に格納容器ベント判断をしていないように見えてしまい，誤解を与えかねない表現であることから，「相談」から「連絡」に変更する。



## 2．修正による当直長と緊急時対策本部との連携への影響について

SOPの基本的な考え方として緊急時対策本部が発足された場合には、当直長は緊急時対策本部と緊密な連携をとることになっている。格納容器ベント実施に限らず原災法の連絡や、可搬設備の要請、戦略の共有等を連携していることから「相談」から「連絡」へ修正した場合でも、しっかりと連携し格納容器ベントを実施できる体制となっていると判断している。

これまでの防災訓練において当直長と支援組織の連携について定着しているものと考えているが、注釈の記載を修正した後においても問題なく連携できることを確認していく。

以上

## 2 . 火災 , 溢水 , その他自然災害及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

. 火災発生時の対応について.....	2-	-1
. 内部溢水発生時の対応について.....	2-	-1
. 津波発生時の対応について.....	2-	-1
. 竜巻発生時の対応について.....	2-	-1
. 火山（降灰）発生時の対応について.....	2-	-1
. 有毒ガス発生時の対応について.....	2-	-1
. 地震発生時に対応について.....	2-	-1



・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><b>事象発生前の対応</b></p> <p>消火用水の確保 防火帯の維持・管理 油量制限管理 巡視点検（火災発生有無の確認） 持込可燃物の管理 火気作業時の管理 延焼防止 定検作業時の運用 施設管理・点検 評価条件の変更に伴う影響確認</p> <p><b>事象発生時の対応</b></p> <p>消火要員による消火活動 故障警報発生時の対応 火災感知器動作時の対応 消火設備動作時及び使用時の対応 自動ガス消火設備動作時の対応 排煙設備の起動 水素感知時の対応 外気取入ダンパ閉、換気空調系の停止、再循環運転 代替設備の確保 原子炉施設の損傷の有無を確認 火災発生の有無の確認</p>	<p>第17条 〔7号炉〕 防災安全GM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<sup>1</sup>を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定し、防災安全部長の承認を得る。また、計画は、添付2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害及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<sup>2</sup>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GM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及び手順の整備を実施する。</p> <p>3．各GM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、防災安全GMに報告する。防災安全GM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して判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて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、消火又は延焼の防止 その他公設消防隊が火災の現場に到着</p>	<p>1 火災 1.5 手順書の整備 （1）防災安全GM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。 ア．火災防護対策を実施するための体制、責任の所在、責任者の権限、体制の運営管理に必要な要員の確保及び教育訓練、火災発生防止のための活動、火災防護設備の施設管理、点検及び火災情報の共有化等 イ．原子炉施設の安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域及び火災区画を考慮した火災の発生防止、火災の早期感知及び消火並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 ウ．重大事故等対処施設を設置する火災区域及び火災区画を考慮した火災の発生防止、火災の早期感知及び消火の2つの深層防護の概念に基づく火災防護対策 エ．その他の原子炉施設については、消防法、建築基準法、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 オ．安全施設を外部火災から防護するための運用等 （2）防災安全GM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マニュアルに定める。 ア．消火活動 各GMは、<u>火災発生現場の確認及び中央制御室への連絡並びに消火器、消火栓等を用いた消火活動を実施する。</u> イ．消火設備故障時の対応 当直長は、<u>消火設備の故障警報が発信した場合、中央制御室及び必要な現場の制御盤の警報の確認を実施する。</u> ウ．消火設備のうち、自動ガス消火設備を設置する火災区域又は火災区画における火災発生時の対応 （ア）当直長は、<u>火災感知器が作動した場合、火災区域又は火災区画からの退避警報、自動ガス消火設備の動作状況の確認を実施する。</u> （イ）当直長は、<u>自動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、プラント運転状況の確認等を実施する。</u> エ．消火設備のうち、手動操作による固定式ガス消火設備を設置する火災区域又は火災区画における火災発生時の対応 （ア）当直長は、<u>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。</u> （イ）当直長は、<u>消火が困難な場合、職員の退避確認後に固定式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、プラント運転状態の確認等を実施する。</u> オ．格納容器内における火災発生時の対応 当直長は、<u>原子炉の起動中及び原子炉が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及び必要な運転操作等を実施する。</u> カ．単一故障も想定した中央制御室盤内における火災発生時の対応（中央制御室の制御盤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。） （ア）当直長は、<u>中央制御室盤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。火災の発生箇所が特定できない場合を想定し、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、プラント運転状況の確認等を実施する。</u></p>	<p>【体制】 ・火災防護計画 ・初期消火活動対応要領</p> <p>【事象発生前の対応】 ・巡視点検要領（5号機） ・火災防護計画 ・火災防護計画 ・巡視点検要領</p> <p>・火災防護計画 ・施設管理基本マニュアル</p> <p>【事象発生時の対応】 ・火災防護計画 ・事故時運転操作手順書（事象ベース）</p>

