

女川原子力発電所保安規定審査資料	
資料番号	TS-41
提出年月日	2022年9月28日

女川原子力発電所2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)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2022年9月

東北電力株式会社

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，火山影響等及びその他自然災害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

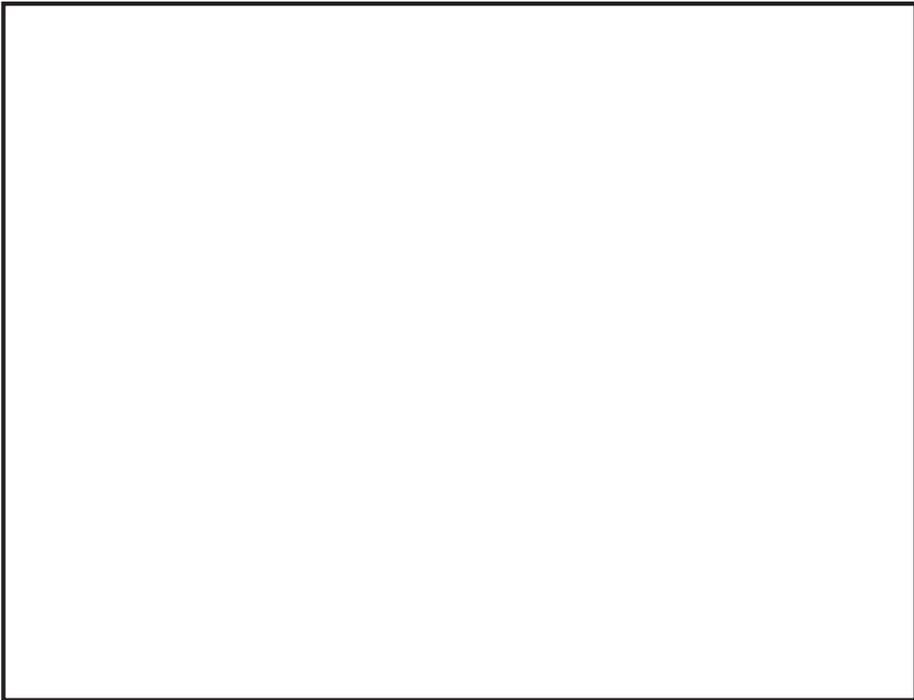
女川原子力発電所2号炉保安規定添付1-1「原子炉がスクラムした場合の運転操作手順」および添付1-3「重大事故等および大規模損壊対応に係る実施基準」に定める各基準が有効性評価における重要事故シーケンス等における対応手順を満足していることを確認する。

目 次

I. 原子炉がスクラムした場合の運転操作手順と手順書との関連.....	1-I-1
II. 重大事故及び大規模損壊対応に係る実施基準と手順書との関連.....	1-II-1
III. 重大事故シーケンスの対応手順に対する保安規定の記載内容の整理	
1. 「高圧・低圧注水機能喪失」の対応手順の概要.....	1-III. 1-1
2. 「高圧注水・減圧機能喪失」の対応手順の概要.....	1-III. 2-1
3. 「全交流動力電源喪失（長期T B）」の対応手順の概要	
「全交流動力電源喪失（T B U）」の対応手順の概要.....	1-III. 3-1
4. 「全交流動力電源喪失（T B D）」の対応手順の概要.....	1-III. 4-1
5. 「全交流動力電源喪失（T B P）」の対応手順の概要.....	1-III. 5-1
6. 「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-III. 6-1
7. 「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-III. 7-1
8. 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要.....	1-III. 8-1
9. 「L O C A時注水機能喪失」の対応手順の概要.....	1-III. 9-1
10. 「格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A）」の対応手順の概要	
	1-III. 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する場合）	
「水素燃焼」.....	1-III. 11-1
12. 「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できない場合）.....	1-III. 12-1
13. 「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-III. 13-1
14. 「想定事故1」の対応手順の概要.....	1-III. 14-1
15. 「想定事故2」の対応手順の概要.....	1-III. 15-1
16. 「崩壊熱除去機能喪失」の対応手順の概要.....	1-III. 16-1
17. 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要.....	1-III. 17-1
18. 「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要.....	1-III. 18-1

I. 原子炉がスクラムした場合の運転操作手順と手順書との関連

<p>1. 原子炉制御 (1) スクラム</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉を停止する。 十分な炉心冷却状態を維持する。 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む) 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム信号が発生した場合 手動スクラムした場合 各制御の脱出条件が成立した場合 	<p>③脱出条件</p>
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実にを行う。 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。 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には原子炉制御「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」の制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「電源・タービン」の各制御を並行して行う。 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。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 原子炉出力</p> <ul style="list-style-type: none"> 「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。 全制御棒挿入状態を確認する。 平均出力領域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まで挿入されていない場合、代替制御棒挿入機能を動作させる。 全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本を超える場合、「反応度制御」へ移行する。また、「反応度制御」に移行した場合には、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。 全制御棒が全挿入位置まで挿入された場合または全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本以下の場合、原子炉水位、原子炉圧力、スクラム排出容器ドレン弁、ベント弁の閉鎖および原子炉再循環ポンプ速度を確認する。 平均出力領域モニタおよび起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。 <p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を確認する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 タービン駆動給水ポンプを停止し[*]、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(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(主復水器を含む)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、非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認する。 給復水系、非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系により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、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には、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 	



- ① ・ 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- ② ・ 原子炉水位を連続的に監視する。
※：タービン駆動給水ポンプは、原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。

C. 原子炉圧力

- ③ ・ 原子炉スクラム後、原子炉圧力を確認する。
- ④ ・ 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、主復水器が使用可能であることを確認する。
- ⑤ ・ 原子炉圧力制御が正常でない場合または主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。
- ⑥ ・ 主蒸気逃がし安全弁が開固着した場合、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。
- ⑦ ・ 主蒸気隔離弁が閉の場合、主蒸気逃がし安全弁を開して、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、主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。
- ⑧ ・ 主蒸気隔離弁が閉の場合、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。
- ⑨ ・ 原子炉圧力がタービンバイパス弁または主蒸気逃がし安全弁により制御されていることを連続的に監視する。また主蒸気逃がし安全弁で制御している場合は、主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D. 電源・タービン

- ⑩ ・ 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることおよびタービン自動トリップを確認する。
- ⑪ ・ タービントリップ状態および発電機トリップ状態を確認する。
- ⑫ ・ 所内電源系が確保されていることを確認する。
- ⑬ ・ 直流電源が確保されない場合は、「電源回復（直流電源復旧）」へ移行する。
- ⑭ ・ 起動変圧器から受電されていない場合、「電源回復（交流電源復旧）」へ移行する。
- ⑮ ・ 非常用母線が正常であることを確認する。正常でない場合、「電源回復」へ移行する。
- ⑯ ・ 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、主復水器が使用可能であることを確認する。
- ⑰ ・ 原子炉圧力制御が正常でない場合または主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。
- ⑱ ・ タービンおよび発電機の停止状態を確認する。
- ⑲ ・ 空気抽出器およびグランドシールの切替により主復水器真空度を維持する。

E. モニタ確認

- ⑳ ・ 各種放射線モニタの指示を確認する。
- ㉑ ・ 各種放射線モニタの指示の異常が確認された場合、「復旧」操作へ移行せず原因の調査を実施する。

F. 復旧

- ㉒ ・ 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。
- ㉓ ・ 格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- ㉔ ・ 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。
- ㉕ ・ 外部電源により電源が確保されていることを確認する。
- ㉖ ・ 直流電源負荷抑制を実施していた場合、負荷抑制を復旧する。
- ㉗ ・ 格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- ㉘ ・ 原子炉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。
- ㉙ ・ 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。
- ㉚ ・ 原子炉再循環ポンプが停止している場合、原子炉水位を原子炉水位高タービントリップ設定値以上で維持する。
- ㉛ ・ 原子炉を冷温停止する。

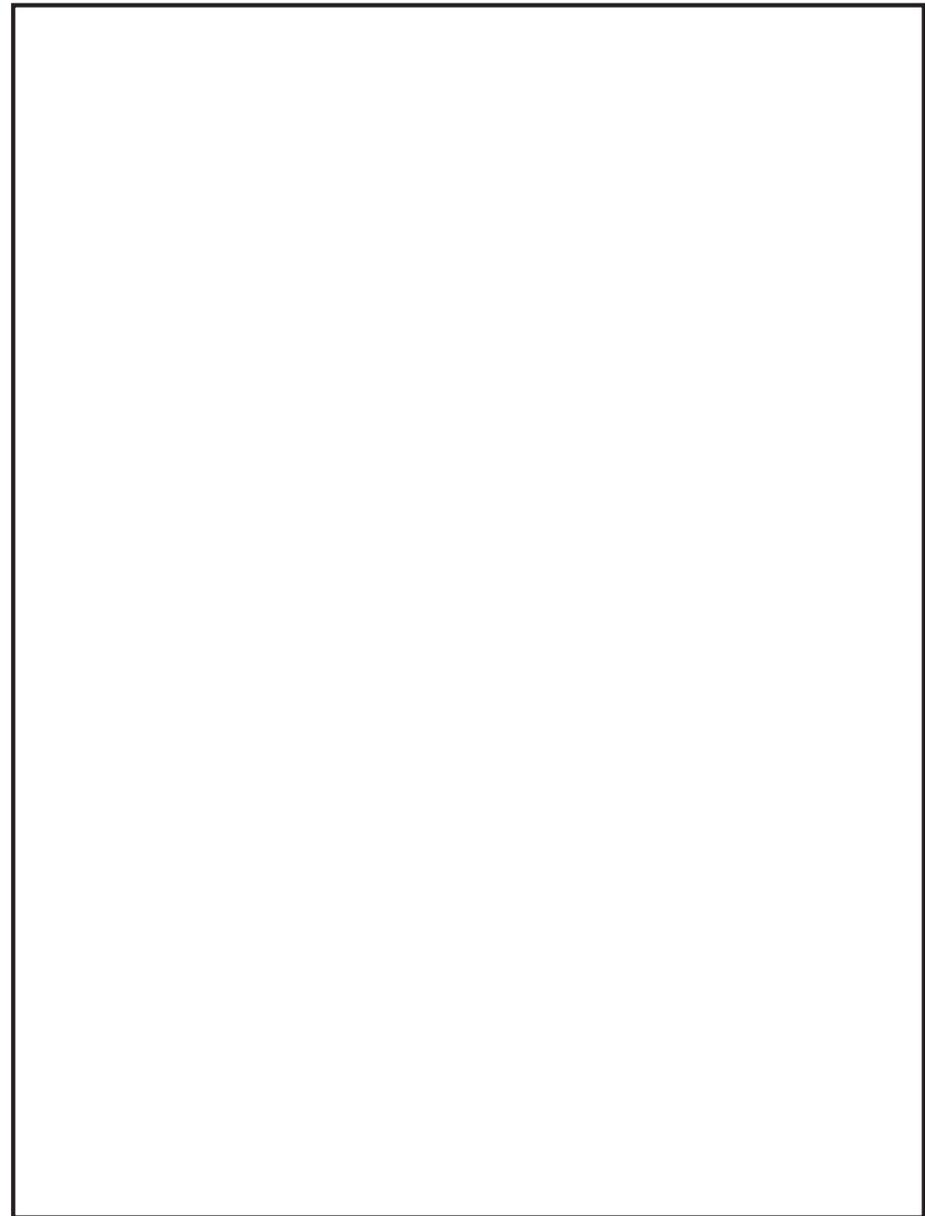
G. 一次格納容器制御への導入

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

H. 二次格納容器制御への導入

- ② ・ 二次格納容器制御への導入条件を監視する（原子炉がスクラムしない場合を含む）。

1. 原子炉制御 (2) 反応度制御	
①目的 ・スクラム不能異常過渡事象発生時に、原子炉を安全に停止させる。 なお、スクラム不能異常過渡事象とは、ATWSのことをいう。	
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」により1本を超える制御棒が全挿入されていない場合	③脱出条件 ・未挿入制御棒が1本以下まで全挿入された場合
④基本的な考え方 ・短期的には原子炉の健全性を維持し、長期的には非常用炉心冷却系の水源であるサブプレッション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。	
⑤主な監視操作内容	
A. 反応度制御	
①	・全制御棒が全挿入位置まで挿入されず、1本を超える制御棒が全挿入位置まで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および水位制御、制御棒操作、圧力制御を並行操作する。
②	・原子炉再循環ポンプを停止する。
③	・自動減圧系作動阻止スイッチにより自動減圧系の動作を阻止する。
B. ほう酸水注入系	
④	・ほう酸水注入系を起動する。
⑤	・原子炉冷却材浄化系が隔離したことを確認する。
⑥	・全量注入完了後、ほう酸水注入系を停止する。ただし、全制御棒が全挿入位置または未挿入制御棒が1本以下まで全挿入された場合は、ほう酸水注入系を停止する。
⑦	・未臨界を確認する。
C. 水位	
⑧	・原子炉水位が不明となった場合、「反応度制御」水位不明および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
⑨	・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、または原子炉が隔離状態の場合「水位低下」操作として、原子炉給水流量を原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以下になるまで低下させる（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。）。
⑩	・原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下制限値（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は、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下制限値以上に維持する。
⑪	・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で、かつ原子炉が隔離状態でない場合、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以上を目標として維持する。）。
⑫	・ほう酸水が全量注入完了し原子炉が未臨界となった場合は、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ベントリップ設定値の間を目標として維持する。
⑬	・原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下制限値以上に維持できない場合は、給復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を起動後、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、原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持する。



D. 制御棒

- ① ・スクラム弁が閉の場合、代替制御棒挿入機能の動作、選択制御棒手動挿入、スクラムパイロット弁電磁弁の電源切、スクラムテストスイッチによるシングルロッドスクラムまたは制御用空気の排気を行う。
- ② ・スクラム弁が開の場合、スクラムリセットし、スクラム排出容器水位高リセットを確認し、手動スクラム、代替制御棒挿入機能の動作またはスクラムテストスイッチによるシングルロッドスクラムを行う。
- ③ ・制御棒駆動水圧系の水圧を確保し、制御棒を手動挿入する。
- ④ ・制御棒駆動水圧系の引抜配管ベント弁から排水し制御棒を挿入する。

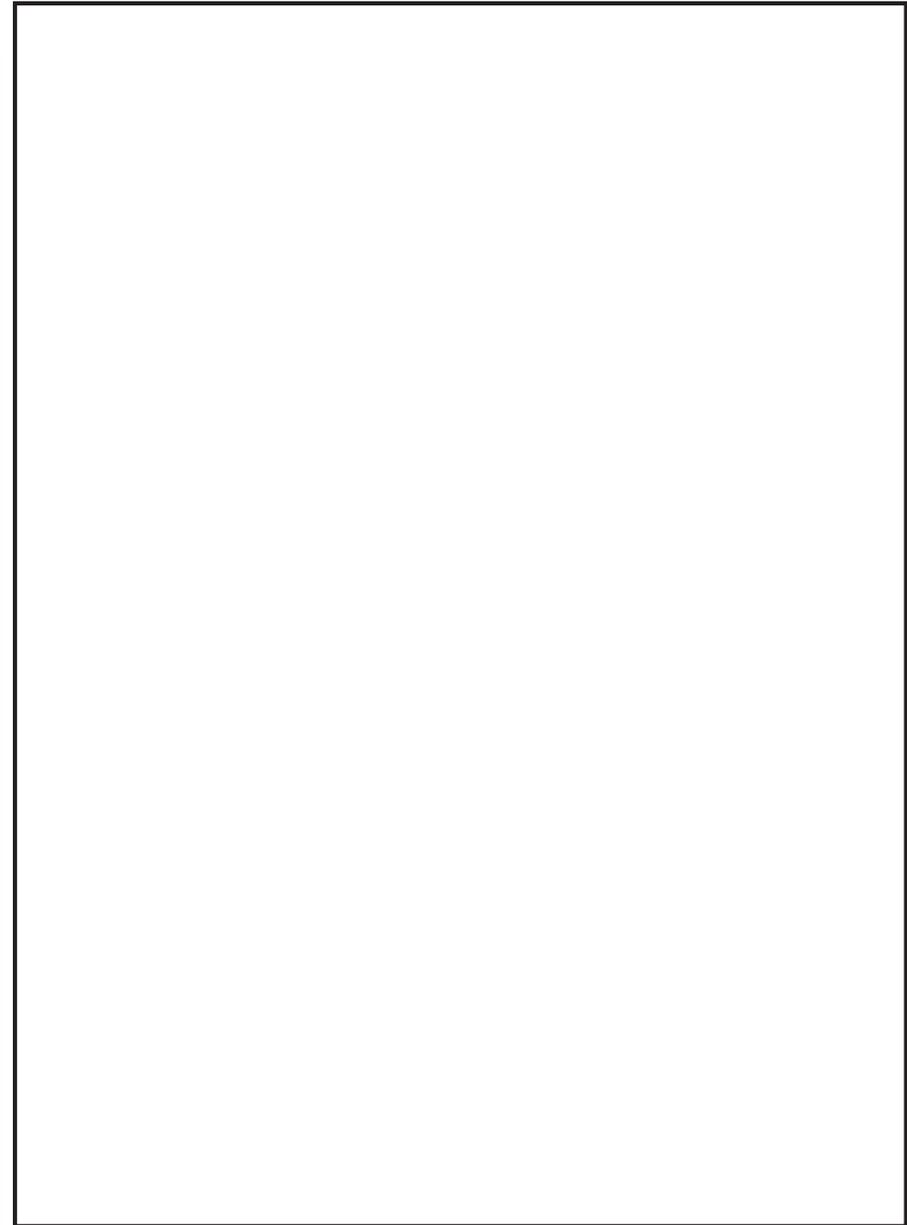
E. 圧力

- ⑤ ・反応度制御中は、主蒸気逃がし安全弁またはタービンバイパス弁により原子炉圧力を一定に制御する。
- ⑥ ・ほう酸水全量注入完了後、原子炉未臨界を確認し、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。

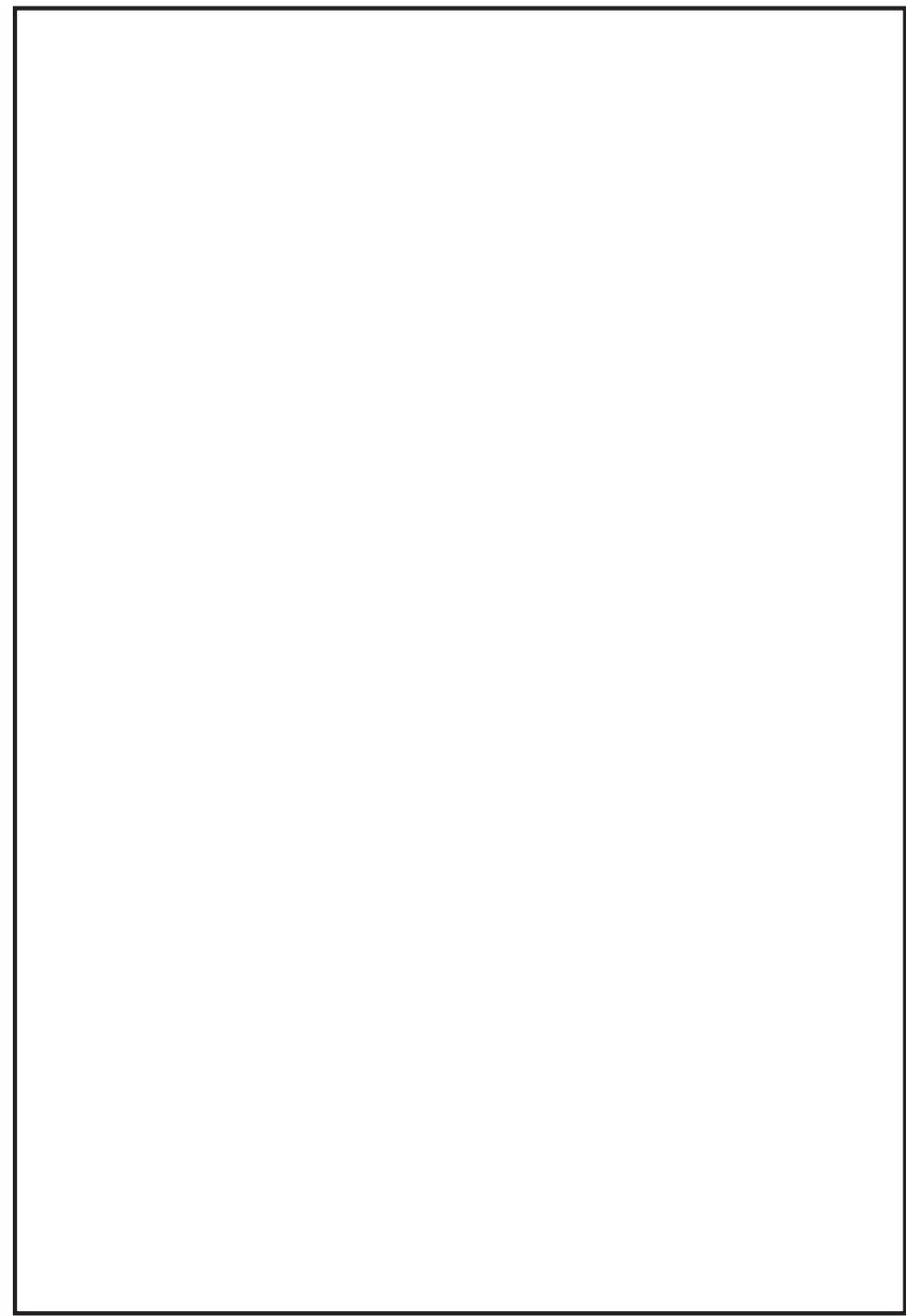
F. 「反応度制御」水位不明

- ⑦ ・「反応度制御」水位不明を実行中に未挿入制御棒が1本以下まで挿入された場合には、不測事態「水位不明」に移行する。
- ⑧ ・給復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を追加起動する。
- ⑨ ・主蒸気隔離弁、格納容器隔離弁および主蒸気ドレン弁ならびに原子炉隔離時冷却系および原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
- ⑩ ・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、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。
- ⑪ ・原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上を維持できない場合、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を順次開にして、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。