・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>するまでに行う活動を含む。また、火災の発生防止、火災の早期感知及び消火並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、通報設備が点検又は故障により使用不能となった場合を除く。ただし、点検後又は修復後は遅滞なく復旧させる。</p>	<p>(イ) <u>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。</u></p> <p>キ．水素濃度検知器が設置される火災区域又は火災区画における水素濃度上昇時の対応 <u>当直長は、換気空調設備の運転状態の確認及び換気空調設備の追加起動や切替え等を実施する。</u></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 <u>固定式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、扉を開放、換気空調系、可搬型排煙装置により換気し入室する。</u></p> <p>ケ．消火用水の最大放水量の確保 <u>当直長は、水源であるろ過水タンクには、最大放水量 360 m<sup>3</sup>に対して、十分な水量を確保する。</u></p> <p>コ．防火帯の維持・管理 <u>防災安全GMは、防火帯の維持・管理を実施する。</u></p> <p>サ．外部火災によるばい煙発生時の対応 <u>当直長は、ばい煙発生時、ばい煙侵入防止のため、外気取入ダンパの閉止及び換気空調系の停止又は中央制御室の再循環運転による建屋内へのばい煙の侵入の防止を実施する。</u></p> <p>シ．外部火災による有毒ガス発生時の対応 <u>当直長は、有毒ガス発生時、有毒ガス侵入防止のため、外気取入ダンパの閉止、換気空調系の停止又は中央制御室の再循環運転による建屋内への有毒ガスの侵入の防止を実施する。</u></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 <u>放射線安全GM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。</u></p> <p>セ．油貯蔵設備の運用 <u>当直長は、油貯蔵設備の油量制限を実施する。</u></p> <p>ソ．火災予防活動（巡視点検） <u>各GMは、巡視点検により、火災発生の有無の確認を実施する。</u></p> <p>タ．火災予防活動（可燃物管理） <u>保全総括GMは、原子炉施設の安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域又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、恒設機器及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（持込みと保管）及び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。</u></p> <p>チ．火災予防活動（火気作業等の管理） <u>各GMは、火災区域又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、監視人の配置等を実施する。</u></p> <p>ツ．延焼防止 <u>防災安全GMは、重大事故等対処施設を設置する屋外の火災区域では、周辺施設及び植生との離隔を確保し、火災区域内の周辺の植生区域については、除草等の管理を実施し、延焼防止を図る。</u></p> <p>テ．火災鎮火後の原子炉施設への影響確認 <u>各GMは、原子炉施設に火災が発生した場合は、火災鎮火後、原子炉施設の損傷の有</u></p>	

・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><u>無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。</u></p> <p>ト．地震発生時における火災発生の有無の確認  <u>各 GM 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、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。</u></p> <p>ナ．定事検停止時等における運用管理  <u>原子炉安全 GM は、定事検停止時等の作用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。</u></p> <p>ニ．施設管理，点検  <u>各 GM 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。</u>  <u>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。</u></p> <p>ヌ．火災影響評価条件の変更の要否確認  <u>(ア) 内部火災影響評価</u>  <u>各 GM は、設備改造等を行う場合、都度、技術計画 GM 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。</u>  <u>技術計画 GM 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。</u>  <u>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、安全保護系及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、原子炉の高温停止及び低温停止を達成し維持できることを確認するために、内部火災影響評価の再評価を実施する。</u>  <u>(イ) 外部火災影響評価</u>  <u>技術計画 GM 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及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。</u></p>	

・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 style="text-align: center;"><b>事象発生前の対応</b></p> <p>運転時間実績の管理 水密扉の運用 屋外タンクの片側運用 蒸気漏えいに対する管理 排水誘導経路に対する管理 配管の肉厚管理 施設管理・点検 評価条件の変更に伴う影響確認 定検作業時の運用</p> <p style="text-align: center;"><b>事象発生時の対応</b></p> <p>溢水時の対応操作 原子炉施設の損傷の有無を確認 使用済燃料プールへの注水及び冷却対応操作</p>	<p>第 17 条の 2 〔 7 号炉 〕 技術計画 G M 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<sup>1</sup>を行う体制の整備として、次の事項を含む計画を定め、安全総括部長の承認を得る。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、その他自然災害及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 ）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</p> <p>2 . 各 G M 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及び手順の整備を実施する。</p> <p>3 . 各 G M 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、技術計画 G M に報告する。技術計画 G M 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、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、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係 G M に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>1 : 内部溢水発生時に行う活動を含む。（以</p>	<p>2 . 4 手順書の整備 （ 1 ）発電 G M 及び技術計画 G M 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マニュアルに定める。</p> <p>ア . 溢水発生時の措置に関する手順 （ア）<u>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及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。</u> （イ）<u>当直長は、燃料プール冷却浄化系やサプレッションプール浄化系が機能喪失した場合、残留熱除去系による使用済燃料プールの注水及び冷却の措置を行う。</u></p> <p>イ . 運転時間実績管理 <u>技術計画 G M 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 % 又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</u> <u>いる系統についての運転時間実績管理を行う。</u></p> <p>ウ . 水密扉の閉止状態の管理 <u>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 G M は、水密扉開放後の確実な閉止操作及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。</u></p> <p>エ . 屋外タンクの片側運用の管理 <u>当直長は、防護すべき設備が設置される建屋へ過度の溢水が流入し伝播することを防ぐため、ろ過水タンク及び純水タンクを常時一基隔離し、片側運用とする。</u></p> <p>オ . 溢水発生時の原子炉施設への影響確認に関する手順 <u>各 G M 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、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。</u></p> <p>カ . 蒸気漏えいに対する管理 <u>当直長は、原子炉建屋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。</u></p> <p>キ . 排水誘導経路に対する管理 <u>当直長は、排水を期待する設備の状態監視を行う。また、技術計画 G M 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。</u></p> <p>ク . 定事検停止時等における運用管理 <u>原子炉安全 G M 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。</u></p> <p>ケ . 施設管理、点検 （ア）<u>各 G M 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</u></p>	<p><b>【事象発生前の対応】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・浸水防護管理要領</li> <li>・浸水防護管理要領</li> <li>・状態管理マニュアル</li> <li>・浸水防護管理要領</li> <li>・現場手動弁管理要領</li> <li>・重要度分類、保全方式策定マニュアル</li> <li>・浸水防護管理要領</li> <li>・施設管理基本マニュアル</li> <li>・設計管理基本マニュアル</li> <li>・浸水防護管理要領</li> </ul> <p><b>【事象発生時の対応】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・浸水防護管理要領</li> <li>・警報発生時操作手順書</li> <li>・事故時運転操作手順書（事象ベース）</li> <li>・事故時運転操作手順書（徴候ベース）</li> <li>・浸水防護管理要領</li> <li>・浸水防護管理要領</li> <li>・事故時運転操作手順書（徴候ベース）</li> </ul>

・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
	下, 本条において同じ。 )。	<p>管は, <u>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。</u></p> <p>(イ) <u>各GM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。</u></p> <p>コ. 溢水評価条件の変更の要否を確認する手順  <u>技術計画GMは, 各種対策設備の追加及び資機材の持ち込み等により評価条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>	

・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 style="text-align: center;"><b>事象発生前の対応</b></p> <p>水密扉の閉止状態の管理 取水槽閉止板の管理 施設管理・点検 津波評価条件の変更の要否確認</p> <p style="text-align: center;"><b>事象発生時の対応</b></p> <p>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） 燃料等輸送船及び土運船等の緊急退避 漂流物化防止対策 津波襲来時の監視 原子炉施設の損傷の有無を確認 代替設備の確保</p>	<p>第17条の4 〔1号炉，2号炉，3号炉，4号炉，5号炉及び6号炉〕 1．各GMは，震度5弱以上の地震が観測<sup>1</sup>された場合は，地震終了後原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに，その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。 2．当直長は，その他自然災害の影響により，原子炉施設に重大な影響を及ぼす可能性がある<sup>1</sup>と判断した場合は，当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は，所長，原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに，必要に応じて安全停止状態を維持するため措置について協議する。</p> <p>1：観測された震度は発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等の震度をいう。</p> <p>〔7号炉〕 技術計画GMは，原子炉施設内においてその他自然災害（「地震，津波，竜巻及び積雪等」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<sup>1</sup>を行う体制の整備として，次の事項を含む計画を定め，安全総括部長の承認を得る。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，その他自然災害及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事 （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事 （3）その他自然災害発生時における原子炉施設</p>	<p>5.4 手順書の整備 （1）技術計画GM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マニュアルに定める。</p> <p>ア．津波の襲来が予想される場合の対応 （ア）<u>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。また，補機取水槽の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，原子炉補機冷却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，常用系海水ポンプ（循環水ポンプ及びタービン補機冷却海水ポンプ）を停止する。</u> （イ）<u>各GMは，燃料等輸送船に関し，発電所を含む地域に津波警報等が発令された場合，荷役作業を中断し，陸側作業員及び輸送物の退避に関する措置を実施する。</u> （ウ）<u>土木GMは，浚渫作業で使用する土運船等に関し，発電所を含む地域に津波警報等が発令された場合，作業を中断し，陸側作業員の退避に関する措置を実施する。また，退避が困難な浚渫船等については，係留等の措置を実施する。</u> （エ）<u>各GMは，緊急離岸する船側と退避状況に関する情報連絡を行う。</u> （オ）<u>各GMは，大湊側護岸部で使用する車両のうち，海水貯留堰への衝突影響のある車両に関し，発電所を含む地域に津波警報等が発令された場合，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。</u> （カ）<u>当直長は，津波監視カメラ及び取水槽水位計による津波の襲来状況の監視を実施する。</u></p> <p>イ．水密扉の閉止状態の管理 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GMは，水密扉開放後の確実な閉止操作及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>ウ．取水槽閉止板の管理 各GMは，取水槽閉止板を点検等により開放する際の確実な閉止操作及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>エ．津波発生時の原子炉施設への影響確認 各GMは，発電所を含む地域に大津波警報が発令された場合は，<u>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，その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。</u></p> <p>オ．施設管理，点検 各GMは，津波防護施設，浸水防止設備及び津波監視設備について，その要求機能を維持するため，<u>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。</u></p> <p>カ．津波評価条件の変更の要否確認 （ア）<u>各GM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。</u></p>	<p>【事象発生前の対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・自然現象対応要領</li> <li>・浸水防護管理要領</li> <li>・状態管理マニュアル</li> </ul> <p>、 、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・自然現象対応要領</li> </ul> <p>・自然現象対応要領</p> <p>・施設管理基本マニュアル</p> <p>【事象発生後の対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・自然現象対応要領</li> <li>・事故時運転操作手順（事象ベース）</li> </ul> <p>、 、 、 、 、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・自然現象対応要領</li> </ul> <p>・自然現象対応要領</p> <p>・事故時運転操作手順（事象ベース）</p>