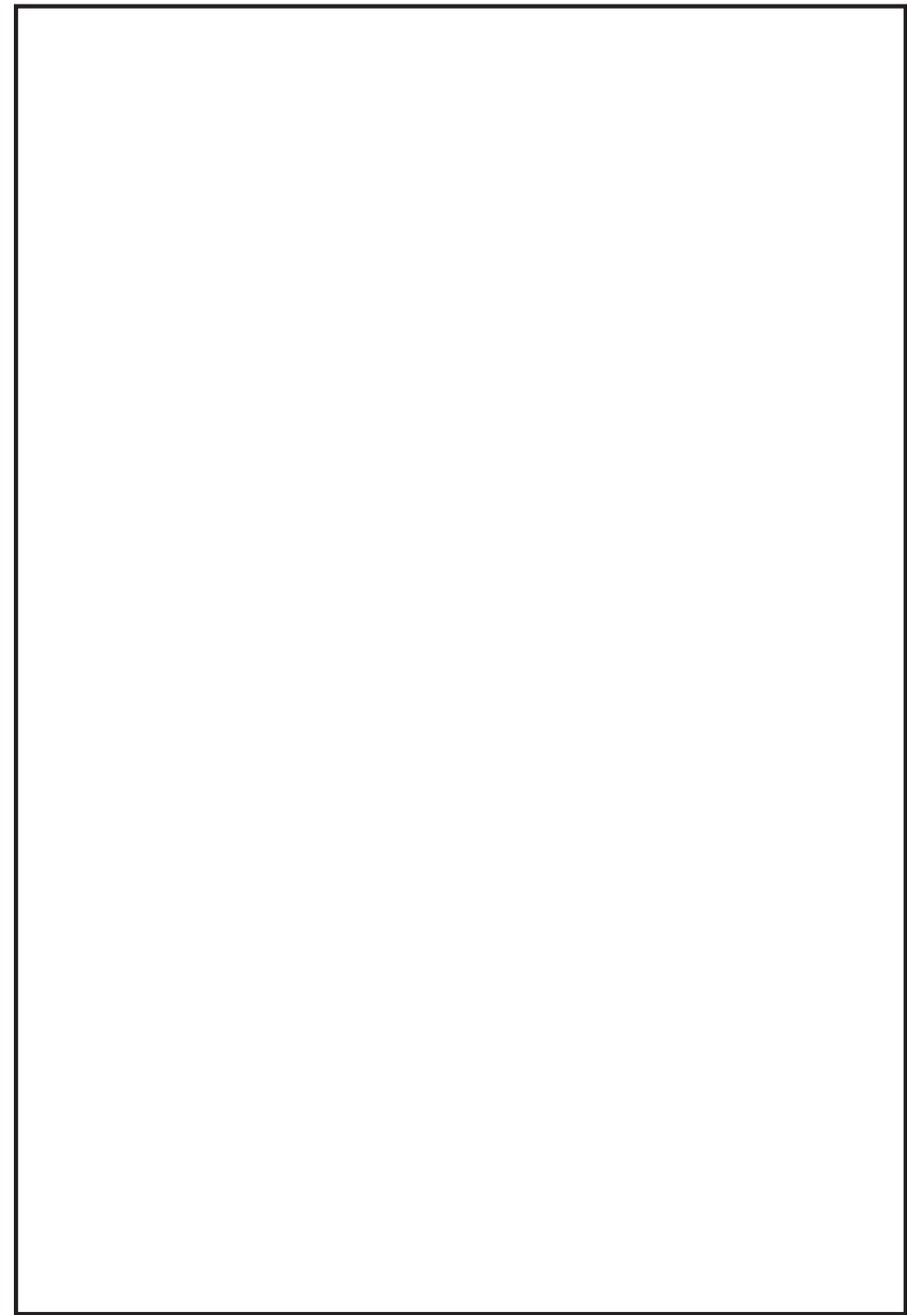
1. 原子炉制御 (3) 水位確保	
①目的 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。	
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合 ・不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合または有効燃料頂部以上で安定している場合 ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し水位が判明している場合 ・不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合	③脱出条件 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合
④基本的な考え方 ・原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。	
⑤主な監視操作内容 A. 水位	
①	・作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。
②	・給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系または高圧代替注水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。
③	・原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できず原子炉水位が降下中の場合であって、給復水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系により原子炉水位の維持ができない場合は、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を起動し、不測事態「急速減圧」に移行する。低圧代替注水系が起動できない場合は、不測事態「水位回復」に移行する。
④	・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
⑤	・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。



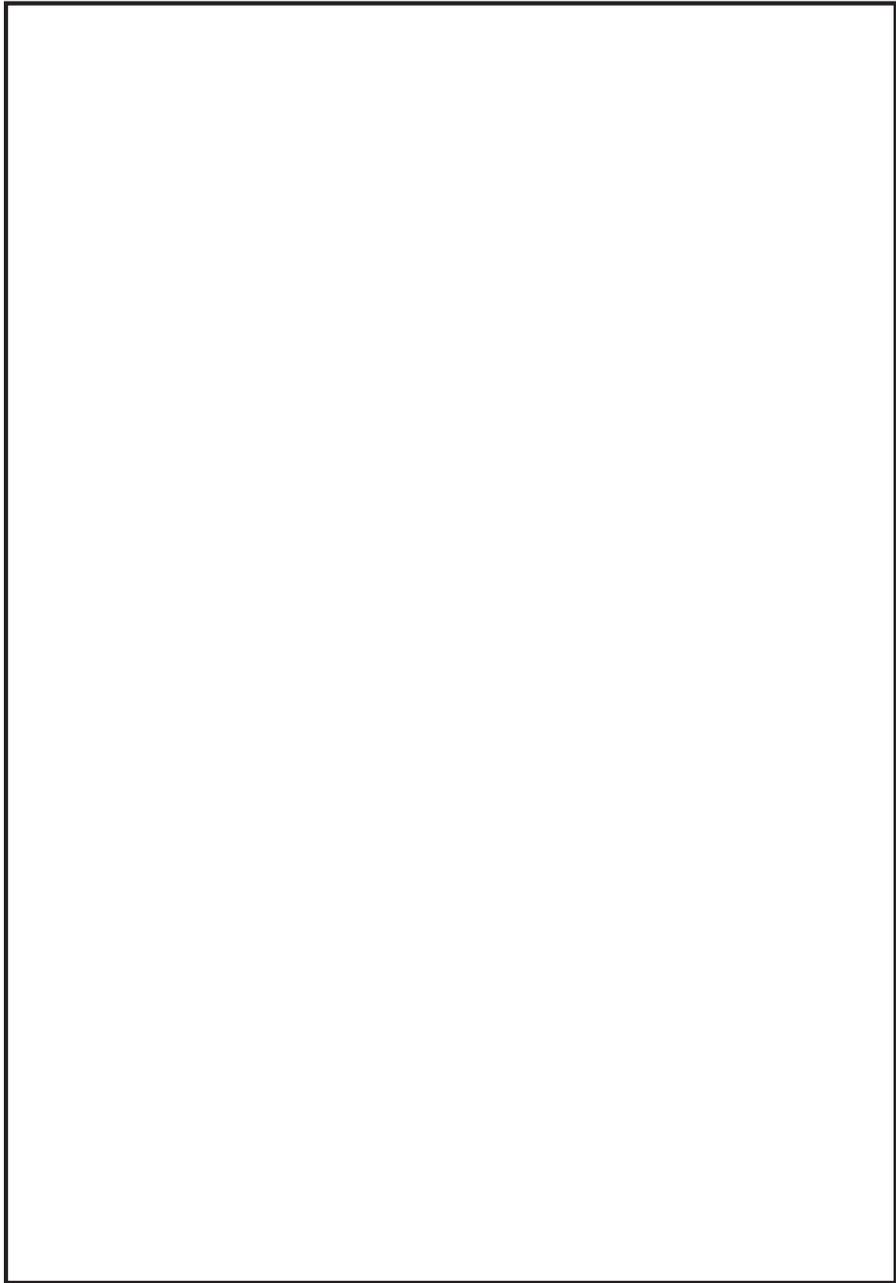
1. 原子炉制御 (4) 減圧冷却	
①目的 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持しつつ、原子炉を減圧し、冷温停止状態へ移行させる。	
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において、主蒸気隔離弁が閉状態かつ主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力の調整ができない場合またはタービンバイパス弁もしくは主蒸気逃がし安全弁を使用して原子炉圧力の調整および監視ができる場合 ・原子炉制御「水位確保」において、有効燃料頂部から原子炉水位低スクラム設定値の間に維持可能な場合 ・一次格納容器制御「サブプレッションプール水温制御」において、手動スクラム後、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合	③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）が起動した場合
④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およ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。	
⑤主な監視操作内容	
A. 水位	
①	給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系また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ベントリップ設定値の間で維持する。
②	原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
③	原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
B. 減圧	
④	注水系が原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系のみ場合、原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系定格流量維持最低圧力以上に維持する。
⑤	主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。
⑥	主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でサブプレッションプール冷却が実施されている場合、主蒸気逃がし安全弁等による減圧を行う。
⑦	主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。
⑧	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。



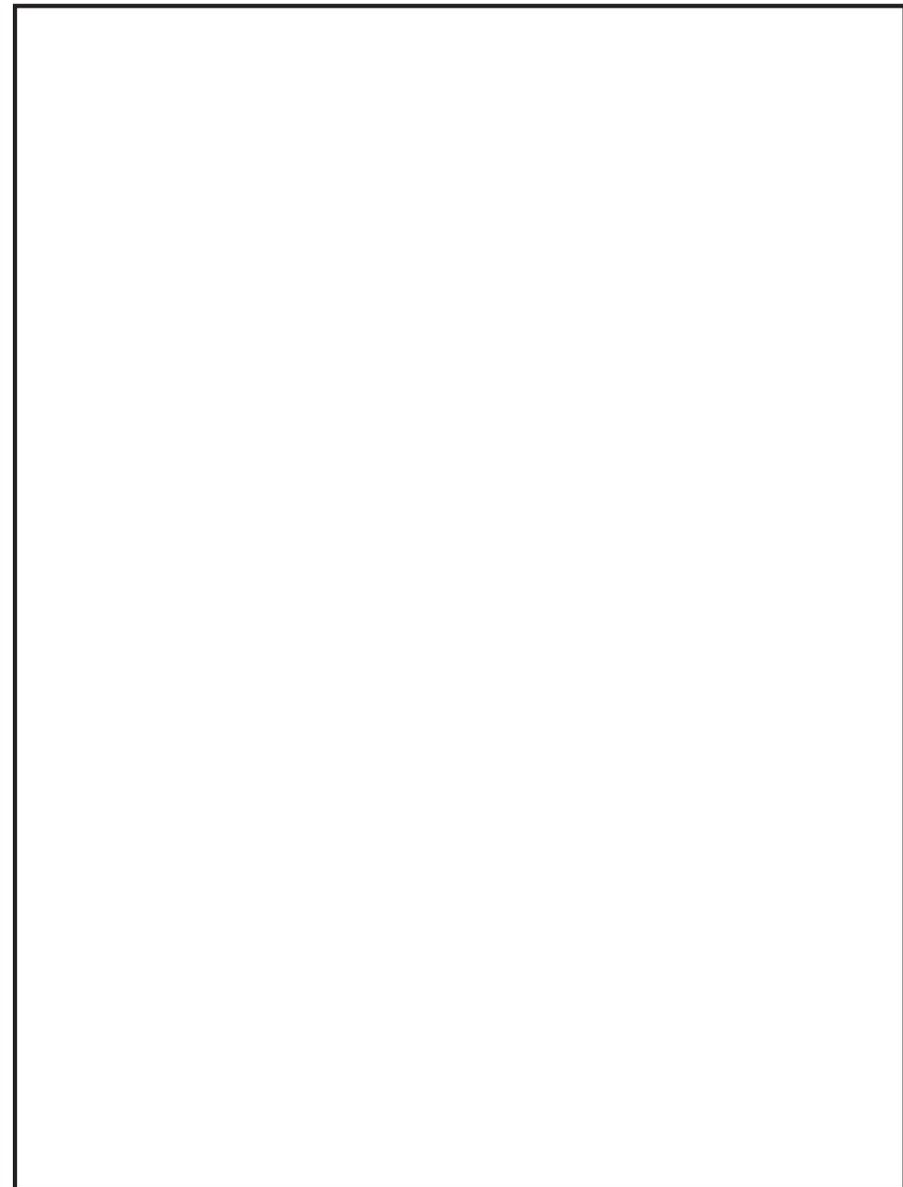
2. 一次格納容器制御 (1) 格納容器圧力制御	
①目的 ・格納容器圧力を監視し、制御する。	
②導入条件 ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合	③脱出条件 ・ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガスまたは空気の漏えいであり、ドライウエル温度が66℃以下で、かつドライウエルベントを実施した場合 ・24時間以内にドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合
④基本的な考え方 ・サブプレッションプール圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、格納容器設計圧力に達する前に原子炉を急速減圧する。 ・サブプレッションプール圧力を格納容器設計圧力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ーイおよびサブプレッションプールのスプレー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ーイおよびサブプレッションプールのスプレーイを起動する。 ・原子炉制御「反応度制御」の実施中は、原子炉制御「反応度制御」を優先する。	
⑤主な監視操作内容	
A. 格納容器圧力制御	
①	・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。
②	・ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガスまたは空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。
③	・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、原子炉水位を有効炉心長の3分の2に相当する水位以上に維持可能であることを確認した後、ドライウエルスプレーイおよびサブプレッションプールのスプレーイを実施する。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。
④	・原子炉水位が不明となった場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を行う。
⑤	・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以上の場合は、サブプレッションプールのスプレーイを起動する。
⑥	・サブプレッションプール圧力がドライウエルスプレーイ起動圧力以上かつ設計基準事故時最高圧力未満の状態が24時間継続した場合またはサブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以上の場合は、原子炉再循環ポンプおよびドライウエル空調機を停止し、ドライウエルスプレーイおよびサブプレッションプールのスプレーイを起動する。
⑦	・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。
⑧	・サブプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以上の場合、ドライウエル代替スプレーイを間欠で実施する。なお、サブプレッションプール水位が外部水源注水量限界に到達した場合、ドライウエル代替スプレーイを停止する。
B. 原子炉満水	
⑨	・サブプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以上の場合であって、ドライウエルスプレーイまたはサブプレッションプールのスプレーイおよびドライウエル代替スプレーイを起動できない場合、非常用炉心冷却系を起動後、「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁を開し、主蒸気隔離弁、主蒸気ドレン弁、原子炉隔離時冷却系および原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
⑩	・原子炉水位をできるだけ高く維持する。
C. 格納容器ベント	
⑪	・サブプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力に到達した場合は、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。
⑫	・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する。サブプレッションプール側が使用できない場合は、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できない場合は、サブプレッションプール側耐圧ベントラインを優先する。サブプレッションプール側が使用できない場合は、ドライウエル側耐圧ベントラインを使用する。



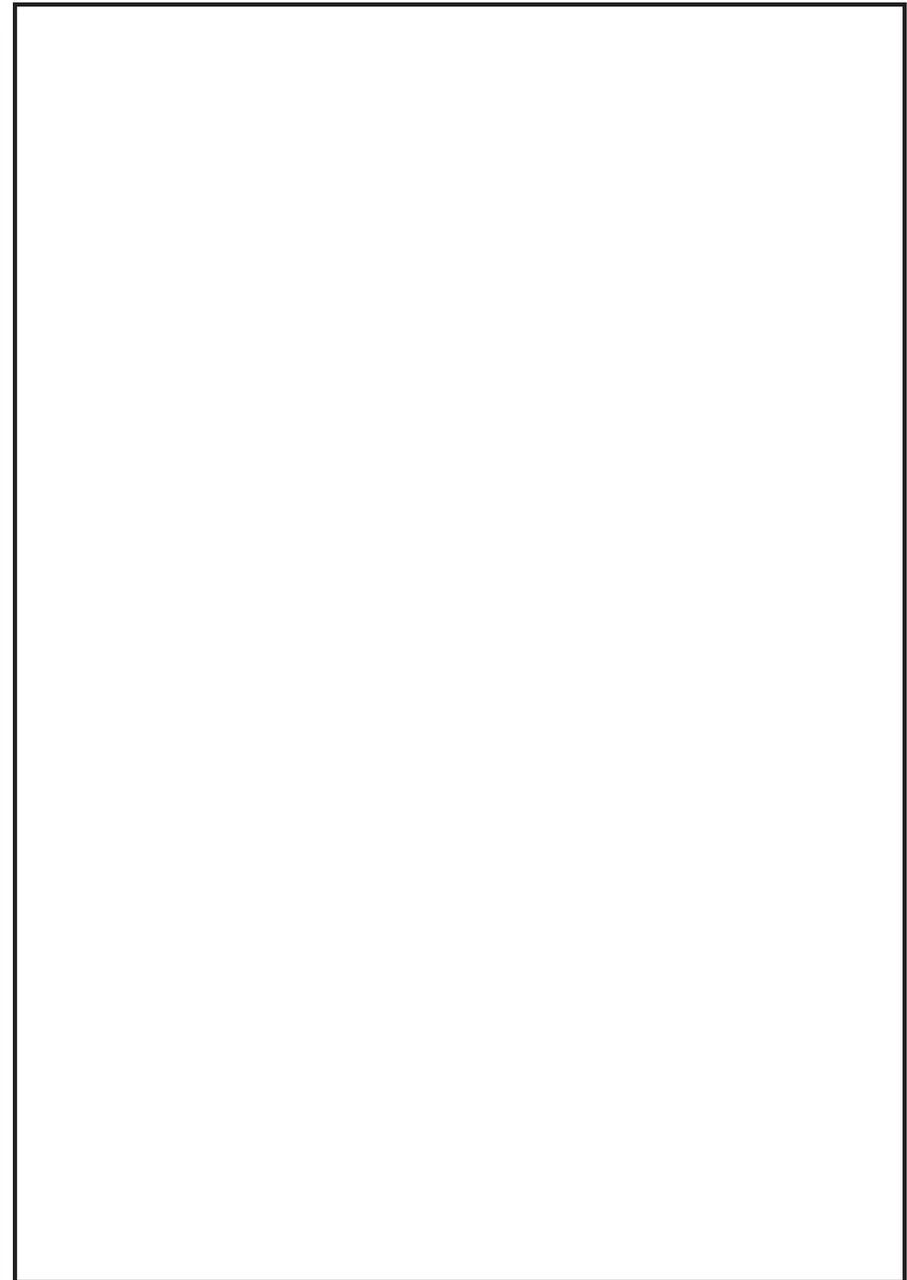
2. 一次格納容器制御 (2) ドライウエル温度制御	
①目的 ・ ドライウエルの空間温度を監視し、制御する。	
②導入条件 ・ ドライウエル冷却系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合 ・ ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上の場合	③脱出条件 ・ ドライウエル冷却系戻り温度が通常運転時制限温度未満維持可能で、かつドライウエル局所温度が温度高警報設定点未満となった場合
④基本的な考え方 ・ ドライウエル空間温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度に到達した場合、原子炉手動スクラムする。 ・ ドライウエル空間温度がドライウエル設計温度に到達したら、ドライウエルスプレイを起動する。 ・ ドライウエル設計温度以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・ 原子炉制御「反応度制御」を実施中は、原子炉制御「反応度制御」を優先する。	
⑤主な監視操作内容	
①	・ ドライウエル冷却系戻り温度が通常運転時制限温度以上またはドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上の場合 は、予備のドライウエル空調機を運転する。
②	・ ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上かつ主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度未満の場合、通常停止を行 う。
③	・ ドライウエル局所温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度以上かつドライウエル設計温度未満の場合、手動スク ラムする。
④	・ ドライウエル局所温度がドライウエル設計温度に到達したらドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力に達した 場合、原子炉再循環ポンプおよびドライウエル空調機を停止し、ドライウエルスプレイを起動する。
⑤	・ ドライウエルスプレイが起動失敗し、ドライウエル設計温度に到達した場合、ドライウエル代替スプレイを間欠で実施 する。なお、サブプレッションプール水位が外部水源注水量限界に到達した場合、ドライウエル代替スプレイを停止す る。
⑥	・ ドライウエル局所温度がドライウエル設計温度以下に維持できないようであれば、不測事態「急速減圧」に移行する。
⑦	・ ドライウエル局所温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器 制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。



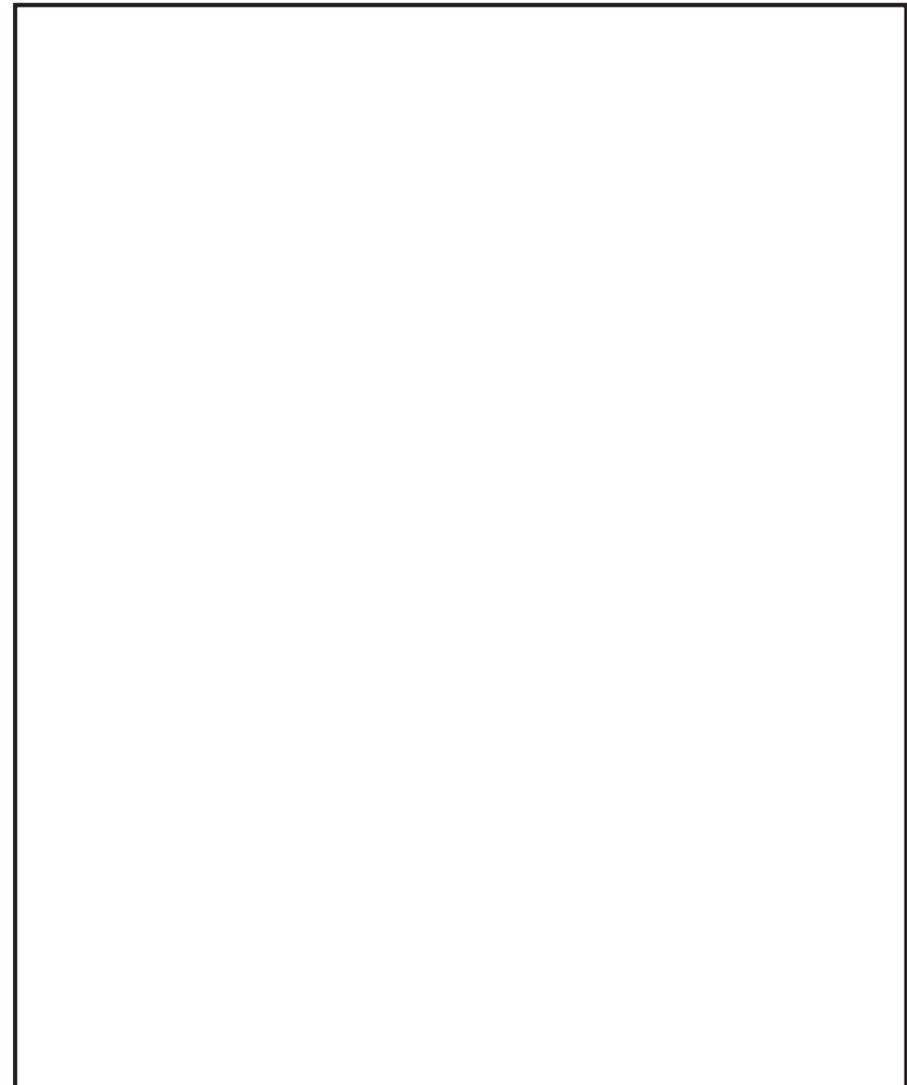
2. 一次格納容器制御 (3) サプレッションプール温度制御	
①目的 ・ サプレッションプールの水温および空間部温度を監視し、制御する。	
②0 導入条件 ・ 原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が閉固着の場合 ・ サプレッションプール水の平均温度が通常運転時制限温度を超えた場合 ・ サプレッションプール空間部の局所温度が温度高警報設定点以上の場合	③脱出条件 ・ サプレッションプール水の平均温度が通常運転時制限温度未満となった場合 ・ サプレッションプール空間部の局所温度が温度高警報設定点未満となった場合
④基本的な考え方 ・ サプレッションプール水温およびサプレッションプー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。	
⑤主な監視操作内容	
A. サプレッションプール水温制御	
①	・ 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する。
②	・ サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら、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。
③	・ サプレッションプール水温が80℃に到達した場合、高圧炉心スプレイ系の水源切替えを行う。
B. サプレッションプール空間部温度制御	
④	・ サプレッションプール空間部温度が温度高警報設定点まで上昇したら、サプレッションプール冷却を実施するとともに、サプレッションプール空間部温度上昇の原因（原子炉隔離時冷却系の運転、主蒸気逃がし安全弁排気管の異常、サプレッションプール・ドライウエル間真空破壊弁の異常等）を復旧する。
⑤	・ サプレッションプール空間部温度が温度高警報設定点まで上昇したら、サプレッションプールスプレイを作動させる。
⑥	・ 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が温度高警報設定値未満に維持できない場合は、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。



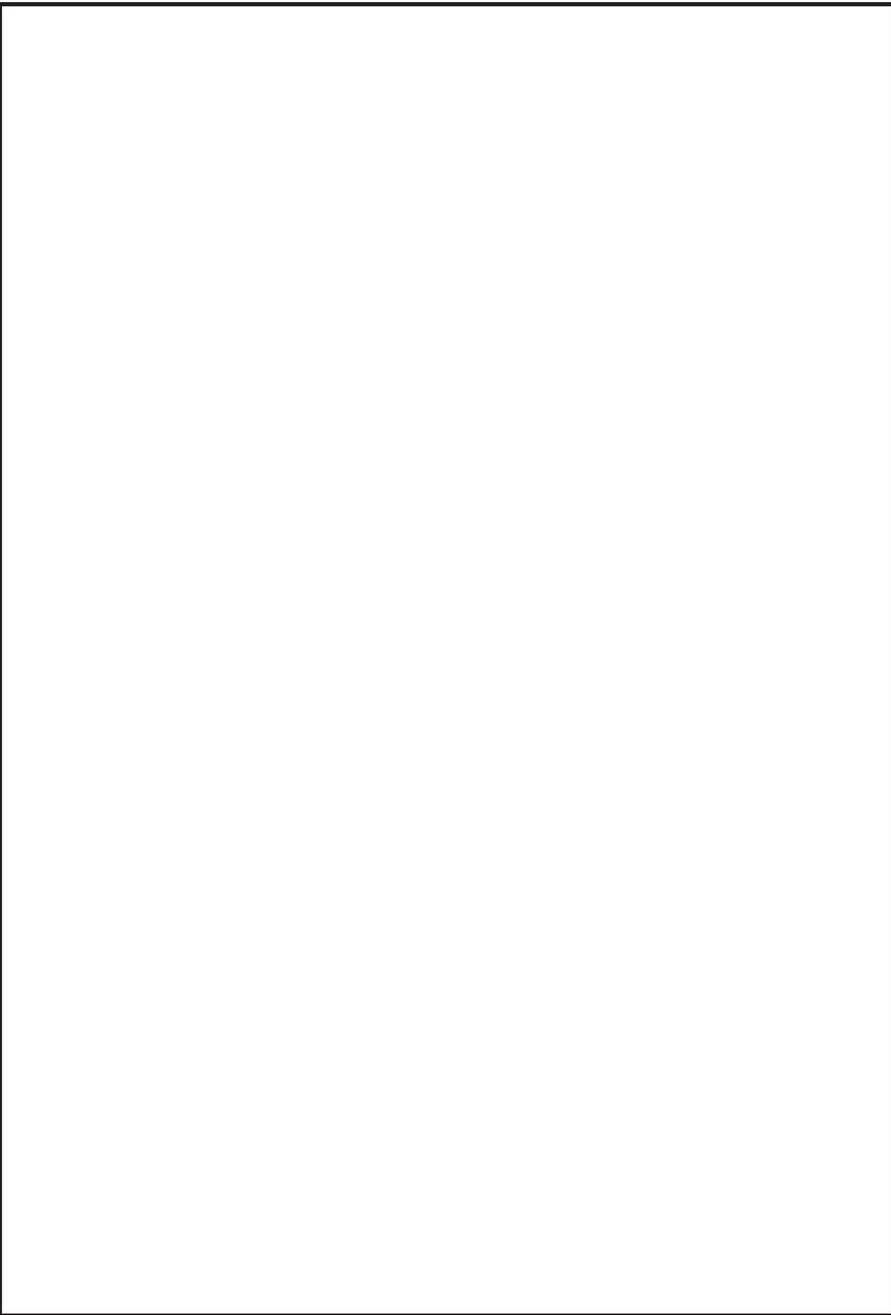
2. 一次格納容器制御 (4) サプレッションプール水位制御	
①目的 ・ サプレッションプール水位を監視し、制御する。	
②導入条件 ・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位制限値以上の場合 ・ サプレッションプール水位が通常運転時低水位制限値以下の場合	③脱出条件 ・ サプレッションプール水位が通常運転時制限値以内に復旧した場合
④基本的な考え方 ・ サプレッションプール高水位は、冷却材喪失事故時の空間部体積を確保する観点からサプレッションプール水位上昇を抑制する措置を行っても通常運転時高水位限界値以上が継続する場合は、手動スクラムし、減圧を開始する。さらに、それ以上の水位では主蒸気逃がし安全弁の動荷重制限および真空破壊弁機能喪失防止の観点から、通常運転時高水位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」に移行する。最終的には、格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。 ・ サプレッションプール低水位は、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、急速減圧へ移行するサプレッションプール水位以下になった場合には、不測事態「急速減圧」へ移行する。	
⑤主な監視操作内容	
A. サプレッションプール水位制御（高水位）	
①	・ サプレッションプール水位が24時間以内に通常運転時高水位制限値以下に復旧しない場合は、原子炉を通常停止する。
②	・ 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限界値に到達した場合には、手動スクラムする。
③	・ サ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-0.2mに到達した場合は、原子炉再循環ポンプおよびドライウェルス調整機を停止し、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。
④	・ 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. サプレッションプール水位制御（低水位）	
⑤	・ サプレッションプール水位が24時間以内に通常運転時低水位制限値以上に復旧しない場合は、原子炉を通常停止する。
⑥	・ 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限界値に到達した場合は、手動スクラムする。
⑦	・ サプレッションプール水位が、急速減圧へ移行するサプレッションプール水位以下になった場合には、不測事態「急速減圧」へ移行する。



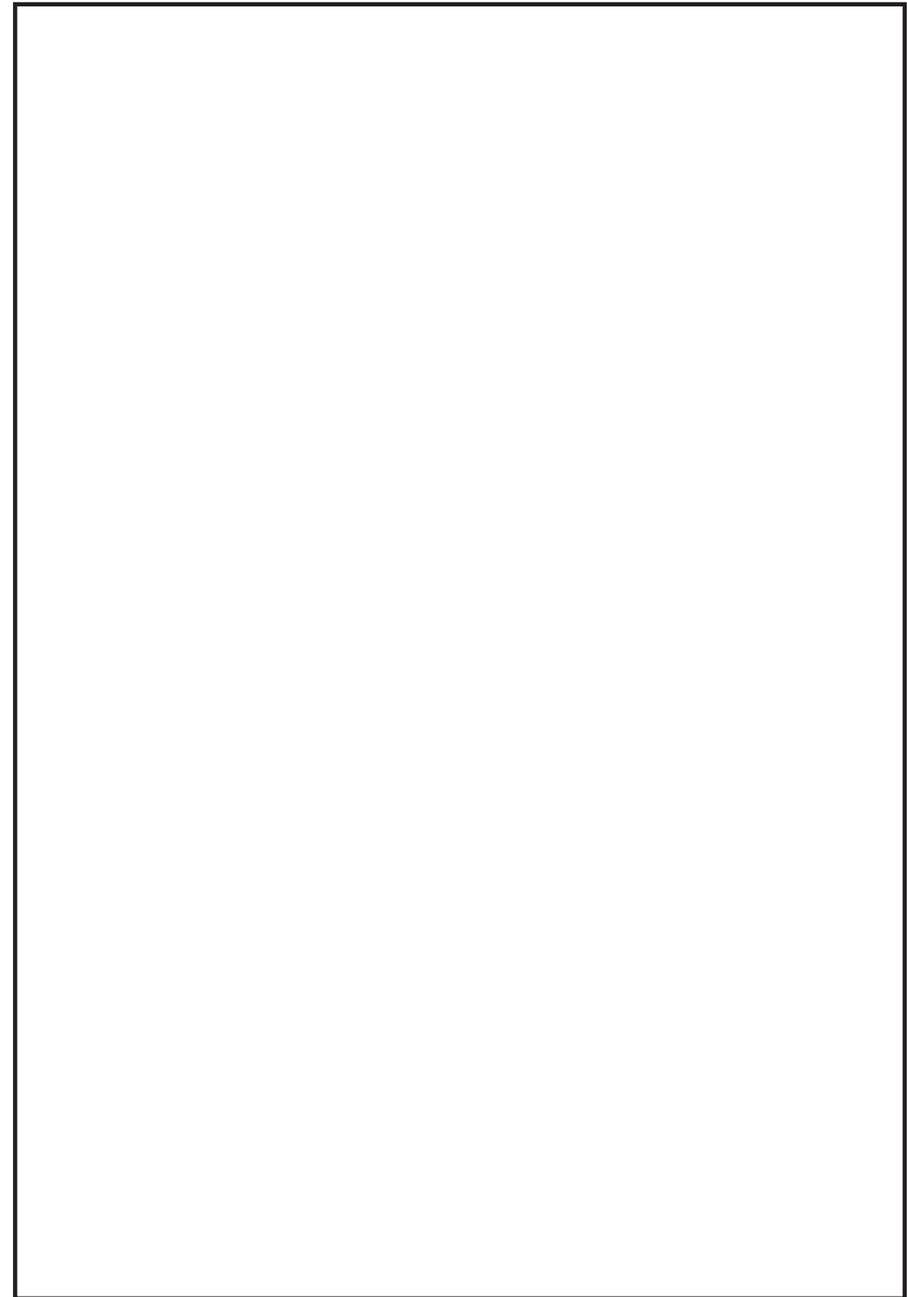
<p>2. 一次格納容器制御 (5) 格納容器水素濃度制御</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器内の水素および酸素濃度を監視し、制御する。 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」から導入され、主蒸気隔離弁全閉後、12時間以内に冷温停止できない場合 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」においてドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合 原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合 原子炉水位が不明の場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 可燃性ガス濃度制御系を作動し、格納容器内の水素濃度が低下した場合 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、格納容器雰囲気モニタの応答時間および計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 冷却材喪失事故または炉心露出が生じた場合には、格納容器雰囲気モニタまたは格納容器水素濃度計により格納容器内の水素濃度を監視する。 原子炉水位不明または原子炉隔離かつ高温停止状態が長時間継続する場合には、格納容器雰囲気モニタまたは格納容器水素濃度計により水素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また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、ドライウェル内酸素およ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。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>①</p> <ul style="list-style-type: none"> 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、格納容器雰囲気モニタまたは格納容器水素濃度計により格納容器内の水素濃度を監視する。 <p>②</p> <ul style="list-style-type: none"> 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または原子炉水位が不明になった場合は、格納容器雰囲気モニタまたは格納容器水素濃度計により格納容器内の水素濃度を監視する。 <p>③</p> <ul style="list-style-type: none"> 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は、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。 <p>④</p> <ul style="list-style-type: none"> 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または原子炉水位が不明になった場合であって、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、格納容器雰囲気モニタの応答時間および計測誤差の余裕を見込んだ濃度以上の場合は、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。 <p>⑤</p> <ul style="list-style-type: none"> 可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては、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またはサブプレッションプールのプレイを運転する。 <p>⑥</p> <ul style="list-style-type: none"> 可燃性ガス濃度制御系の運転は、格納容器内の水素および酸素濃度に応じて再循環流量および吸込流量を調整する。 	



3. 二次格納容器制御 (1) 原子炉建屋制御	
①目的 ・原子炉圧力容器からの原子炉建屋への漏えいを監視し、制御する。	
② 導入条件 一次系の漏えいを示す個別警報が発生した場合 ・原子炉建屋放射線量が警報設定値以上複数発生 ・原子炉建屋内への漏えいを示す警報が複数発生	③ 脱出条件 ・漏えい箇所の隔離が成功し、導入条件より復帰した場合
④ 基本的な考え方 ・一次格納容器外で原子炉冷却材圧力バウンダリの破断が発生した場合、中央制御室から速やかに漏えい箇所の特定を行い、隔離を行う。 ・速やかな隔離が不可能な場合は、漏えい量の低減を図るために原子炉を手動スクラムし、急速減圧を実施する。原子炉減圧完了後は原子炉を低圧で維持する。 ・原子炉水位は破断箇所を露出させた水位を維持し、原子炉建屋への漏えいを抑制する。 ・原子炉建屋環境を改善し漏えい箇所の隔離を行う。 ・環境緩和（放射線、建屋温度、建屋水位）は導入条件にかかわらず並行して実施する。	
⑤主な監視操作内容	
A. 原子炉圧力	
①	・中央制御室から速やかに隔離操作を実施し、隔離が不可の場合は原子炉を手動スクラムする。
②	・中央制御室からの漏えい箇所隔離が出来ない場合は、給復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）のうち2系統を起動後、不測事態「急速減圧」に移行する。
③	・急速減圧後、原子炉圧力を低圧に維持する。
④	・中央制御室からの漏えい箇所隔離ができず、原子炉隔離冷却系または高圧代替注水系のみが運転中の場合は、主蒸気逃がし安全弁または、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	
⑤	・破断箇所に応じて原子炉水位を維持する。
⑥	・原子炉水位を低下させる場合は、原子炉注水に不要な系統を抑制する。
C. 環境緩和	
⑦	・中央制御室の環境を維持するため、非常用ガス処理系を起動し、中央制御室換気空調系を事故時運転モードに切り替える。
⑧	・原子炉建屋環境を改善するため、原子炉建屋換気空調系および使用可能な原子炉建屋全室の空調機を起動する。
⑨	・原子炉建屋内の溢水を処理するため、原子炉建屋内のサンプポンプの起動を確認する。
⑩	・漏えい箇所の隔離が成功し、導入条件より復帰した場合は、原子炉制御「スクラム」に脱出する。

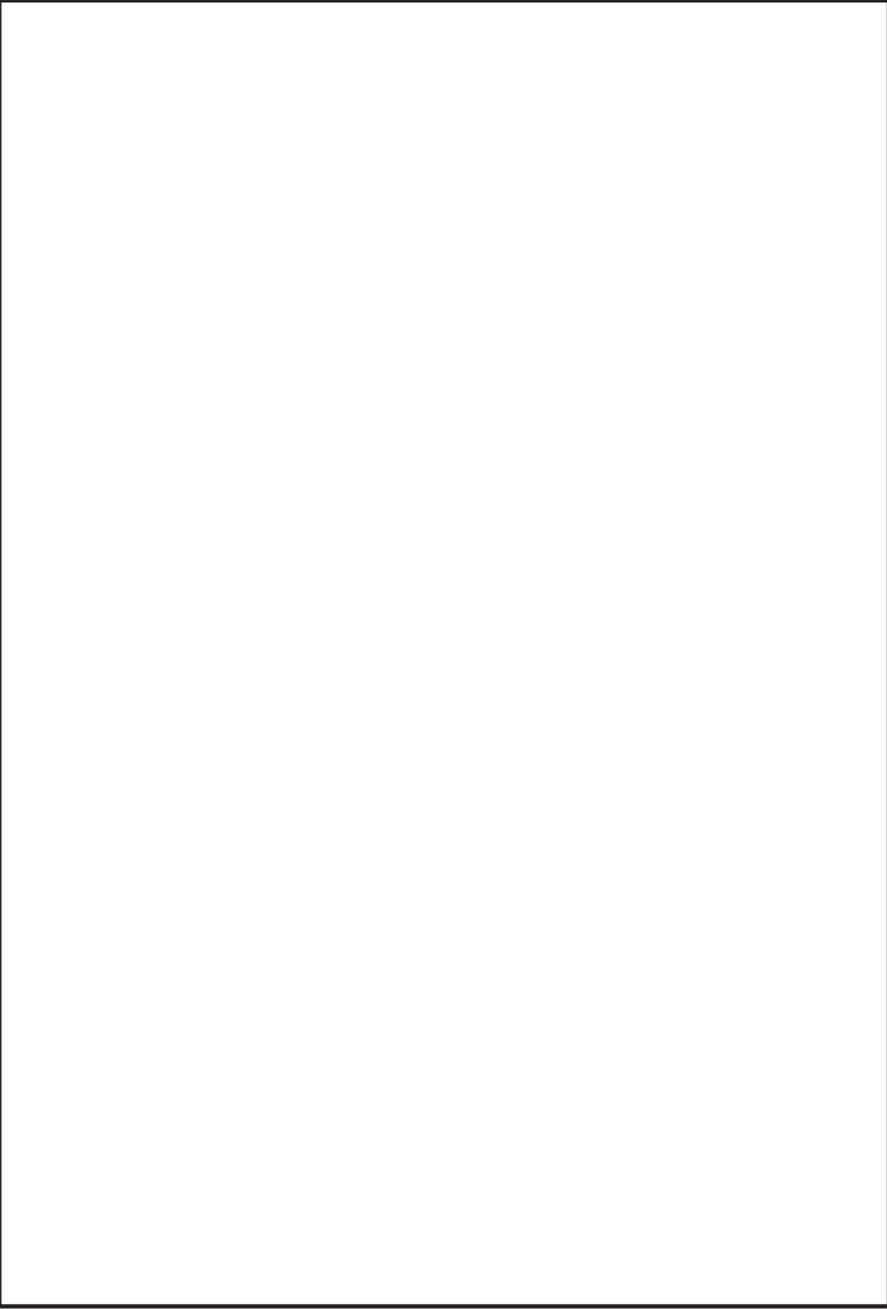


<p>3. 二次格納容器制御 (2) SFP水位・温度制御</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料プールの水位および水温を監視し、制御する。 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料プール水位低警報が発生した場合 使用済燃料プールの水温が通常運転時制限温度以上の場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料プール水位がオーバーフローレベル付近に維持可能かつ使用済燃料プールの水温が通常運転時制限温度未満の場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料プールの水位、温度の監視と系統を随時把握する。 全交流電源喪失時には、燃料プール冷却浄化系の停止による使用済燃料プールの温度上昇に引き続き使用済燃料プールの水位低下が発生するが、事象の進展は緩やかであり、原子炉制御および一次格納容器制御を優先して実施するとともに使用済燃料プールへの注水を確保する。 使用済燃料プール水位の低下が継続し、使用済燃料プール周辺で作業が実施できる水位を維持できない場合は、可搬型設備による使用済燃料プールのスプレイを実施する。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 使用済燃料プール水位</p> <p>① 使用済燃料プール注水可能な系統を起動する。</p> <p>② 使用済燃料プールの水位をオーバーフロー水位付近に維持する。</p> <p>③ 使用済燃料プールの水位を使用済燃料プール周辺で作業が実施できる水位以上に維持できない場合は、可搬型設備により使用済燃料プールのスプレイ系を起動する。</p> <p>B. 使用済燃料プール水温</p> <p>④ 使用済燃料プール除熱可能な系統を起動する。</p> <p>⑤ 使用済燃料プール水温を通常運転時制限温度未満に維持する。</p>	