・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>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GM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及び手順の整備を実施する。</p> <p>3．各GM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、技術計画GMに報告する。技術計画GM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かと判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>5．原子力設備管理部長は、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．原子力設備管理部長は、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>7．原子力設備管理部長は、地震観測及び影響確認に関する活動を実施する。</p> <p>8．原子力設備管理部長は、定期的に発電所周</p>	<p>(イ) <u>技術計画GMは、津波評価に係る評価条件を定期的に確認する。</u></p> <p>キ．代替設備の確保</p> <p><u>各GMは、津波の襲来により、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。</u></p>	

. 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>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>		



・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><b>事象発生前の対応</b></p> <p>屋外常設物、屋外仮設物の固定、固縛及び離隔 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 防護板、竜巻防護扉等による防護</p> <p><b>事象発生時の対応</b></p> <p>竜巻襲来が予想される場合の車両の固縛・退避 竜巻襲来が予測される場合の燃料取扱作業及び屋外クレーン作業の中止 竜巻防護扉の閉止 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 原子炉施設の損傷の有無を確認</p>	<p>第17条の4 〔1号炉、2号炉、3号炉、4号炉、5号炉及び6号炉〕 各GMは、震度5弱以上の地震が観測<sup>1</sup>された場合は、地震終了後原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。 2. 当直長は、その他自然災害の影響により、原子炉施設に重大な影響を及ぼす可能性がある<sup>1</sup>と判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて安全停止状態を維持するための措置について協議する。 1：観測された震度は発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等の震度をいう。</p> <p>〔7号炉〕 技術計画GMは、原子炉施設内においてその他自然災害（「地震、津波、竜巻及び積雪等」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<sup>1</sup>を行う体制の整備として、次の事項を含む計画を定め、安全総括部長の承認を得る。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、その他自然災害及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</p>	<p>6.4 手順書の整備 技術計画GM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マニュアルに定める。</p> <p>（1）飛来物管理の手順 ア. <u>各GMは、衝突時に建屋又は竜巻防護対策設備に与えるエネルギー、貫通力が設計飛来物<sup>1</sup>（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、固定又は外部事象防護対象施設からの離隔により飛来物とならない管理を実施する。</u> イ. <u>各GM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。</u></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="1439 898 2151 1075"> <thead> <tr> <th>飛来物の種類</th> <th>鋼製材</th> <th>角型鋼管（大）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>寸法（m）</td> <td>長さ×幅×奥行き 4.2×0.3×0.2</td> <td>長さ×幅×高さ 4.0×0.1×0.1</td> </tr> <tr> <td>質量（kg）</td> <td>135</td> <td>28</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1439 1117 2151 1293"> <thead> <tr> <th>飛来物の種類</th> <th>足場パイプ</th> <th>鋼製足場板</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>寸法（m）</td> <td>長さ×幅×奥行き 4.0×0.05×0.05</td> <td>長さ×幅×高さ 4.0×0.25×0.04</td> </tr> <tr> <td>質量（kg）</td> <td>11</td> <td>14</td> </tr> </tbody> </table> <p>（2）竜巻の襲来が予想される場合の対応 ア. <u>各GMは、車両に関して停車している場所に応じて退避又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。</u> イ. <u>各GMは、炉心変更、原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業及び屋外におけるクレーン作業を中止する。</u> ウ. <u>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GM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及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。</u></p> <p>（3）代替設備の確保 <u>各GM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</u></p>	飛来物の種類	鋼製材	角型鋼管（大）	寸法（m）	長さ×幅×奥行き 4.2×0.3×0.2	長さ×幅×高さ 4.0×0.1×0.1	質量（kg）	135	28	飛来物の種類	足場パイプ	鋼製足場板	寸法（m）	長さ×幅×奥行き 4.0×0.05×0.05	長さ×幅×高さ 4.0×0.25×0.04	質量（kg）	11	14	<p><b>【事象発生前の対応】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・自然現象対応要領</li> <li>・自然現象対応要領</li> <li>・施設管理基本マニュアル</li> </ul> <p><b>【事象発生後の対応】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・自然現象対応要領</li> </ul>
飛来物の種類	鋼製材	角型鋼管（大）																			
寸法（m）	長さ×幅×奥行き 4.2×0.3×0.2	長さ×幅×高さ 4.0×0.1×0.1																			
質量（kg）	135	28																			
飛来物の種類	足場パイプ	鋼製足場板																			
寸法（m）	長さ×幅×奥行き 4.0×0.05×0.05	長さ×幅×高さ 4.0×0.25×0.04																			
質量（kg）	11	14																			