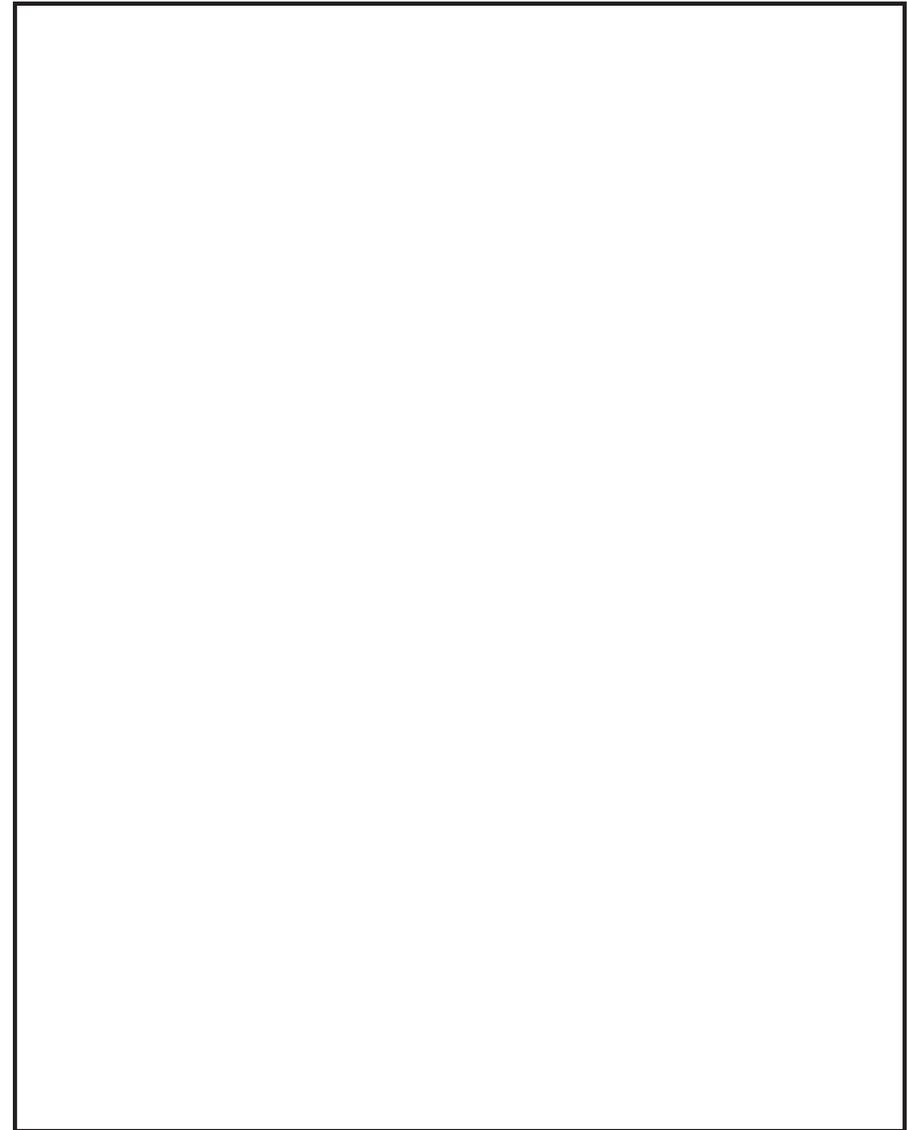


o

4. 不測事態 (1) 水位回復
①目的 ・原子炉水位を回復する。
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 ・原子炉制御「水位確保」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 ・原子炉制御「減圧冷却」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が飽和温度以下の場合
④基本的な考え方 ・原子炉水位の徴候に応じて、非常用炉心冷却系の再起動や低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）の起動を行う。 ・原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合、炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならない。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が1,200℃または燃料被覆管酸化割合が15%に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって、炉心が露出した時刻を記録し、前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）および低圧代替注水系（可搬型）を起動する。 ・原子炉制御「反応度制御」実施中は、本制御を実施しない。
⑤主な監視操作内容
① 原子炉水位が不明となった場合、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
② 原子炉水位が有効燃料頂部に到達した場合、原子炉水位が有効燃料頂部に到達した時刻を記録するとともに、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を導入する。
③ 原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系を起動する。
④ 給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上を起動する。
⑤ 給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上の起動ができない場合であって、原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系による原子炉水位の維持ができない場合は、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を起動し、原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系機能維持最低圧力以上の場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。
⑥ 給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上を起動しても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「急速減圧」へ移行する。
⑦ 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。



<p>4. 不測事態 (2) 急速減圧</p>
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉を速やかに減圧する。
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉制御「水位確保」において、給復水系もしくは非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系もしくは高圧代替注水系による原子炉水位の維持ができず、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）が起動してきた場合 ・ 原子炉制御「減圧冷却」において、サブプレッション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設計基準事故時最高圧力以上となった場合 ・ 一次格納容器制御「ドライウエル温度制御」において、ドライウエル空間部局所温度がドライウエル設計温度に到達した場合 ・ 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 ・ 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急速減圧へ移行するサブプレッションプール水位以下になった場合 ・ 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」において、中央制御室からの漏えい箇所隔離に失敗した場合 ・ 不測事態「水位回復」において、給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上の起動ができない場合かつ原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系による原子炉水位の維持ができない場合であって、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）が起動でき、原子炉隔離時冷却系機能維持最低圧力以上の場合 ・ 不測事態「水位回復」において、給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上を起動しても原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉圧力低下必要時に自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。または、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。 ・ 主蒸気逃がし安全弁が「急速減圧」時必要弁数開放できない場合は、タービンバイパス弁および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がある。 ・ 急速減圧中に原子炉注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、原子炉注へ注水可能な系統を再起動する。



⑤主な監視操作内容

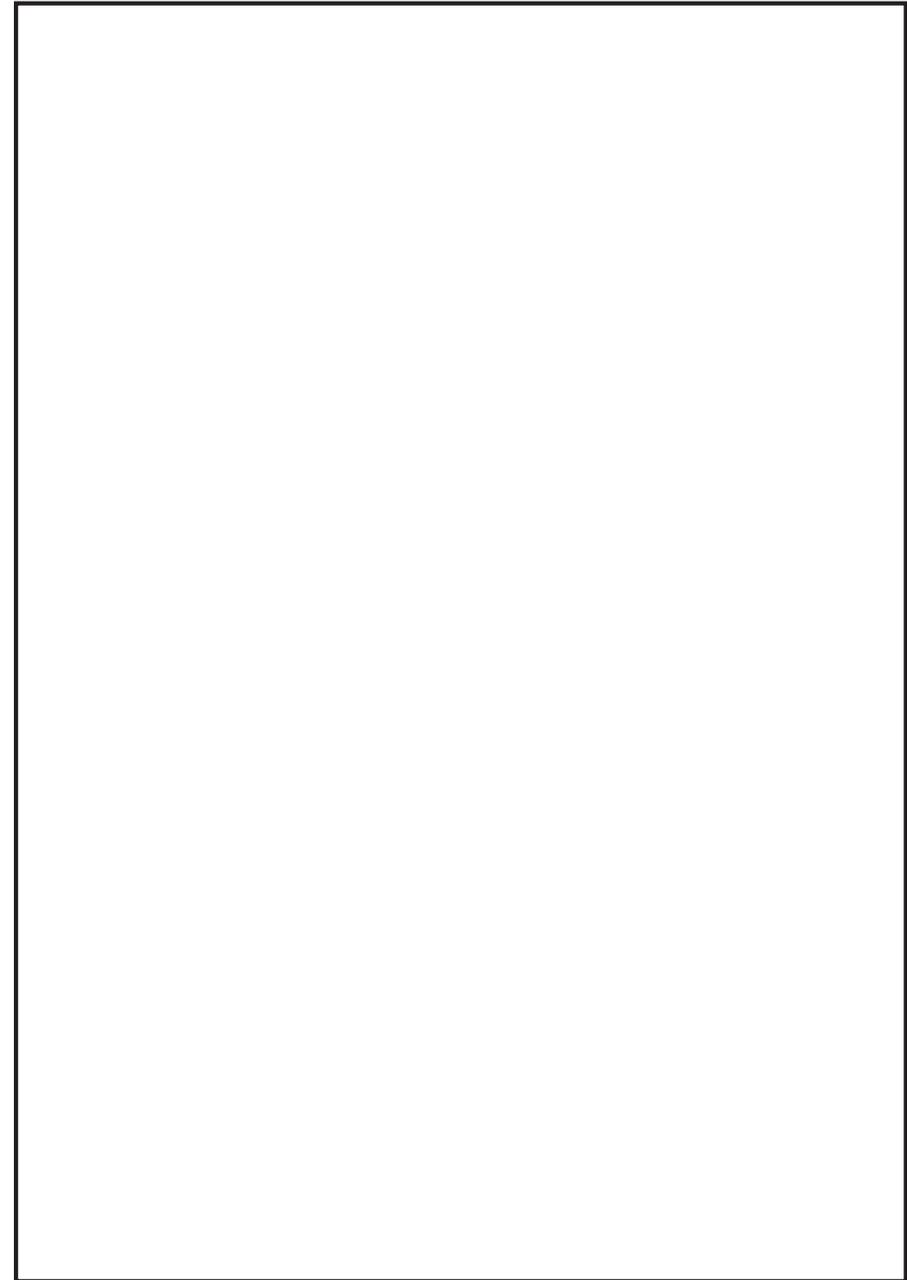
- ① ・ 給復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を起動する。
- ② ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。
- ③ ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
- ④ ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最小弁数以上開放する。
- ⑤ ・ 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主復水器により減圧する。
- ⑥ ・ 主蒸気隔離弁が開できなければ、原子炉隔離時冷却系、高圧代替注水系または原子炉冷却材浄化系ブローラインを使用して減圧する。
- ⑦ ・ 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。
- ⑧ ・ 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水注入」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。

4. 不測事態 (3) 水位不明
①目的 ・ 原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。
②導入条件 ・ 原子炉制御「スクラム」, 「水位確保」および「減圧冷却」, 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」ならびに不測事態「水位回復」, 「急速減圧」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, 未挿入制御棒が1本以下まで挿入された場合 ・ 一次格納容器制御「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
④基本的な考え方 ・ 原子炉水位不明時に, 復水系, 高圧炉心スプレイ系, 低圧炉心スプレイ系もしくは低圧注水系または低圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ), 低圧代替注水系(可搬型), 代替循環冷却系, 低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ), ろ過水系)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。 ・ 原子炉満水操作は, 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。 ・ 原子炉満水が確認できない場合は, 低圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ), 低圧代替注水系(可搬型), 代替循環冷却系, 低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ), ろ過水系)を起動し, 主蒸気逃し安全弁を6弁開として原子炉への注水を継続する。
⑤主な監視操作内容 A. 注水確保 ① 復水系, 高圧炉心スプレイ系, 低圧炉心スプレイ系または低圧注水系のうち1系統以上作動した場合は急速減圧を実施する。 ② 復水系, 高圧炉心スプレイ系, 低圧炉心スプレイ系または低圧注水系のうち1系統も作動しない場合は, 原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系を作動させ, 低圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ), 低圧代替注水系(可搬型), 代替循環冷却系, 低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ), ろ過水系)を起動後, 急速減圧を実施する。 B. 満水注入 ③ 不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において, 主蒸気逃し安全弁が1弁以上開放可能な場合, 主蒸気隔離弁, 主蒸気管ドレン弁, 原子炉隔離時冷却系およ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。 ④ 低圧で原子炉へ注水可能な系統により注水流量調整および, 主蒸気逃し安全弁を原子炉圧力容器満水確認用適正弁数に操作して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維持する。 ⑤ 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維持できない場合は, 主蒸気逃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維持する。 ⑥ 主蒸気逃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。 ⑦ 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, 主蒸気逃し安全弁を6弁開とし, 低圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ), 低圧代替注水系(可搬型), 代替循環冷却系, 低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ), ろ過水系)を起動し原子炉へ注水を継続する。 ⑧ 原子炉への注水を継続し, 基準水柱の周囲温度を100℃以下にする。

C. 水位計復旧

- ① 「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。
- ② 原子炉水位計の基準水柱に水を満たす。
- ③ 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。
- ④ 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。

5. 電源制御 (1) 電源回復	
①目的 ・交流電源および直流電源の供給を回復し維持する。	
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において、直流電源が喪失した場合 ・原子炉制御「スクラム」において、起動用変圧器からの受電に失敗した場合 ・原子炉制御「スクラム」において、非常用C母線またはD母線の電源が喪失した場合	③脱出条件 ・起動用変圧器から所内電源を受電した場合
④基本的な考え方 ・非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。 ・非常用交流電源喪失が長期化する場合には常設125V直流電源および250V直流電源延命のため、直流負荷の切り離しを実施し、直流電源延命させる。 ・使用可能な設備を確認し、C、D母線の受電操作を行う。C、D母線の復旧が不可能な場合は、G母線の受電を行い、交流電源切替盤で切り替えを実施する。 ・直流電源喪失時は、常設代替直流電源（125V代替蓄電池および250V蓄電池）より受電する。常設代替直流電源からできない場合には、可搬型計測器にて中央制御室で計器毎に確認する。 ・非常用交流電源喪失が長期化する場合には常設代替直流電源（125V代替蓄電池および250V蓄電池）の延命のため、負荷の切り離しを行う。	
⑤主な監視操作内容	
A. 非常用交流高圧電源確保	
①	・非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認する。
②	・運転している非常用ディーゼル発電機に対応する原子炉補機冷却海水系の運転状態を確認する。当該原子炉補機冷却海水系の運転不可の場合は、常設代替交流電源設備を起動し、非常用ディーゼル発電機を停止する。
③	・非常用ディーゼル発電機からの受電ができない場合、予備変圧器より受電する。予備変圧器からの受電ができない場合は常設代替交流電源設備より受電し、常設代替交流電源設備からの受電もできない場合は、号炉間等より受電する。
④	・非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合、常設代替交流電源設備より受電する。
⑤	・非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合であって、常設代替交流電源設備から受電できた非常用交流高圧電源母線が1系統である場合、直流250V充電器を受電した交流高圧電源母線側へ切り替える。
⑥	・非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合であって、2系統とも常設代替交流電源設備から受電できなかった場合、直流駆動低圧注水系の系統構成、発電機水素ガス放出ならびに直流250V電源確保および直流125V電源確保を行うとともに、号炉間等からの受電を実施する。
⑦	・非常用交流高圧電源母線の号炉間等からの受電ができなかった場合、可搬型代替交流電源設備より受電する。
⑧	・給電設備容量に応じた設備復旧を行う。常設代替交流電源設備から受電している場合は、受電後1時間および24時間にて常設代替交流電源設備の負荷抑制を実施する。
B. 直流電源確保	
⑨	・非常用ディーゼル発電機および常設代替交流電源設備から直流電源A系およびB系への給電ができない場合、1時間後および8時間後までに負荷の切り離しによる負荷抑制を実施する。
⑩	・直流電源A系およびB系が喪失または枯渇した場合、常設代替直流電源設備より給電する。
⑪	・直流電源A系およびB系が喪失または枯渇し、常設代替直流電源設備より給電している場合であって、G母線の受電ができない場合は、8時間後に負荷抑制を実施する。また、代替直流電源用切替盤への電源車接続を実施し、常設代替直流電源設備の充電器へ給電する。
C. 直流250V電源確保	
⑫	・発電機水素ガスの放出の完了または、直流電源A系およびB系が喪失した場合は負荷抑制を実施する。



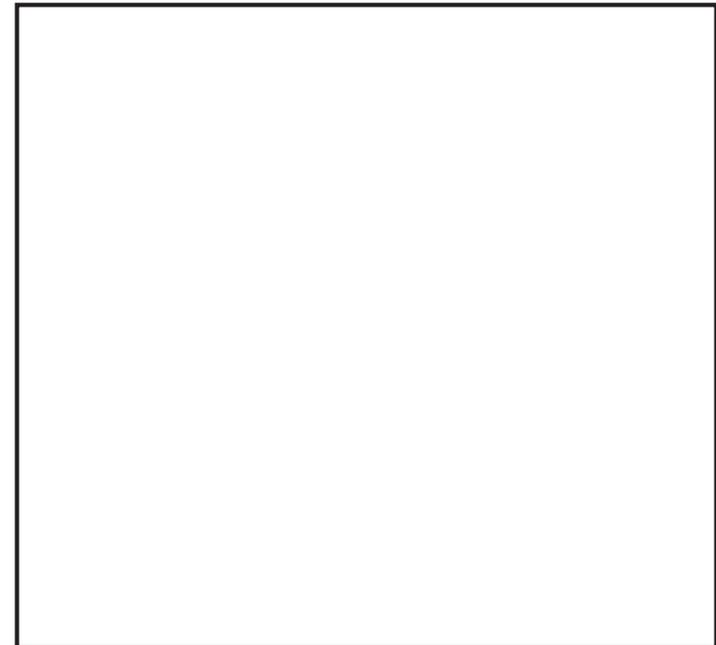
II. 重大事故及び大規模損壊対応に係る実施基準と手順書との関連



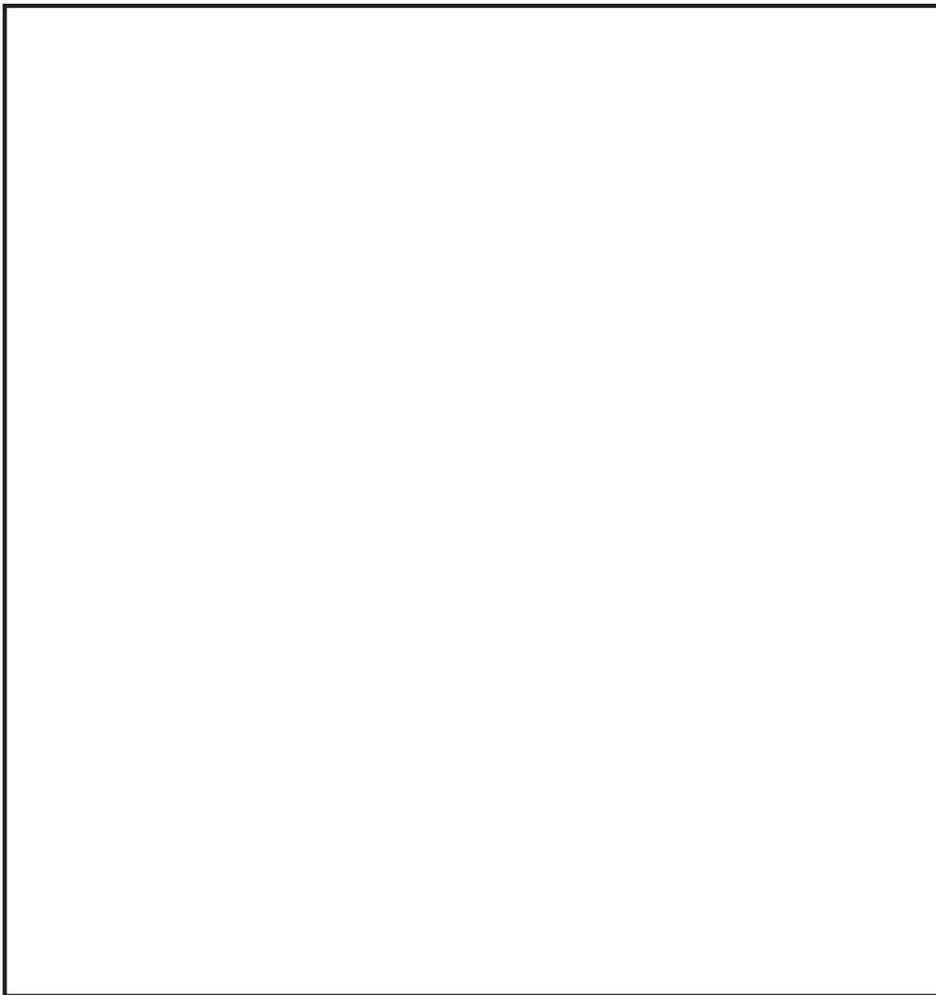
保安規定添付1-3 重大事故等の発生および拡大の防止に必要な措置の運用手順等

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	格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等
表9	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
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等に関する手順等
表17	監視測定等に関する手順等
表18	緊急時対策所の居住性等に関する手順等
表19	通信連絡に関する手順等
表20	重大事故等対策における操作の成立性

①



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



操作手順
 ① 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、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制、自動減圧系作動阻止機能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および原子炉格納容器の健全性を維持する。
 また、自動での原子炉緊急停止および手動による原子炉緊急停止ができない場合は、原子炉出力の抑制を図った後にほう酸水注入により未臨界に移行する。

操作手順
 ② 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。
 また、原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視および制御する。
 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。

操作手順
 ③ 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および原子炉格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧および減圧の自動化により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。
 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／格納容器券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。
 さらに、インターフェイスシステムLOCA発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

操作手順
 ④ 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および原子炉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。
 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原子炉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。

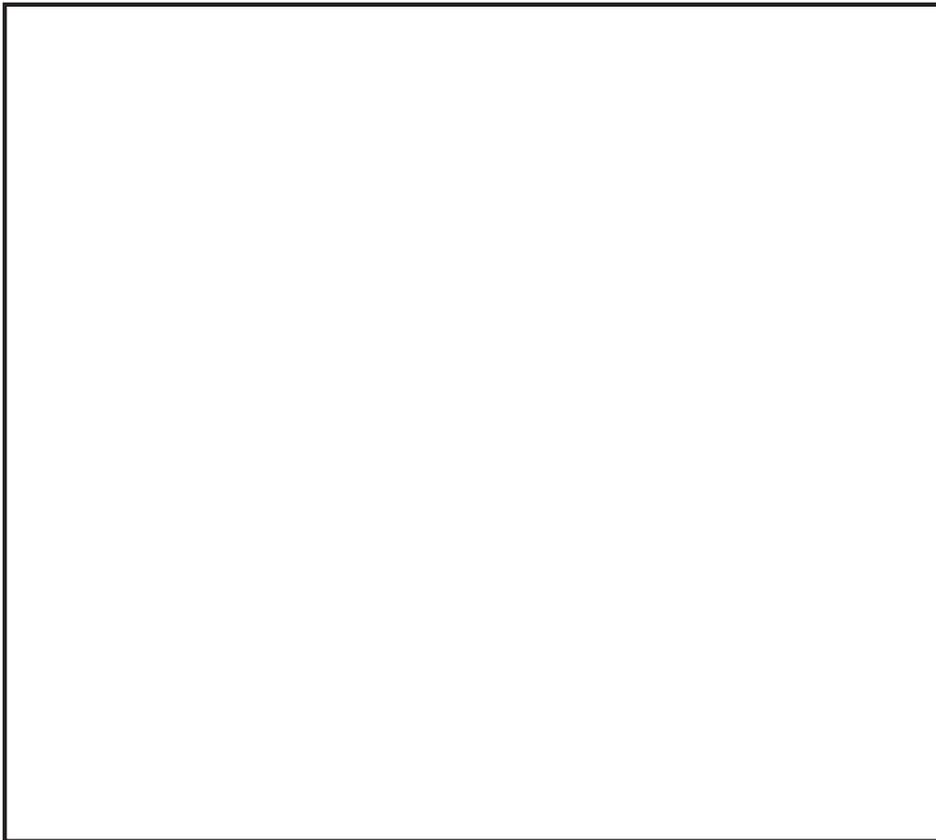


① 操作手順
2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に原子炉を冷却するための手順等

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。
また、原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視および制御する。
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。

② 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および原子炉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。
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原子炉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。



① 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。
また、原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視および制御する。
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。

② 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

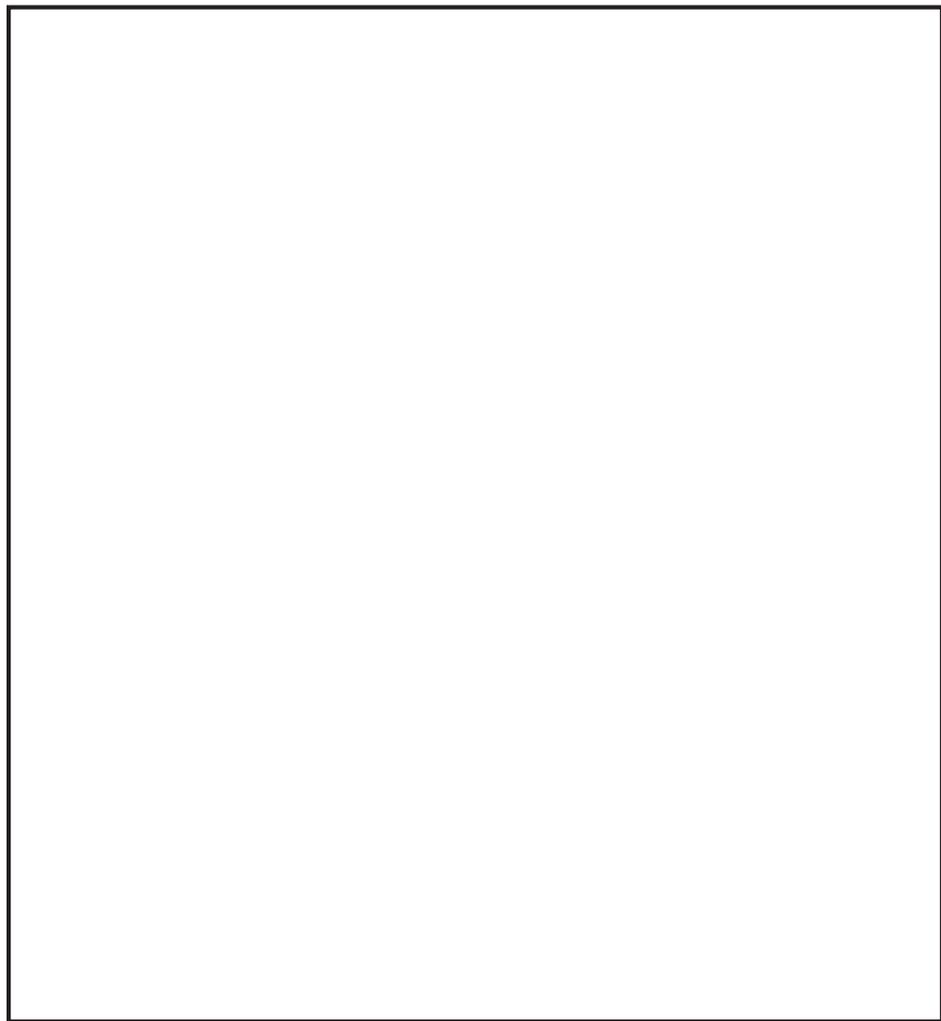
方針目的
原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧および減圧の自動化により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。
また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器券囲気直接加熱を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。
さらに、インターフェイスシステムLOCA発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

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

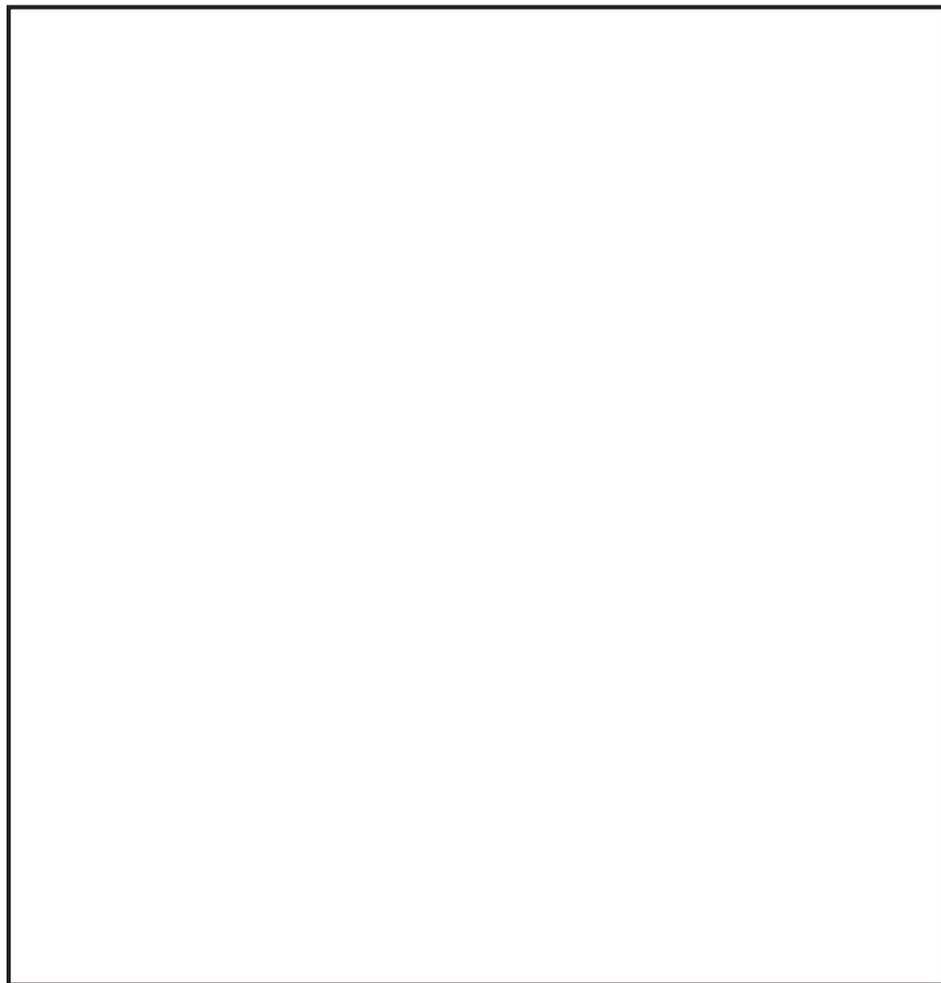
方針目的
原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により原子炉を冷却する。
また、炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により残存溶融炉心を冷却する。

④ 操作手順
5. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等

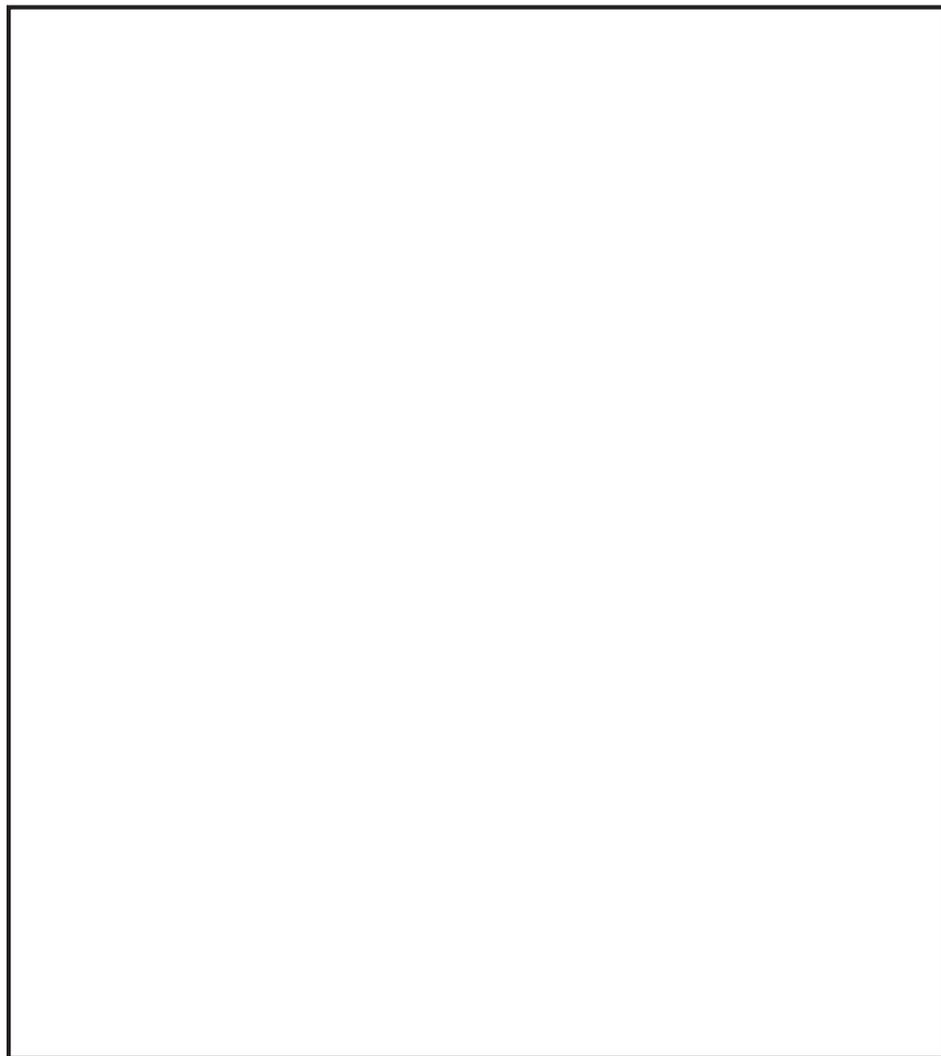
方針目的
設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、原子炉格納容器フィルタベント系または耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱、原子炉補機代替冷却水系による除熱により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。



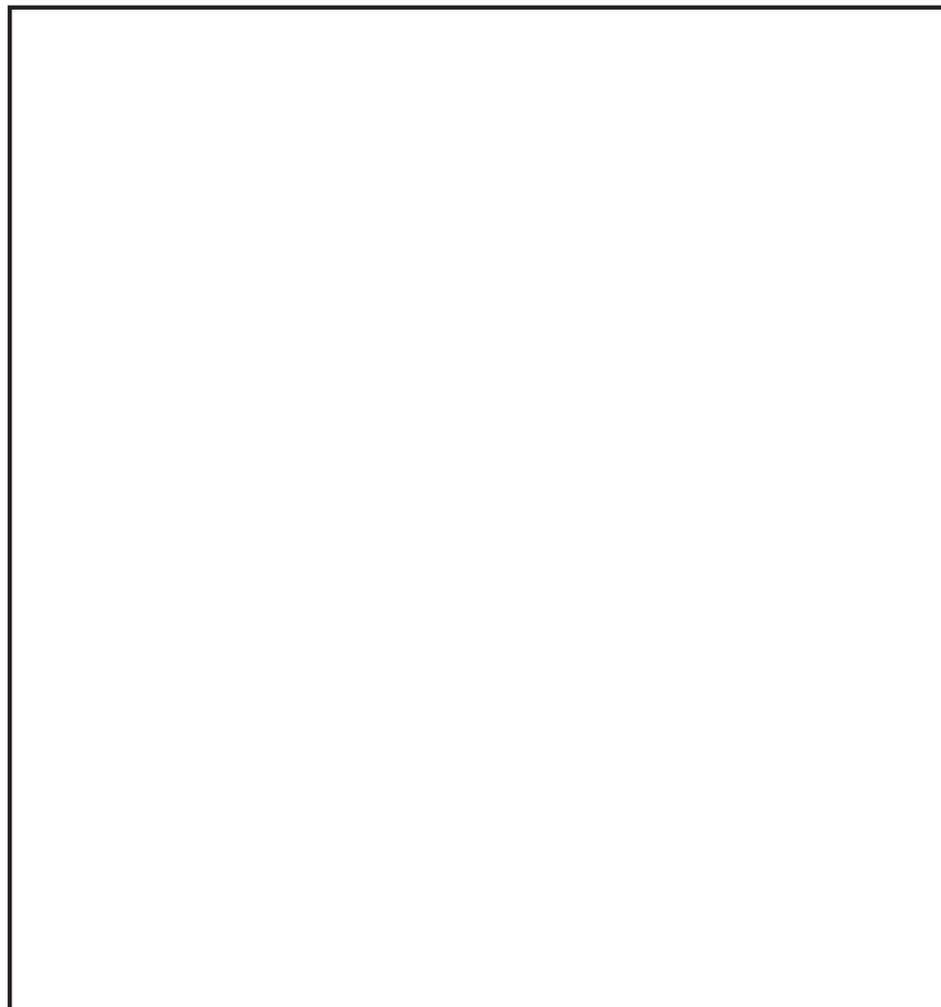
①	<p>操作手順 2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等</p> <p>方針目的 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉への注水により原子炉を冷却する。 また、原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視および制御する。 さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水する。</p>
②	<p>操作手順 3. 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</p> <p>方針目的 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧および減圧の自動化により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。 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。 さらに、インターフェイスシステムLOCA発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。</p>
③	<p>操作手順 4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等</p> <p>方針目的 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および原子炉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。 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原子炉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。</p>
④	<p>操作手順 5. 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等</p> <p>方針目的 設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損（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、原子炉格納容器フィルタベント系または耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱、原子炉補機代替冷却水系による除熱により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。</p>
⑤	<p>操作手順 6. 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等</p> <p>方針目的 設計基準事故対処設備が有する原子炉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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させる。 また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力および温度ならびに放射性物質の濃度を低下させる。</p>



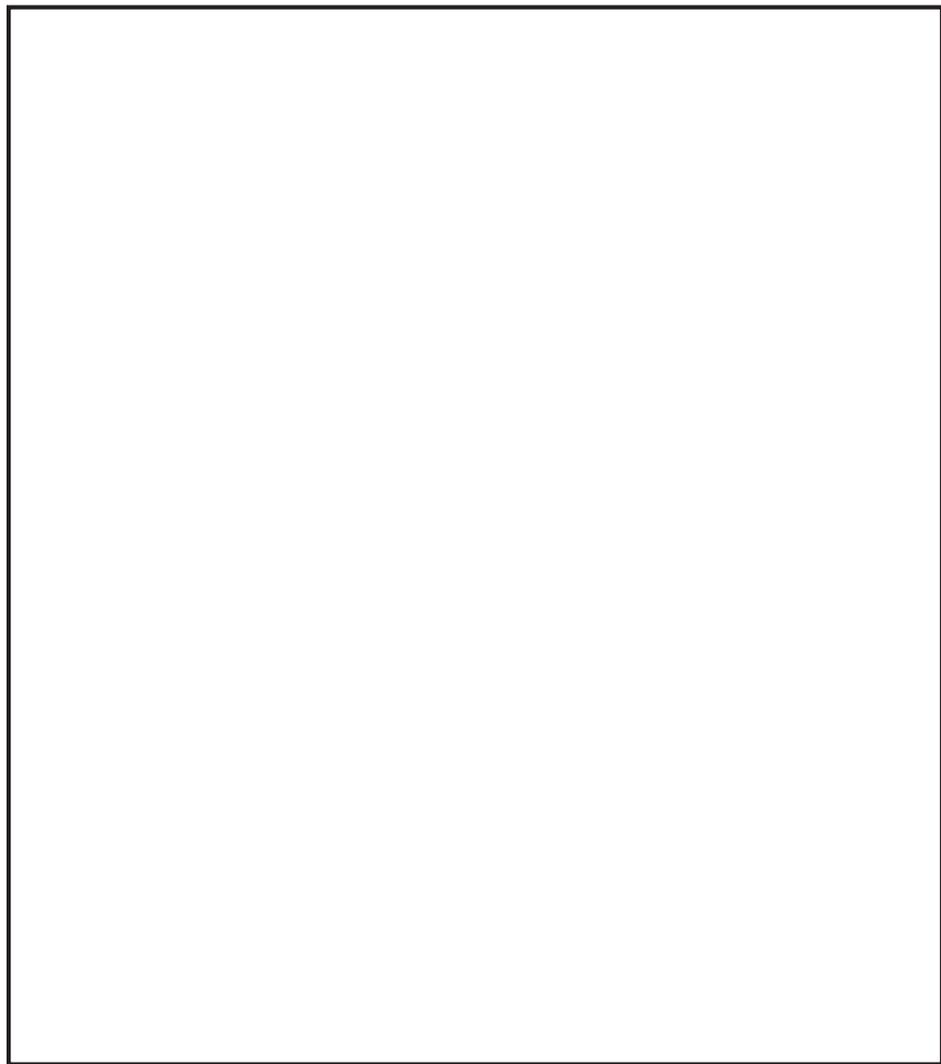
①	操作手順 6. 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
	方針目的 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させる。 また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力および温度ならびに放射性物質の濃度を低下させる。



①	操作手順 6. 原子炉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原子炉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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させる。 また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力および温度ならびに放射性物質の濃度を低下させる。

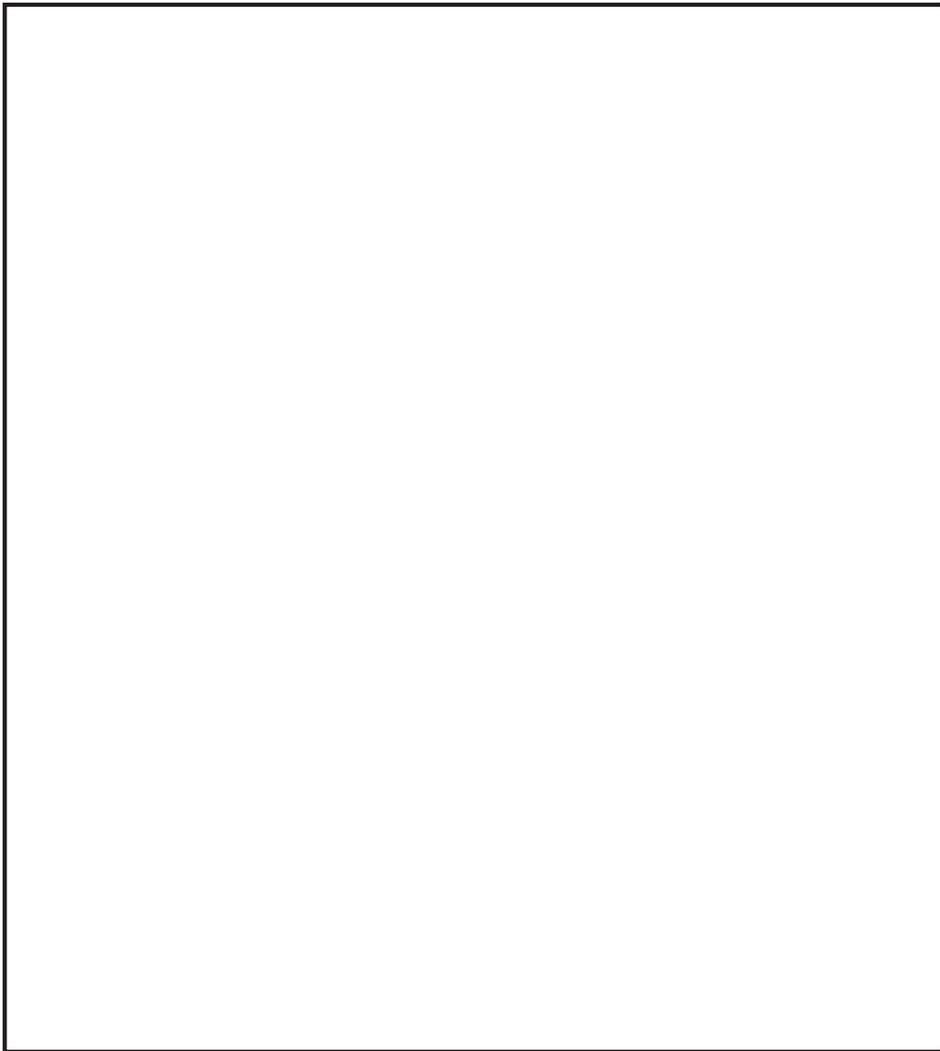


①	<p>操作手順 2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に原子炉を冷却するための手順等</p> <p>方針目的 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉への注水により原子炉を冷却する。 また、原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視および制御する。 さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水する。</p>
②	<p>操作手順 4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に原子炉を冷却するための手順等</p> <p>方針目的 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および原子炉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。 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原子炉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。</p>
③	<p>操作手順 6. 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等</p> <p>方針目的 設計基準事故対処設備が有する原子炉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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させる。 また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力および温度ならびに放射性物質の濃度を低下させる。</p>



①

操作手順 6. 原子炉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原子炉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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させる。 また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力および温度ならびに放射性物質の濃度を低下させる。