・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>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GM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及び手順の整備を実施する。</p> <p>3．各GM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、技術計画GMに報告する。技術計画GM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かと判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>5．原子力設備管理部長は、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．原子力設備管理部長は、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>7．原子力設備管理部長は、地震観測及び影響確認に関する活動を実施する。</p>	<p>る。</p> <p>(4) 竜巻発生時の原子炉施設への影響確認  <u>各GM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、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。</u></p> <p>(5) 施設管理、点検  <u>各GMは、竜巻防護対策施設について、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、必要に応じ補修を行う。</u></p>	

・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>8．原子力設備管理部長は、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>		

・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>施設管理，点検</p> <p><b>事象発生前の対応</b></p> <p><b>事象発生時の対応</b></p> <p>外気取入ダンパの閉止，換気空調系の停止，再循環運転</p> <p>降下火砕物の除去（建屋等）</p> <p>改良型フィルタ取付</p> <p>高圧代替注水系ポンプによる炉心の冷却</p> <p>原子炉隔離時冷却系ポンプによる炉心の冷却</p> <p>緊急時対策所扉の開放</p> <p>通信連絡設備への給電</p> <p>代替設備の確保</p> <p>原子炉施設の損傷の有無を確認</p>	<p>第 17 条の 3 〔7号炉〕</p> <p>技術計画GMは，火山現象による影響が発生するおそれがある場合又は発生した場合（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<sup>1</sup>を行う体制の整備として，次の各号を含む計画を策定し，安全総括部長の承認を得る。また，計画は，添付 2 に示す「火災，内部溢水，火山影響等，その他自然災害及び有毒ガス対応に係る実施基準」に従い策定する。</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GM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及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</p>	<p>3．4 手順書の整備</p> <p>技術計画GMは，火山影響等及び降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マニュアルに定める。</p> <p>（1）<u>降下火砕物の侵入防止</u></p> <p><u>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，及び外気取入ダンパの閉止，換気空調系の停止又は再循環運転により建屋内への降下火砕物の侵入を防止する。</u></p> <p>（2）<u>降下火砕物及び積雪の除去作業</u></p> <p><u>各GMは，降下火砕物の堆積又は積雪が確認された場合は，降下火砕物及び積雪より防護すべき屋外の施設，並びに降下火砕物及び積雪より防護すべき施設を内包する建屋について，堆積により施設に悪影響を及ぼさないよう降下火砕物及び積雪を除去する。</u></p> <p><u>降下火砕物の堆積又は積雪が確認された場合は，降下火砕物及び積雪より防護すべき屋外の施設，並びに降下火砕物及び積雪より防護すべき施設を内包する建屋について，堆積により施設に悪影響を及ぼさないよう降下火砕物及び積雪を除去する。</u></p> <p>（3）<u>非常用ディーゼル発電機の機能を維持するための対策</u></p> <p><u>火山影響発生時において，非常用ディーゼル発電機の機能を維持するため，非常用ディーゼル発電機への改良型フィルタの取付を実施する。</u></p> <p><u>ア．非常用ディーゼル発電機への改良型フィルタ取付</u></p> <p><u>原子炉GMは，フィルタの取付が容易な改良型フィルタを取り付ける。</u></p> <p><u>（ア）手順着手の判断基準</u></p> <p><u>気象庁が発表する降灰予報（「速報」又は「詳細」）により柏崎刈羽原子力発電所を含む地域（柏崎市，刈羽村）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又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</u></p> <p>（4）<u>高圧代替注水系ポンプを用いた炉心の冷却するための対策</u></p> <p><u>火山影響等発生時において外部電源喪失及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代替注水系ポンプを使用し炉心の冷却を行う。</u></p> <p><u>ア．高圧代替注水系ポンプを用いた炉心冷却</u></p> <p><u>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，高圧代替注水系ポンプを用いた炉心冷却を行う。</u></p>	<p>【事象発生前の対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・自然現象対応要領</li> <li>・施設管理基本マニュアル</li> </ul> <p>【事象発生後の対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・自然現象対応要領</li> <li>・事故時運転操作手順書（事象ベース）</li> </ul> <p>，</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・自然現象対応要領</li> <li>・多様なハザード対応手順書</li> </ul> <p>，</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・自然現象対応要領</li> <li>・事故時運転操作手順書（事象ベース）</li> <li>・多様なハザード対応手順書</li> </ul> <p>，</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・自然現象対応要領</li> </ul>