① 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

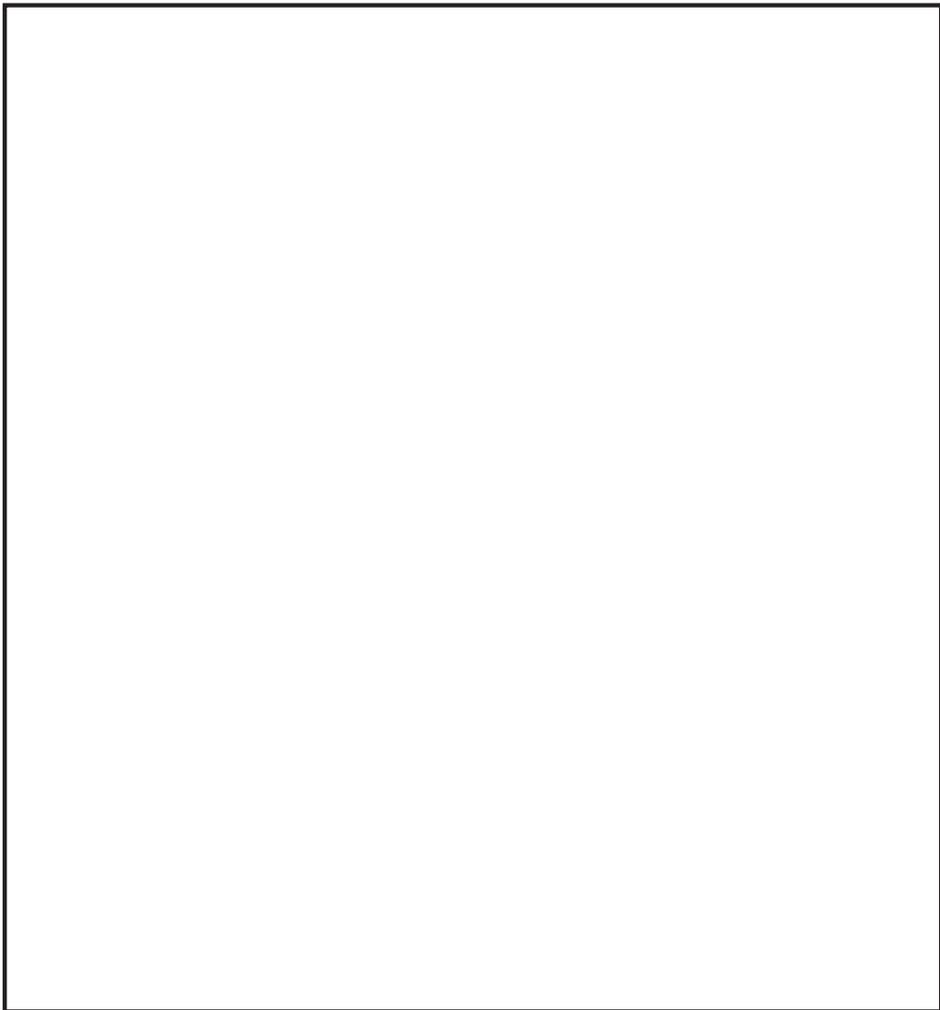
方針目的
 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉への注水により原子炉を冷却する。
 また、原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視および制御する。
 さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水する。

② 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および原子炉格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧および減圧の自動化により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。
 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。
 さらに、インターフェイスシステムLOCA発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

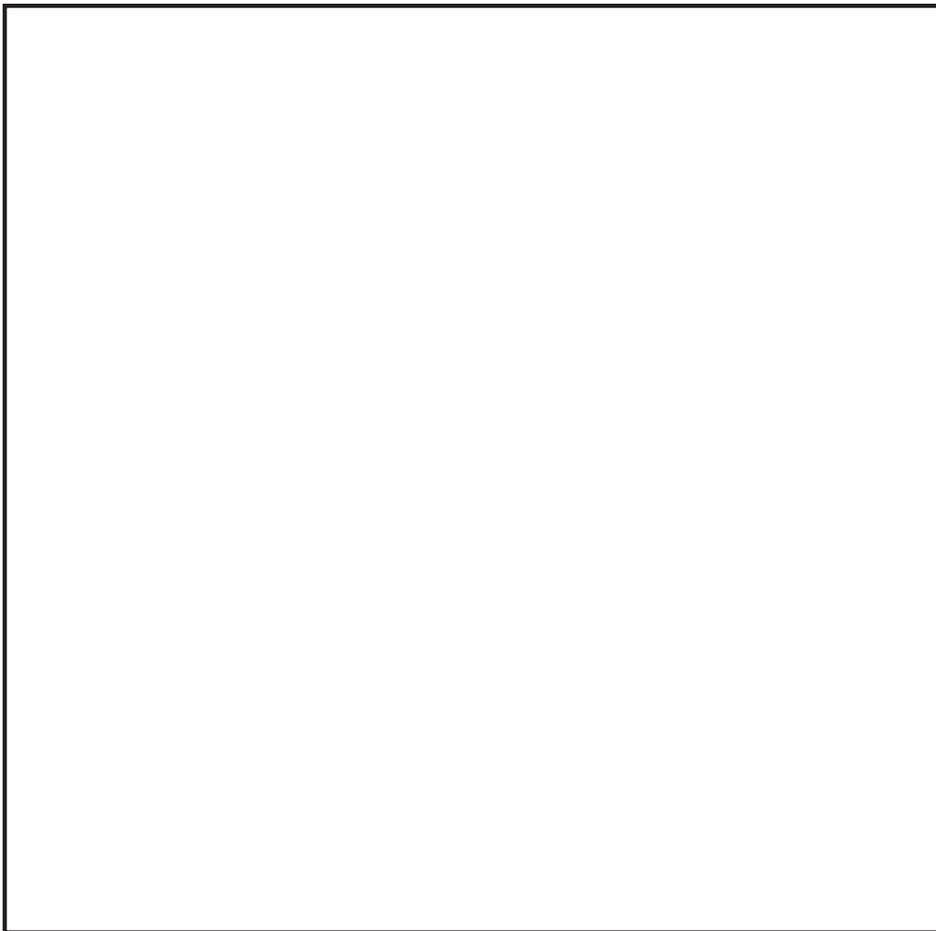
③ 操作手順
 4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に原子炉を冷却するための手順等

方針目的
 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および原子炉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。
 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原子炉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。



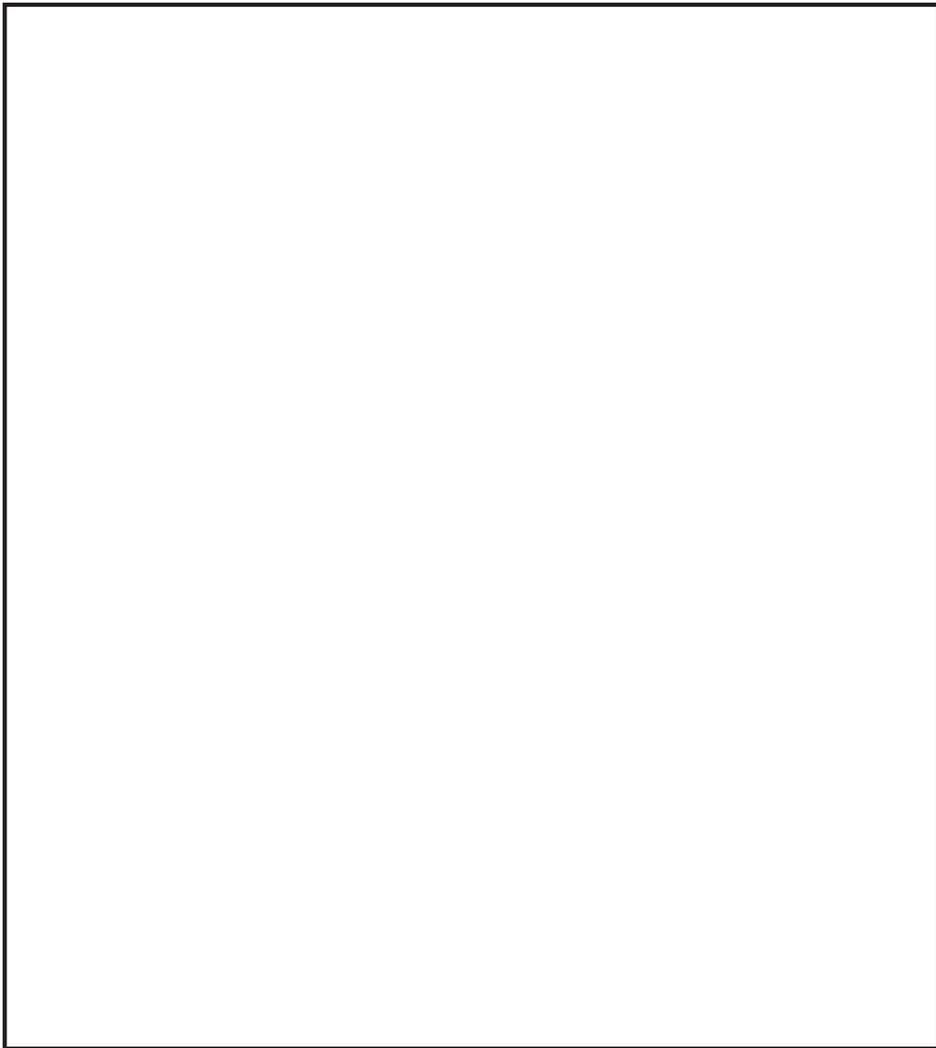
①

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
方針目的
使用済燃料プールの冷却機能もしくは注水機能が喪失また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または使用済燃料（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、および臨界を防止するため、燃料プール代替注水、漏えい抑制、使用済燃料プールの監視を行う。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。
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、および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イ、大気への放射性物質の拡散抑制および使用済燃料プールの監視を行う。

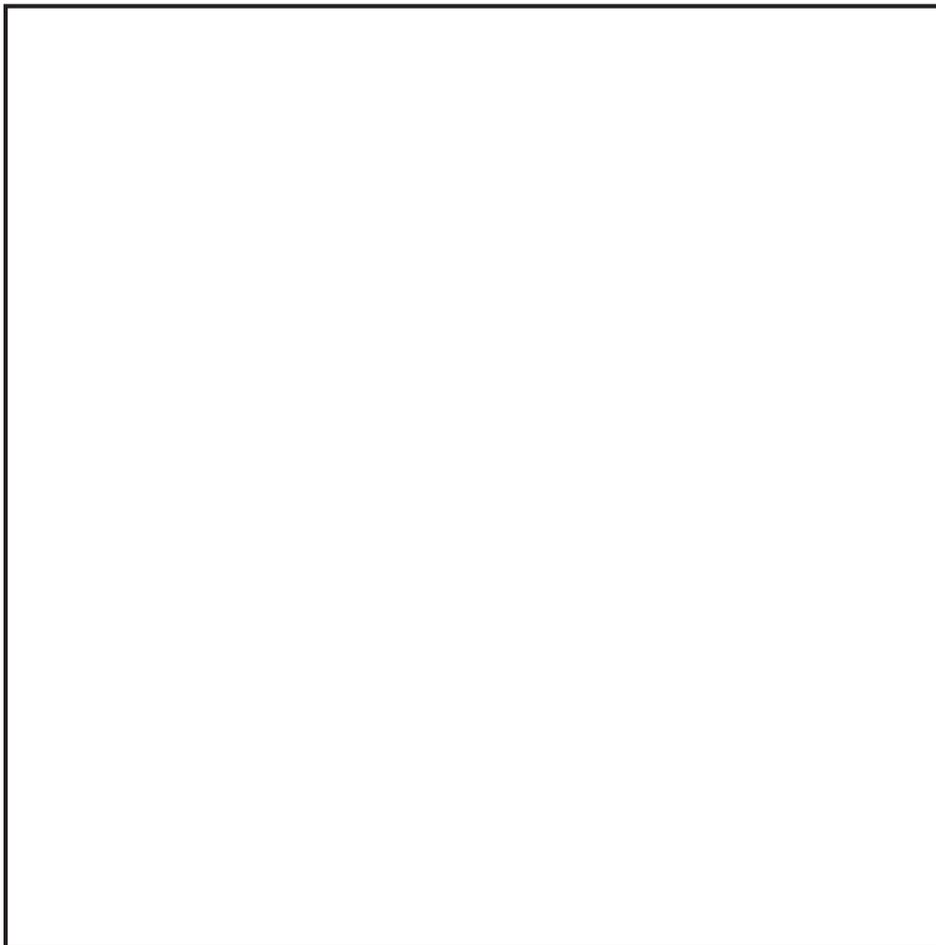


①	<p>操作手順 2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に原子炉を冷却するための手順等</p>
	<p>方針目的</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉への注水により原子炉を冷却する。</p> <p>また、原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視および制御する。</p> <p>さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水する。</p>

②	<p>操作手順 4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に原子炉を冷却するための手順等</p>
	<p>方針目的</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および原子炉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。</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原子炉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。</p>



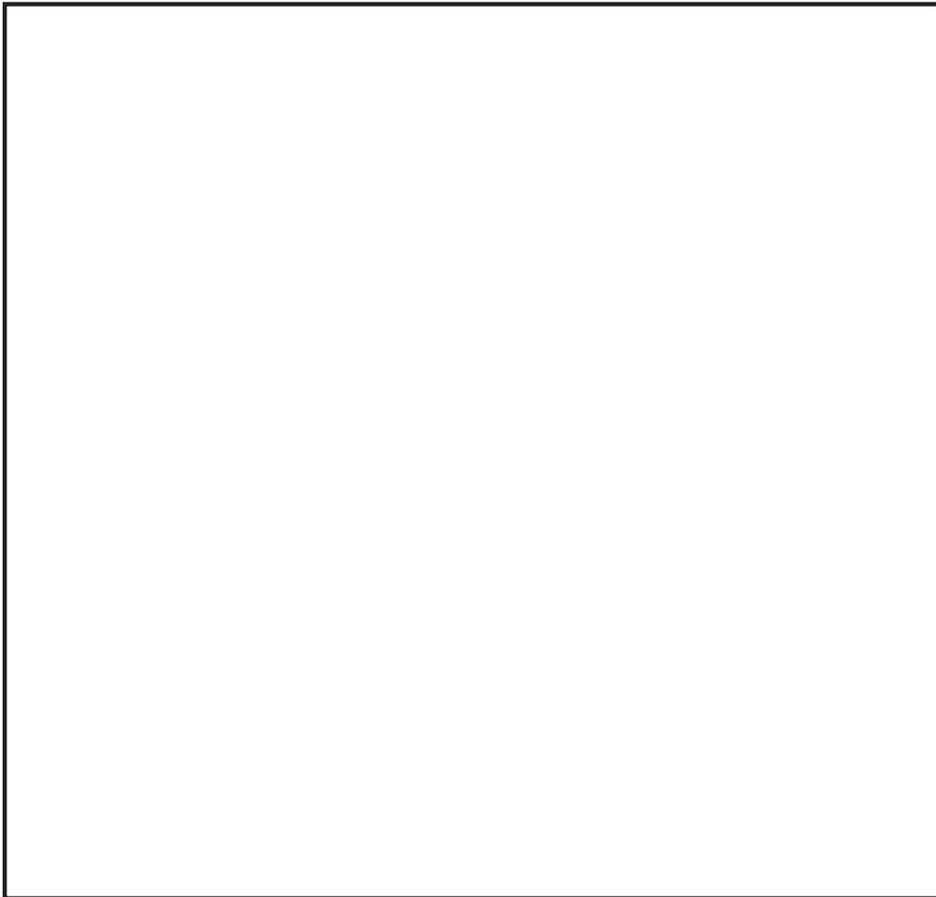
①	<p>操作手順 2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に原子炉を冷却するための手順等</p> <p>方針目的 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、高圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水、原子炉隔離時冷却系の現場操作による原子炉への注水により原子炉を冷却する。 また、原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視および制御する。 さらに、重大事故等の進展を抑制するため、ほう酸水注入系により注水する。</p>
②	<p>操作手順 3. 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</p> <p>方針目的 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧および減圧の自動化により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。 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/格納容器券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。 さらに、インターフェイスシステムLOCA発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。</p>
③	<p>操作手順 4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に原子炉を冷却するための手順等</p> <p>方針目的 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および原子炉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。 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原子炉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。</p>



- | | |
|---|---|
| ① | <p>操作手順
2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に原子炉を冷却するための手順等</p> <p>方針目的
原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、高圧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。
また、原子炉を冷却するため、原子炉水位を監視および制御する。
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。</p> |
| ② | <p>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</p> <p>方針目的
原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧および減圧の自動化により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。
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/格納容器券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。
さらに、インターフェイスシステムLOCA発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。</p> |
| ③ | <p>操作手順
4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に原子炉を冷却するための手順等</p> <p>方針目的
原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および原子炉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。
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原子炉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。</p> |

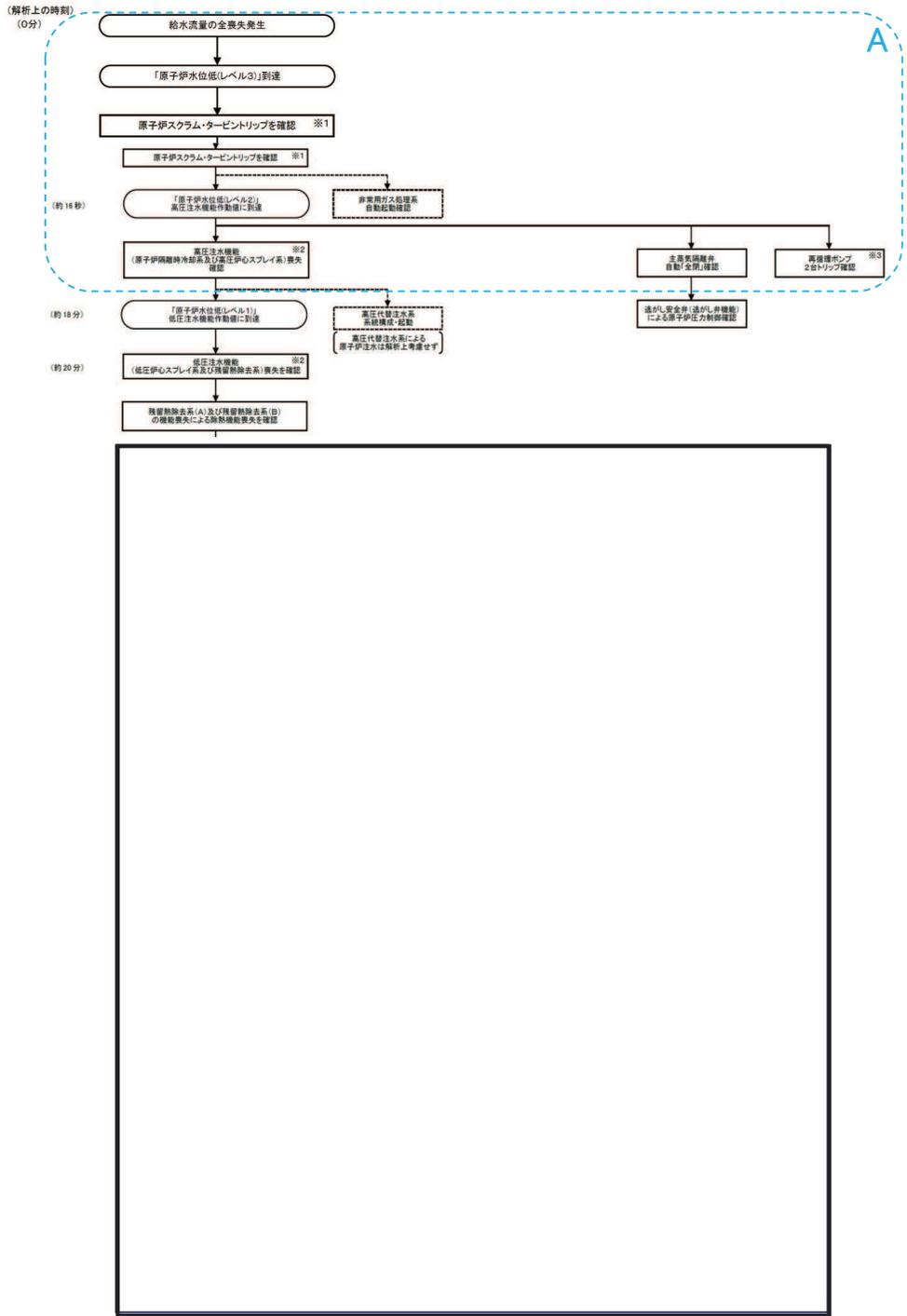


①	<p>操作手順</p> <p>4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等</p>
	<p>方針目的</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により原子炉を冷却する。</p> <p>また、炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により残存溶融炉心を冷却する。</p>
②	<p>操作手順</p> <p>14. 電源の確保に関する手順等</p>
	<p>方針目的</p> <p>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、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷および運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備および代替所内電気設備を確保する。</p> <p>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補給する。</p>



①

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、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷および運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備および代替所内電気設備を確保する。
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補給する。

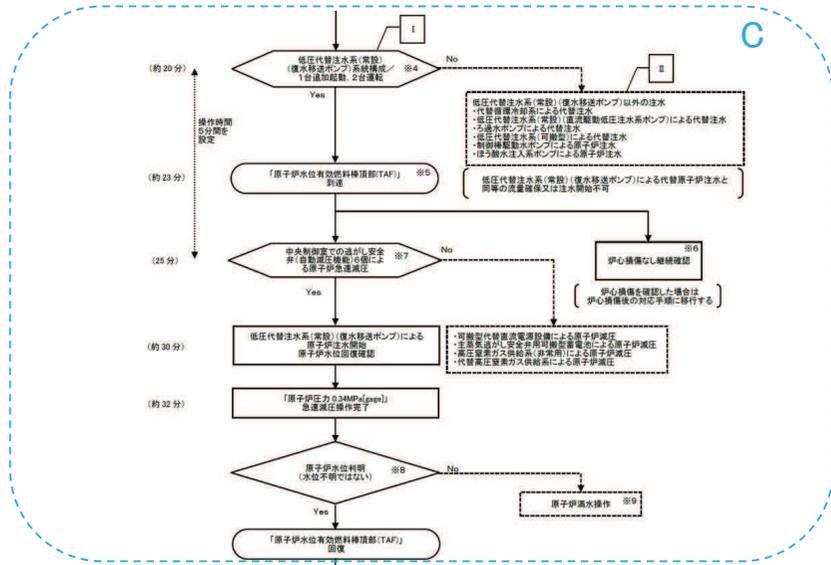


保安規定 添付1-1

<p>1. 原子炉制御 (1) スクラム</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉を停止する。 十分な炉心冷却状態を維持する。 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。) 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム信号が発生した場合 手動スクラムした場合 各制御の脱出条件が成立した場合 	<p>③脱出条件</p>
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実にを行う。 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 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」、「電源・タービン」の各制御を並行して行う。 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。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 原子炉出力</p> <ul style="list-style-type: none"> 「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。 全制御棒挿入状態を確認する。 平均出力領域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まで挿入されていない場合、代替制御棒挿入機能を動作させる。 全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本を超える場合、「反応度制御」へ移行する。また、「反応度制御」に移行した場合には、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。 全制御棒が全挿入位置まで挿入された場合または全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本以下の場合、原子炉水位、原子炉圧力、スクラム排出容器ドレン弁、ベント弁の閉鎖および原子炉再循環ポンプ速度を確認する。 平均出力領域モニタおよび起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。 <p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を確認する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 タービン駆動給水ポンプを停止し※、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(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(主復水器を含む)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、非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認する。 給復水系、非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系により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、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には、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 原子炉水位を連続的に監視する。 <p>※：タービン駆動給水ポンプは、原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。</p>	

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

保安規定 添付1-1



4. 不測事態
(2) 急速減圧

①目的

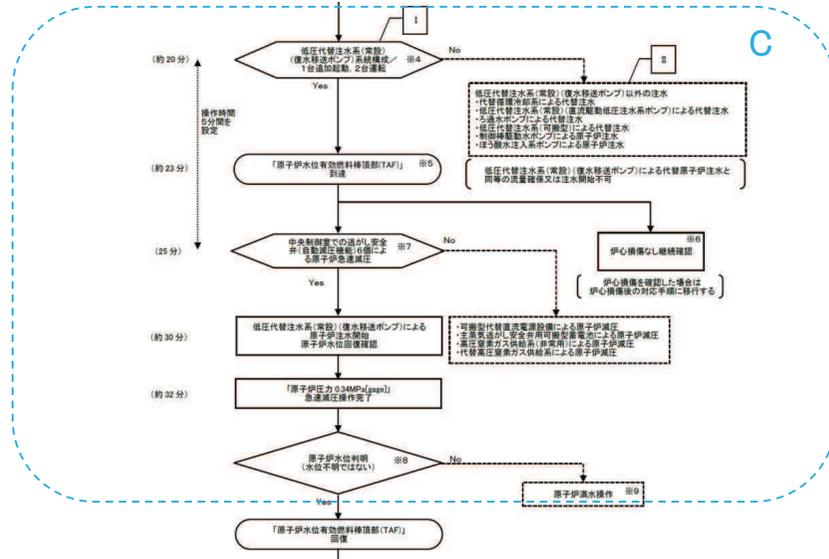
- 原子炉を速やかに減圧する。

②導入条件

- 原子炉制御「水位確保」において、給復水系もしくは非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系もしくは高圧代替注水系による原子炉水位の維持ができず、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）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設計基準事故時最高圧力以上となった場合
- 一次格納容器制御「ドライウェル温度制御」において、ドライウェル空間部局所温度がドライウェル設計温度に到達した場合
- 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
- 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急速減圧へ移行するサブプレッションプール水位以下になった場合
- 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」において、中央制御室からの漏えい箇所隔離に失敗した場合
- 不測事態「水位回復」において、給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上の起動ができない場合かつ原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系による原子炉水位の維持ができない場合であって、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）が起動でき、原子炉隔離時冷却系機能維持最低圧力以上の場合
- 不測事態「水位回復」において、給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上を起動しても原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合

④基本的な考え方

- 原子炉圧力低下必要時に自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を順次開放して急速減圧する。または、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
- 主蒸気逃がし安全弁が「急速減圧」時必要弁数開放できない場合は、タービンバイパス弁および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がある。
- 急速減圧中に原子炉注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、原子炉注へ注水可能な系統を再起動する。



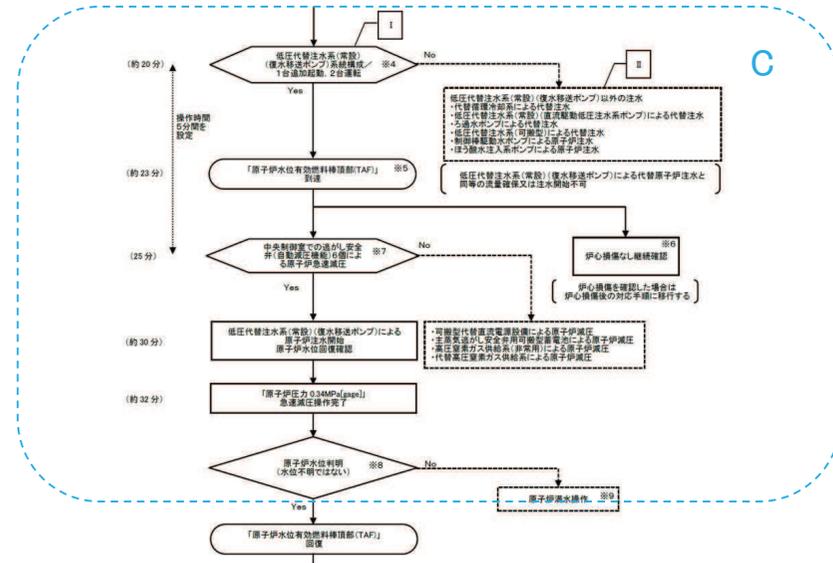
保安規定 添付1-1

⑤ 主な監視操作内容

- ① 給復水系, 非常用炉心冷却系, 低圧代替注水系 (低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ), 低圧代替注水系 (可搬型), 代替循環冷却系, 低圧代替注水系 (常設) (直流駆動低圧注水系ポンプ), ろ過水系) を起動する。
- ② 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を順次開放する。
自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁が開放できなければ, 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ, 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最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主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, 高圧代替注水系または原子炉冷却材浄化系ブローラインを使用して減圧する。
- ③ 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」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

保安規定 添付1-1



1. 原子炉制御 (3) 水位確保

①目的

- 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。

②導入条件

- 原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合
- 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または有効燃料棒頂部以上で安定している場合
- 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いる場合
- 不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間内に原子炉水位が判明した場合

③脱出条件

- 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合

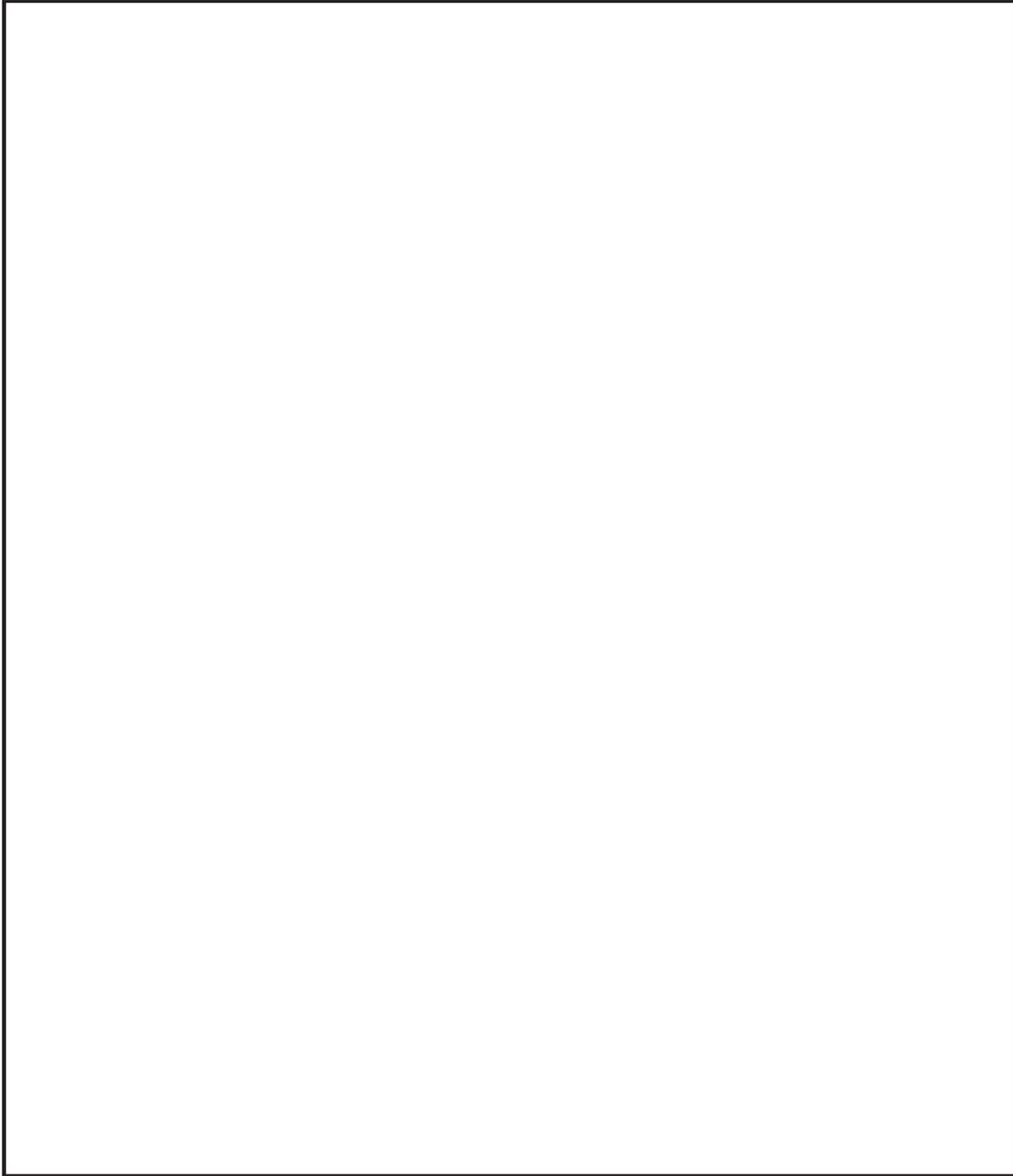
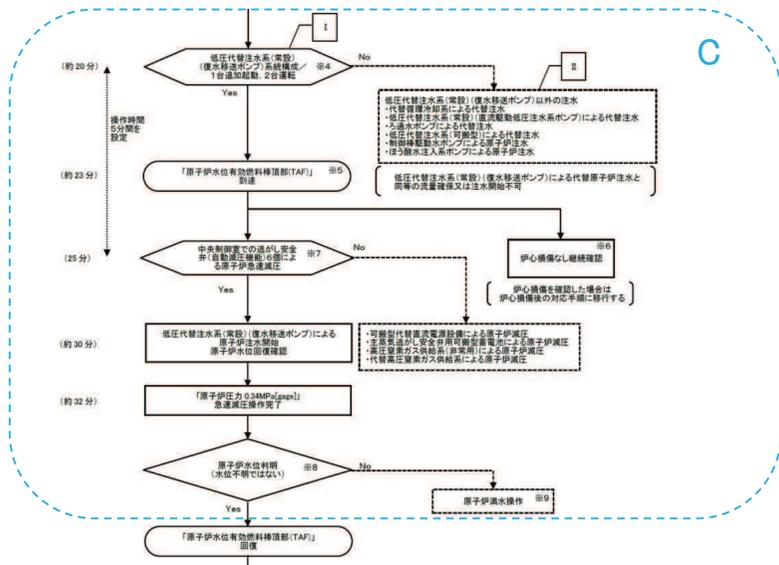
④基本的な考え方

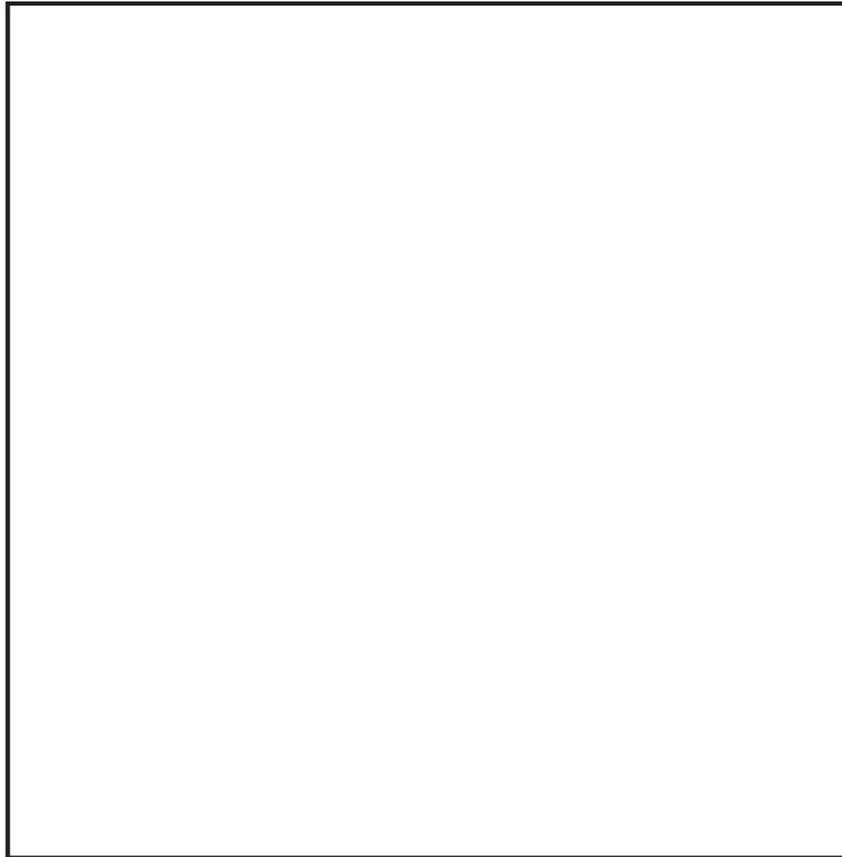
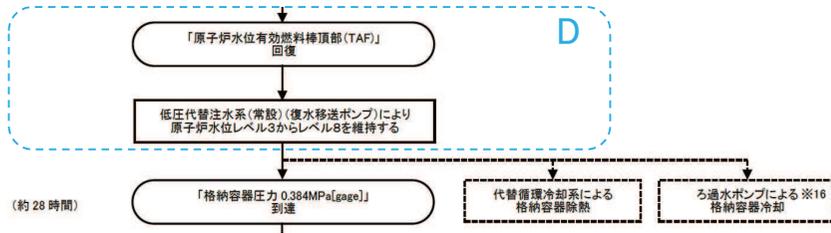
- 原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。

⑤主な監視操作内容

A. 水位

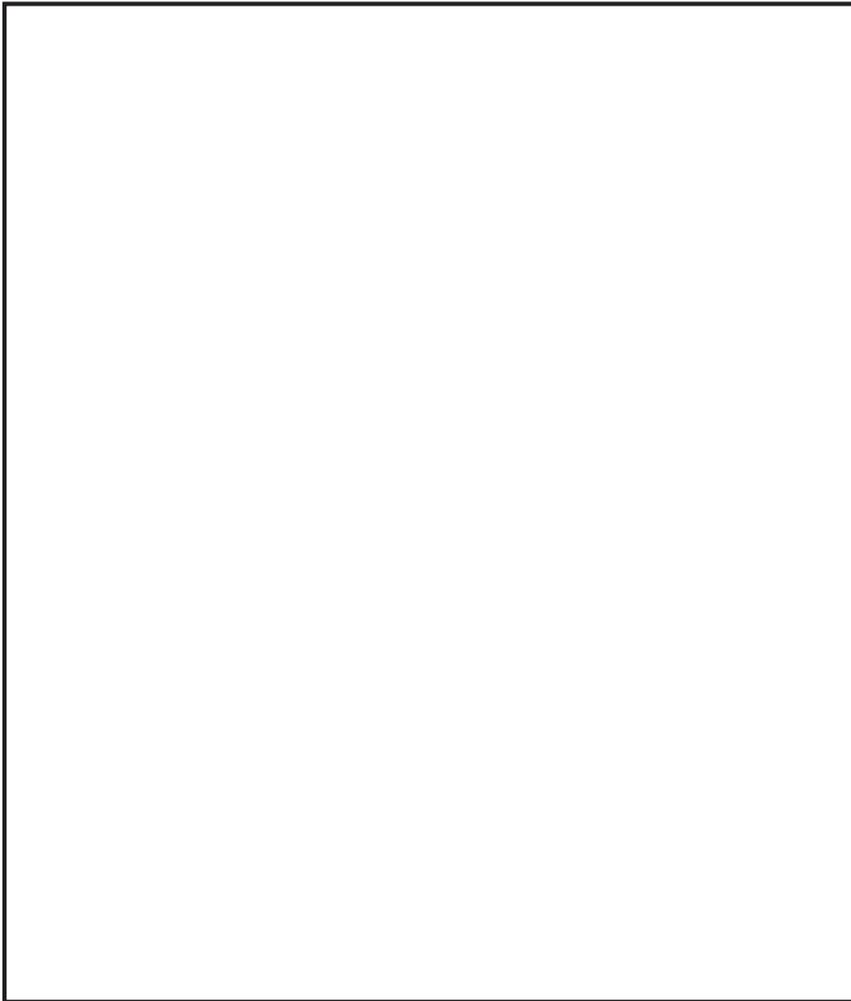
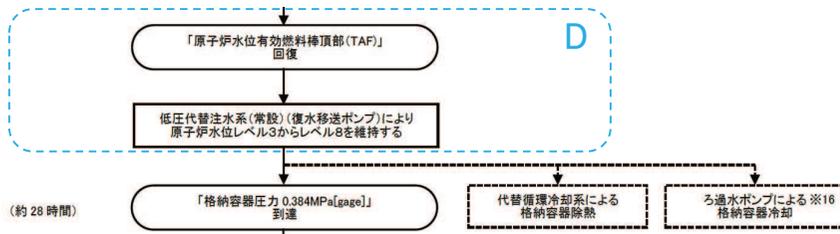
- 作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。
- 給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系または高圧代替注水系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。
- 原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できず原子炉水位が降下中の場合であって、給復水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系により原子炉水位の維持ができない場合は、低圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)、低圧代替注水系(可搬型)、代替循環冷却系、低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)、ろ過水系)を起動し、不測事態「急速減圧」に移行する。
- 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」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。
- 原子炉水位が有効燃料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。





保安規定 添付1-1

2. 原子炉制御 (3) 水位確保	
①目的 ・ 原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。	
②導入条件 ・ 原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合 ・ 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または有効燃料頂部以上で安定している場合 ・ 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いる場合 ・ 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	③脱出条件 ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合
④基本的な考え方 ・ 原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。	
⑤主な監視操作内容 A. 水位	
① 作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。	
② 給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系または高圧代替注水系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。	
・ 原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できず原子炉水位が降下中の場合であって、給復水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系により原子炉水位の維持ができない場合は、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を起動し、不測事態「急速減圧」に移行する。代替注水系が起動できない場合は、不測事態「水位回復」に移行する。	
・ 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。	
・ 原子炉水位が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。	



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

保安規定 添付1-1

1. 原子炉制御 (1) スクラム

① 目的

- 原子炉を停止する。
- 十分な炉心冷却状態を維持する。
- 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。
- 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む)

② 導入条件

- 原子炉スクラム信号が発生した場合
- 手動スクラムした場合

③ 脱出条件

- 各制御の脱出条件が成立した場合

④ 基本的な考え方

- 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実にを行う。
- 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。
- 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には原子炉制御「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」の制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「電源・タービン」の各制御を並行して行う。
- 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。

⑤ 主な監視操作内容

A. 原子炉出力

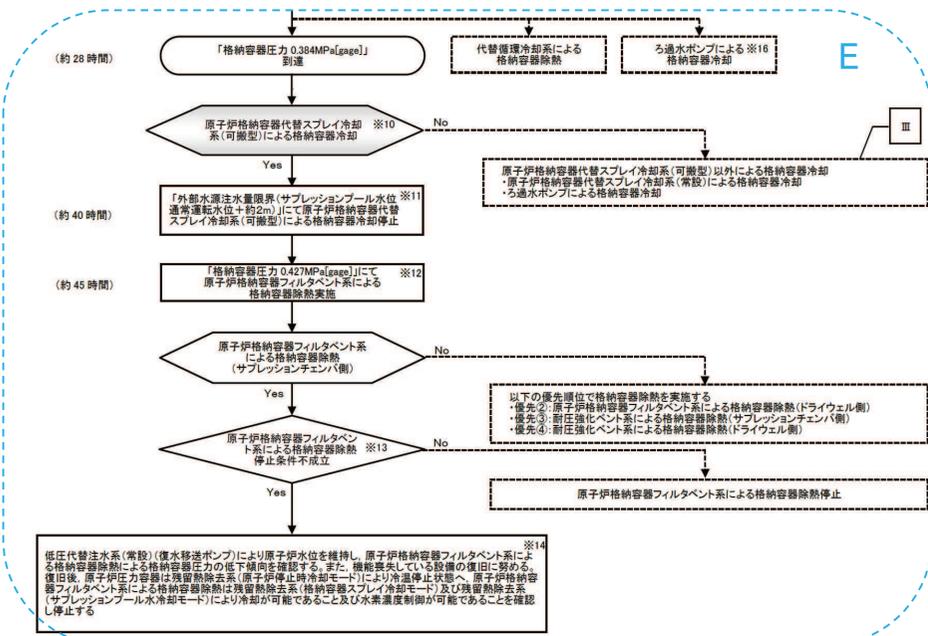
- 「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。
- 全制御棒挿入状態を確認する。
- 平均出力領域モニタの指示を確認する。
- 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムを行う。
- 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。
- 全制御棒が全挿入位置まで挿入されていない場合、代替制御棒挿入機能を動作させる。
- 全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本を超える場合、「反応度制御」へ移行する。また、「反応度制御」に移行した場合には、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。
- 全制御棒が全挿入位置まで挿入された場合または全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本以下の場合、原子炉水位、原子炉圧力、スクラム排出容器ドレン弁、ベント弁の閉鎖および原子炉再循環ポンプ速度を確認する。
- 平均出力領域モニタおよび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を停止し※、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(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(主復水器を含む)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、非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認する。
- 給復水系、非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系により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、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には、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
- 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。