・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>すること</p> <p>3. 各GM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GM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、技術計画GMに報告する。技術計画GM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、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があるとして判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>6. 原子力設備管理部長は、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>(ア) 手順着手の判断基準 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>イ. フィルタ装置水位調整準備(排水ポンプ水張り) 緊急時対策本部は、残留熱除去系の機能喪失による格納容器圧力の上昇に備え、格納容器ベント準備作業としてフィルタ装置水位調整準備(排水ポンプ水張り)を実施する。</p> <p>(ア) 手順着手の判断基準 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>(5) 原子炉隔離時冷却系ポンプを用いた炉心の著しい損傷を防止するための対策 火山影響等発生時において外部電源喪失及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ポンプを使用し炉心の冷却を行う。</p> <p>ア. 原子炉隔離時冷却系ポンプを用いた炉心冷却 当直長は、原子炉隔離時冷却系ポンプを用いた炉心冷却を行う。</p> <p>(ア) 手順着手の判断基準 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>イ. フィルタ装置水位調整準備(排水ポンプ水張り) 緊急時対策本部は、残留熱除去系の機能喪失による格納容器圧力の上昇に備え、格納容器ベント準備作業としてフィルタ装置水位調整準備(排水ポンプ水張り)を実施する。</p> <p>(ア) 手順着手の判断基準 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) 緊急時対策所の居住性確保に関する対策 火山影響等発生時において5号炉原子炉建屋内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 各GMは、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所扉を開放する。</p> <p>(ア) 手順着手の判断基準 気象庁が発表する降灰予報(「速報」又は「詳細」)により柏崎刈羽原子力発電所を含む地域(柏崎市、刈羽村)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又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) 通信連絡設備に関する対策 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の機能が喪失した場合には、7号炉タービン建屋内に配置した5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源</p>	

・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>設備から5号炉原子炉建屋内緊急時対策所内の通信連絡設備へ給電する。</p> <p><u>ア．5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の準備作業</u> 各GMは、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備を降下火砕物の影響を受けることのない7号炉タービン建屋内へ移動し準備作業を行う。</p> <p><u>(ア)手順着手の判断基準</u> 気象庁が発表する降灰予報(「速報」又は「詳細」)により柏崎刈羽原子力発電所を含む地域(柏崎市,刈羽村)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又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><u>イ．5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電作業</u> 各GMは、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備からの給電準備を行ったのち給電を開始する。</p> <p><u>(ア)手順着手の判断基準</u> 5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備による給電開始は、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からの受電不能となった場合</p> <p><u>火山影響等発生時の対策における主な作業</u></p> <table border="1" data-bbox="1267 1056 2318 1780"> <thead> <tr> <th>作業手順</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><u>(3)ア．</u></td> <td><u>非常用ディーゼル発電機へ改良型フィルタ取付<sup>1</sup></u></td> <td><u>緊急時対策要員</u></td> <td><u>4</u></td> <td><u>70分</u></td> </tr> <tr> <td><u>(4)ア．</u></td> <td><u>高压代替注水系ポンプを用いた炉心冷却</u></td> <td><u>運転員 (中央制御室)</u></td> <td><u>2</u></td> <td><u>15分</u></td> </tr> <tr> <td><u>(5)ア．</u></td> <td><u>原子炉隔離時冷却系ポンプを用いた炉心冷却</u></td> <td><u>運転員 (中央制御室)</u></td> <td><u>2</u></td> <td><u>速やかに</u></td> </tr> <tr> <td><u>(7)ア．イ</u></td> <td><u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の準備作業及び給電作業<sup>2</sup></u></td> <td><u>緊急時対策要員</u></td> <td><u>6</u></td> <td><u>85分</u></td> </tr> <tr> <td><u>(4)イ． (5)イ．</u></td> <td><u>フィルタ装置水位調整準備(排水ポンプ水張り)</u></td> <td><u>緊急時対策要員</u></td> <td><u>2</u></td> <td><u>60分</u></td> </tr> </tbody> </table> <p><u>1：1班2名で2班が並行で実施する。</u> <u>2：1班2名で3班が並行で実施する。</u></p>	作業手順	対応手段	要員	要員数	想定時間	<u>(3)ア．</u>	<u>非常用ディーゼル発電機へ改良型フィルタ取付<sup>1</sup></u>	<u>緊急時対策要員</u>	<u>4</u>	<u>70分</u>	<u>(4)ア．</u>	<u>高压代替注水系ポンプを用いた炉心冷却</u>	<u>運転員 (中央制御室)</u>	<u>2</u>	<u>15分</u>	<u>(5)ア．</u>	<u>原子炉隔離時冷却系ポンプを用いた炉心冷却</u>	<u>運転員 (中央制御室)</u>	<u>2</u>	<u>速やかに</u>	<u>(7)ア．イ</u>	<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の準備作業及び給電作業<sup>2</sup></u>	<u>緊急時対策要員</u>	<u>6</u>	<u>85分</u>	<u>(4)イ． (5)イ．</u>	<u>フィルタ装置水位調整準備(排水ポンプ水張り)</u>	<u>緊急時対策要員</u>	<u>2</u>	<u>60分</u>	
作業手順	対応手段	要員	要員数	想定時間																													
<u>(3)ア．</u>	<u>非常用ディーゼル発電機へ改良型フィルタ取付<sup>1</sup></u>	<u>緊急時対策要員</u>	<u>4</u>	<u>70分</u>																													
<u>(4)ア．</u>	<u>高压代替注水系ポンプを用いた炉心冷却</u>	<u>運転員 (中央制御室)</u>	<u>2</u>	<u>15分</u>																													
<u>(5)ア．</u>	<u>原子炉隔離時冷却系ポンプを用いた炉心冷却</u>	<u>運転員 (中央制御室)</u>	<u>2</u>	<u>速やかに</u>																													
<u>(7)ア．イ</u>	<u>5号炉原子炉建屋内緊急時対策所用可搬型電源設備の準備作業及び給電作業<sup>2</sup></u>	<u>緊急時対策要員</u>	<u>6</u>	<u>85分</u>																													
<u>(4)イ． (5)イ．</u>	<u>フィルタ装置水位調整準備(排水ポンプ水張り)</u>	<u>緊急時対策要員</u>	<u>2</u>	<u>60分</u>																													

. 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>( 8 ) <u>代替設備の確保</u> 各 G M は、<u>火山影響等発生時又は積雪により、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。</u></p> <p>( 9 ) <u>降灰時の原子炉施設への影響確認</u> 各 G M は、<u>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並びに降下火砕物より防護すべき施設を内包する建屋について、点検を行うとともに、その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。</u></p> <p>( 1 0 ) <u>施設管理、点検</u> 各 G M は、<u>降下火砕物防護対策施設について、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。</u></p>	

・有毒ガス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 style="text-align: center;"><b>事象発生前の対応</b></p> <p>発電所敷地内外の有毒化学物質の確認 可動源の輸送ルート管理 防護具の着用及び防護具のバックアップ体制整備の対策</p> <p style="text-align: center;"><b>事象発生時の対応</b></p> <p>無し</p>	<p>第 17 条の 5 〔7号炉〕</p> <p>技術計画GM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。）における有毒ガス発生時における原子炉施設の保全のための運転員及び緊急時対策要員（以下「運転・対処要員」という。）の防護のための活動<sup>1</sup>を行う体制の整備として、次の事項を含む計画を定め、安全総括部長の承認を得る。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、その他自然災害及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運転・対処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運転・対処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運転・対処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GMは、前項の計画に基づき、有毒ガス発生時における運転・対処要員の防護のための活動を実施する。</p> <p>3．各GM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、技術計画GMに報告する。技術計画GM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は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応</p>	<p>7.4 手順書の整備</p> <p>（1）技術計画GMは、有毒ガス発生時における運転・対処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マニュアルに定める。</p> <p>ア．有毒ガス防護の確認に関する手順</p> <p>（ア）各GM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。）及び発電所敷地内において輸送手段の輸送容器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、「可動源」という。）に対して、（イ）項及び（ウ）項の実施により、運転・対処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）化学管理GMは、発電所敷地内における新たな有毒化学物質の有無を確認し、技術計画GMは中央制御室等から半径10km近傍における新たな有毒化学物質の有無を確認する。化学管理GMは、発電所敷地内における新たな固定源又は可動源を評価対象として特定した場合、技術計画GMに連絡する。技術計画GM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。</p> <p>（ウ）各GMは可動源の輸送ルートについて、運転員及び緊急時対策所内で指示を行う要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が有毒ガス防護のための判断基準値を下回るよう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）各GMは、予期せぬ有毒ガスの発生に対して、防護具の着用及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>【事象発生前の対応】</p> <p>・自然現象対応要領</p> <p>【事象発生後の対応】</p> <p>無し</p>



. 有毒ガス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
	じて原子炉停止等の措置について協議する。  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。)		

・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 style="text-align: center;"><b>事象発生前の対応</b></p> <p>波及的影響防止の観点による設備の設置位置、構造及び影響防止措置等の管理</p> <p style="text-align: center;"><b>事象発生時の対応</b></p> <p>原子炉施設の損傷の有無を確認 代替設備の確保</p>	<p>第 17 条の 4 〔 1 号炉, 2 号炉, 3 号炉, 4 号炉, 5 号炉及び 6 号炉〕</p> <p>1. 各 G M は, 震度 5 弱以上の地震が観測<sup>1</sup>された場合は, 地震終了後原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに, その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>2. 当直長は, その他自然災害の影響により, 原子炉施設に重大な影響を及ぼす可能性がある<sup>2</sup>と判断した場合は, 当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は, 所長, 原子炉主任技術者及び関係 G M に連絡するとともに, 必要に応じて安全停止状態を維持するため措置について協議する。</p> <p>1: 観測された震度は発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等の震度をいう。</p> <p>〔 7 号炉〕</p> <p>技術計画 G M は, 原子炉施設内においてその他自然災害(「地震, 津波, 竜巻及び積雪等」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<sup>1</sup>を行う体制の整備として, 次の事項を含む計画を定め, 安全総括部長の承認を得る。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, その他自然災害及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</p>	<p>4. 4 手順書の整備</p> <p>( 1 ) 技術計画 G M 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マニュアルに定める。</p> <p>ア. 波及的影響防止に関する手順</p> <p>(ア) <u>各 G M は, 波及的影響を防止するよう現場を維持するため, 7 号炉の機器設置時の配慮事項等を定めて管理する。</u></p> <p>(イ) <u>各 G M は, 7 号炉の機器・配管等の設置及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)及び常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備, 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)又は常設重大事故緩和設備(設計基準拡張)並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<sup>1</sup>の波及的影響( 4 つの観点<sup>2</sup>及び溢水・火災の観点)を防止する。</u></p> <p>1: 耐震重要施設等以外の施設をいう。</p> <p>2: 4 つの観点とは, 以下をいう。</p> <p>a. 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響</p> <p>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</p> <p>c. 建屋内における下位クラス施設の損傷, 転倒及び落下等による耐震重要施設等への影響</p> <p>d. 建屋外における下位クラス施設の損傷, 転倒及び落下等による耐震重要施設等への影響</p> <p>イ. 設備の保管に関する手順</p> <p>(ア) <u>各 G M は, 7 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。</u></p> <p>(イ) <u>各 G M は, 7 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。</u></p> <p>ウ. <u>地震発生時の原子炉施設への影響確認に関する手順</u></p> <p><u>各 G M 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, 原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに, その結果を所長及び原子炉主任技術者に報告する。</u></p> <p>エ. <u>代替設備の確保</u></p> <p><u>各 G M 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。</u></p>	<p>【事象発生前の対応】</p> <p>・自然現象対応要領</p> <p>【事象発生後の対応】</p> <p>・自然現象対応要領</p>

・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>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GM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及び手順の整備を実施する。</p> <p>3．各GM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、技術計画GMに報告する。技術計画GM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かと判断した場合は、当該号炉を所管する運転管理部長に報告する。当該号炉を所管する運転管理部長は、所長、原子炉主任技術者及び関係GMに連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>5．原子力設備管理部長は、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．原子力設備管理部長は、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>7．原子力設備管理部長は、地震観測及び影響確認に関する活動を実施する。</p> <p>8．原子力設備管理部長は、定期的に発電所周</p>		

. 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>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>		