- ② 原子炉水位を連続的に監視する。

※：タービン駆動給水ポンプは、原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。

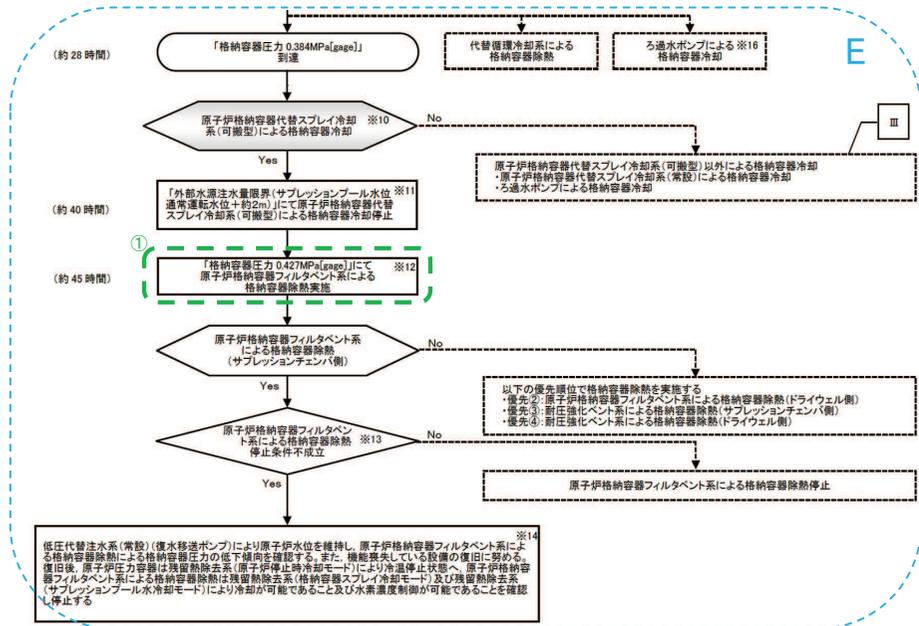


PC/P
「PCV圧力制御」

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

保安規定 添付1-1

<p>2. 一次格納容器制御 (1) 格納容器圧力制御</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力を監視し、制御する。 	<p>③導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ドライウェルの上昇の原因が、窒素ガスまたは空気の漏えいであり、ドライウェル温度が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
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 	
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> サブプレッションプー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、格納容器設計圧力に達する前に原子炉を急速減圧する。 サブプレッションプール圧力を格納容器設計圧力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およ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。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 格納容器圧力制御</p> <ul style="list-style-type: none"> ドライウ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、窒素ガスまたは空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウェルベントを行う。 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、原子炉水位を有効炉心長の3分の2に相当する水位以上に維持可能であることを確認した後に、ドライウェルスプレイおよびサブプレッションプールのスプレイを実施する。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。 原子炉水位が不明となった場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」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以上の場合は、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以上かつ設計基準事故時最高圧力未満の状態が24時間継続した場合またはサブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以上の場合は、原子炉再循環ポンプおよびドライウェル空調機を停止し、ドライウェルスプレイおよ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設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。 サブプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以上の場合、ドライウェル代替スプレイを間欠で実施する。なお、サブプレッションプール水位が外部水源注水量限界に到達した場合、ドライウェル代替スプレイを停止する。 <p>B. 原子炉満水</p> <ul style="list-style-type: none"> サブプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以上の場合であって、ドライウェルスプレイまたはサブプレッションプールのスプレイおよびドライウェル代替スプレイを起動できない場合、非常用炉心冷却系を起動後、「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁を開し、主蒸気隔離弁、主蒸気ドレン弁、原子炉隔離時冷却系および原子炉冷却材浄化系の隔離弁を開鎖する。 原子炉水位をできるだけ高く維持する。 <p>C. 格納容器ベント</p> <ul style="list-style-type: none"> サブプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力に到達した場合は、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する。サブプレッションプール側が使用できない場合は、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できない場合は、サブプレッションプール側耐圧ベントラインを優先する。サブプレッションプール側が使用できない場合は、ドライウェル側耐圧ベントラインを使用する。 	

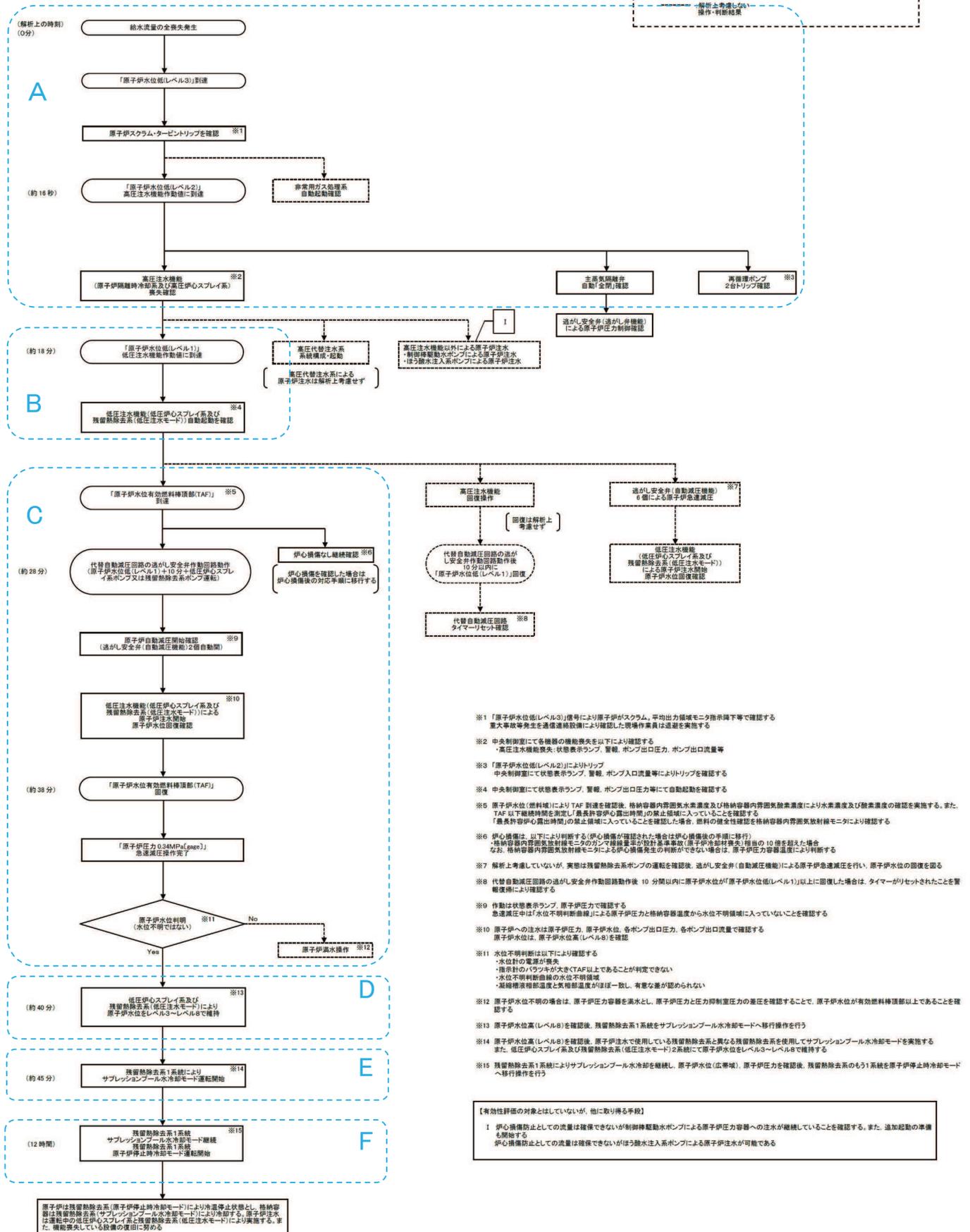


保安規定 添付1-3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

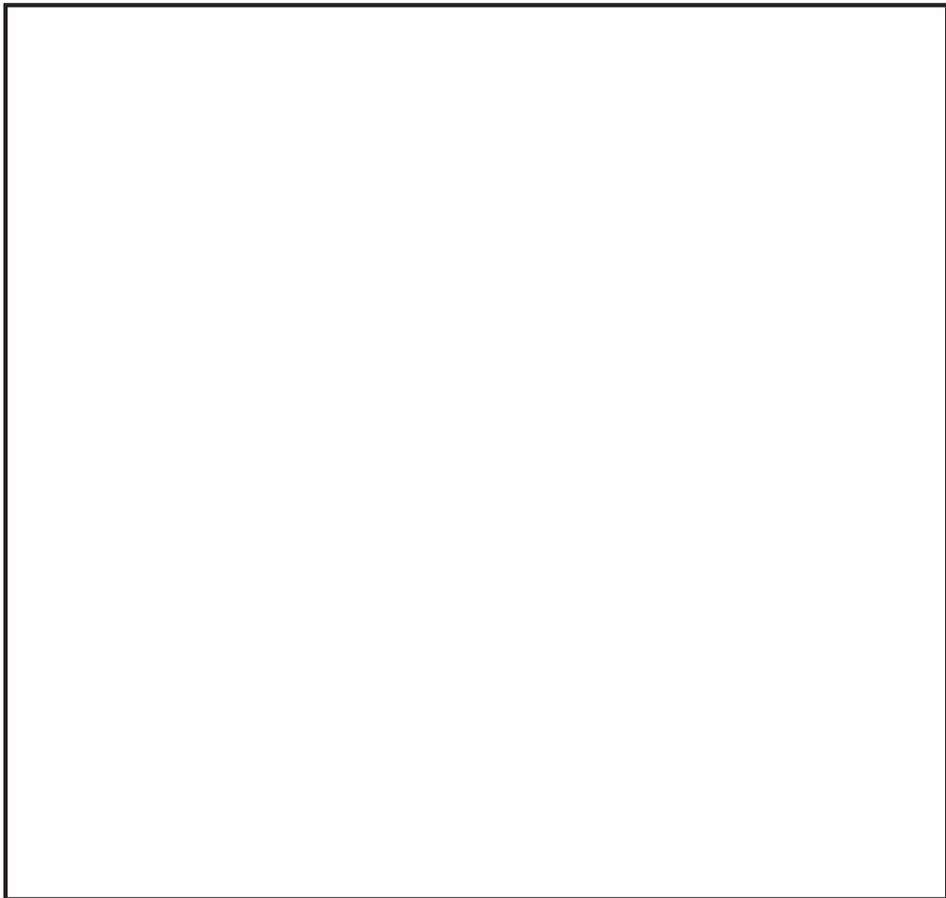
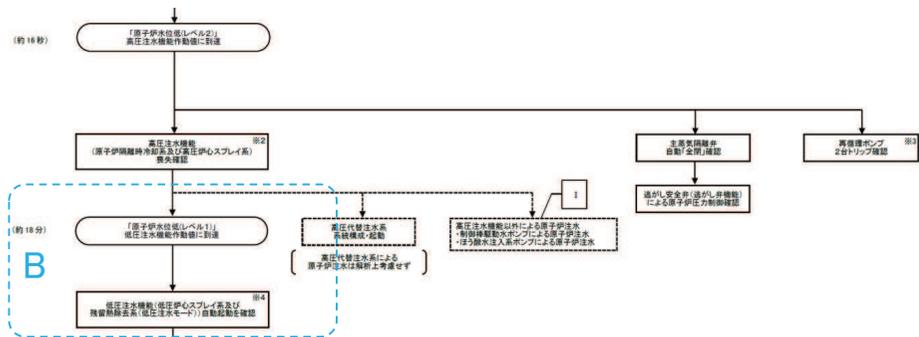
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 5	原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱(現場操作)(ベント操作:S/C側ベントの場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	95分

Ⅲ. 重大事故シナリオ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

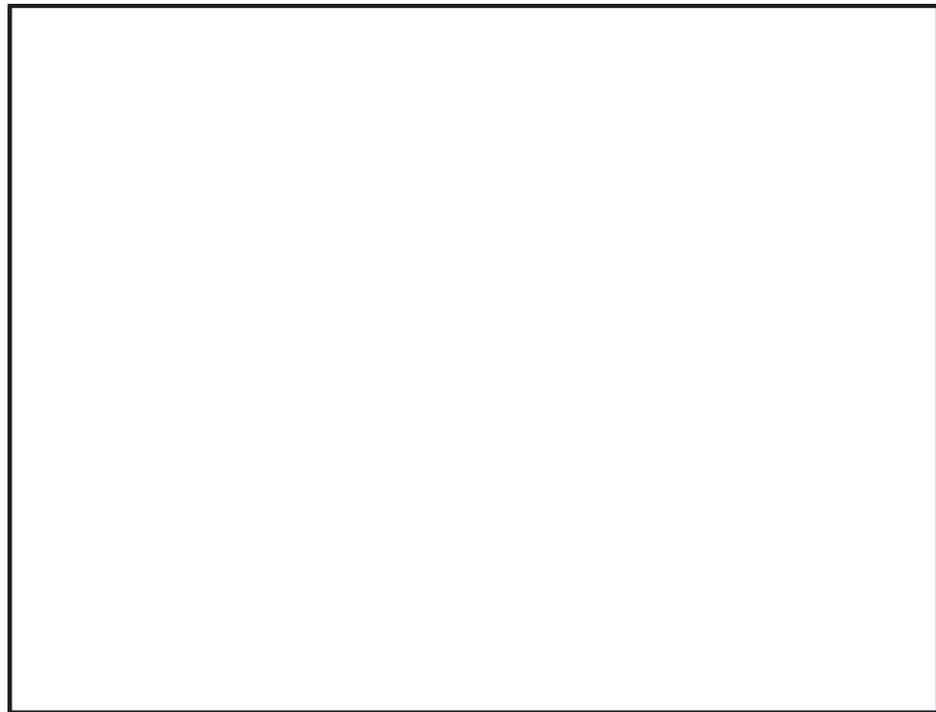
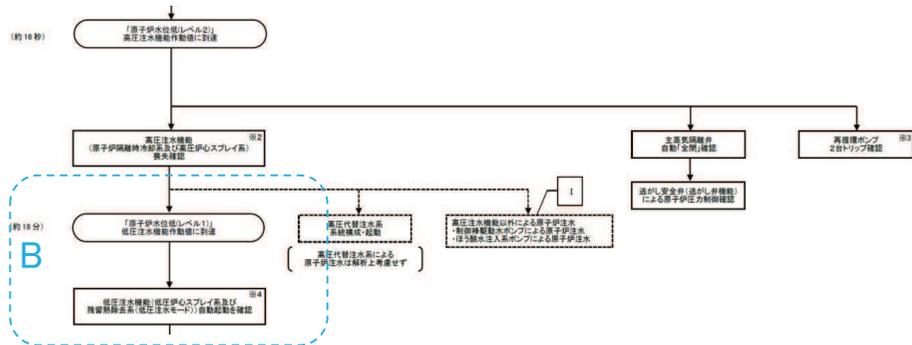


- ※1 「原子炉水位低(レベル3)」(番号)により原子炉スクラム、平均出力領域モータ降下等で確認する。重大事故等発生を迅速通報設備により確認した現場作業員は迅速を実施する。
- ※2 中央制御室にて各機器の機能喪失を以下により確認する。
 ・高圧注水機能喪失、状態表示ランプ、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量等
- ※3 「原子炉水位低(レベル2)」によりトリップ。中央制御室にて状態表示ランプ、警報、ポンプ出口流量等によりトリップを確認する。
- ※4 中央制御室にて状態表示ランプ、警報、ポンプ出口圧力等にて自動起動を確認する。
- ※5 原子炉水位(燃料槽)によりTAF到達を確認後、格納容器内雰囲気水素濃度及び格納容器内雰囲気酸素濃度により水素濃度及び酸素濃度の確認を実施する。また、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。「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した場合、燃料の健全性確認を格納容器内雰囲気放射線モニタにより確認する。
- ※6 炉心損傷は、以下により判断する(炉心損傷を確認された場合は炉心損傷後の手順に移行)。
 ・格納容器内雰囲気放射線モニタのカウンタ増減量率が設計基準事故(原子炉炉心材料損失)相対の10倍を超えた場合
 ・格納容器内雰囲気放射線モニタによる炉心損傷発生を判断できない場合は、原子炉圧力温度変化により判断する
- ※7 解析上考慮していないが、実際は残留熱除去系ポンプの運転を確認後、逃がし安全弁(自動減圧機能)による原子炉急減圧を行い、原子炉水位の回復を図る。
- ※8 代替自動減圧回路の逃がし安全弁作動開始動作後10分以内に原子炉水位が「原子炉水位低(レベル1)」以上に回復した場合は、タイマーリセットされたことを警報復帰により確認する。
- ※9 動作は状態表示ランプ、原子炉圧力で確認する。急減圧中は「水位不明判断線」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。
- ※10 原子炉への注水は原子炉圧力、原子炉水位、各ポンプ出口圧力、各ポンプ出口流量で確認する。原子炉水位は、原子炉水位高(レベル8)を確認する。
- ※11 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
 ・指示針のバツキが大きいTAF以上であることが判定できない
 ・水位不明判断線の水位不明領域
 ・格納容器内部温度と気相温度がほぼ一致し、有意な差が認められない
- ※12 原子炉水位不明の場合は、原子炉圧力容器を満水とし、原子炉圧力と炉心抑制室圧力の差圧を確認することで、原子炉水位が有効燃料棒頂部以上であることを確認する。
- ※13 原子炉水位高(レベル8)を確認後、残留熱除去系1系統をサブプレッションプール水冷却モードへ移行操作を行う。
- ※14 原子炉水位高(レベル8)を確認後、原子炉注水で使用している残留熱除去系と異なる残留熱除去系を使用してサブプレッションプール水冷却モードを実施する。また、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水モード)2系統にて原子炉水位をレベル3～レベル8で維持する。
- ※15 残留熱除去系1系統によりサブプレッションプール水冷却を継続し、原子炉水位(広帯域)、原子炉圧力を確認後、残留熱除去系のもう1系統を原子炉停止時冷却モードへ移行操作を行う。



保安規定 添付1-1

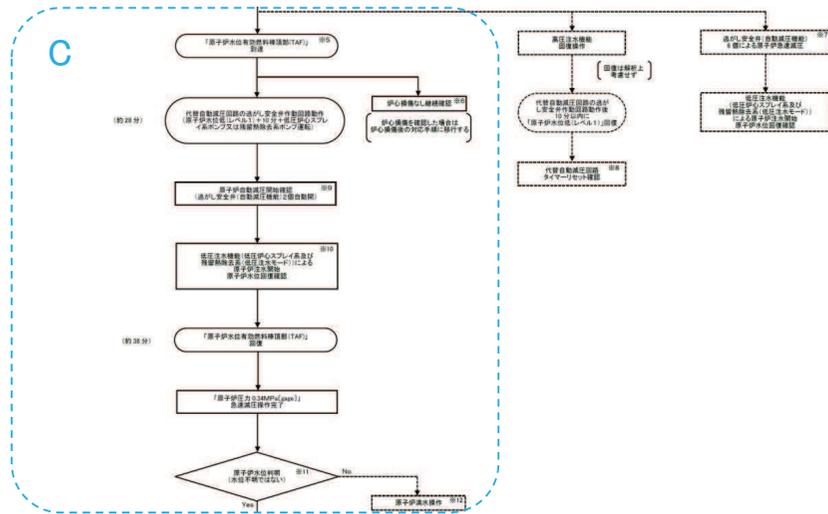
<p>1. 原子炉制御 (3) 水位確保</p>	
<p>①目的 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。</p>	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合 ・不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合または有効燃料頂部以上で安定している場合 ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し水位が判明している場合 ・不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合
<p>④基本的な考え方 ・原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。</p>	
<p>⑤主な監視操作内容</p>	
<p>A. 水位</p>	
<p>② ・ 作動すべきものが不動作の場合は、手で作動させる。</p>	
<p>③ ・ 給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系または高圧代替注水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。</p>	
<p>④ ・ 原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できず原子炉水位が降下中の場合であって、給復水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系により原子炉水位の維持ができない場合は、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を起動し、不測事態「急速減圧」に移行する。低圧代替注水系が起動できない場合は、不測事態「水位回復」に移行する。</p>	
<p>⑤ ・ 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。</p>	
<p>・ 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。</p>	



保安規定 添付1-1

4. 不測事態
(1) 水位回復
①目的
・原子炉水位を回復する。
②導入条件
・原子炉制御「スクラム」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合
① ・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
④基本的な考え方
・原子炉水位の徴候に応じて、非常用炉心冷却系の再起動や低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）の起動を行う。
・原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合、炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならない。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が 1,200℃または燃料被覆管酸化割合が 15%に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって、炉心が露出した時刻を記録し、前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）および低圧代替注水系（可搬型）を起動する。
・原子炉制御「反応度制御」実施中は、本制御を実施しない。
⑤主な監視操作内容
・原子炉水位が不明となった場合、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
・原子炉水位が有効燃料頂部に到達した場合、原子炉水位が有効燃料頂部に到達した時刻を記録するとともに、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を導入する。
・原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系を起動する。
② ・給復水系または非常用炉心冷却系の 1 系統以上を起動する。
・給復水系または非常用炉心冷却系の 1 系統以上の起動ができない場合であって、原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系による原子炉水位の維持ができない場合は、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を起動し、原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系機能維持最低圧力以上の場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。
③ ・給復水系または非常用炉心冷却系の 1 系統以上を起動しても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「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。

不測事態に関しては、「③脱出条件」はない。以下、表 1 3 および表 1 4 も同じ。



保安規定 添付1-1

4. 不測事態
(2) 急速減圧

① 目的
・ 原子炉を速やかに減圧する。

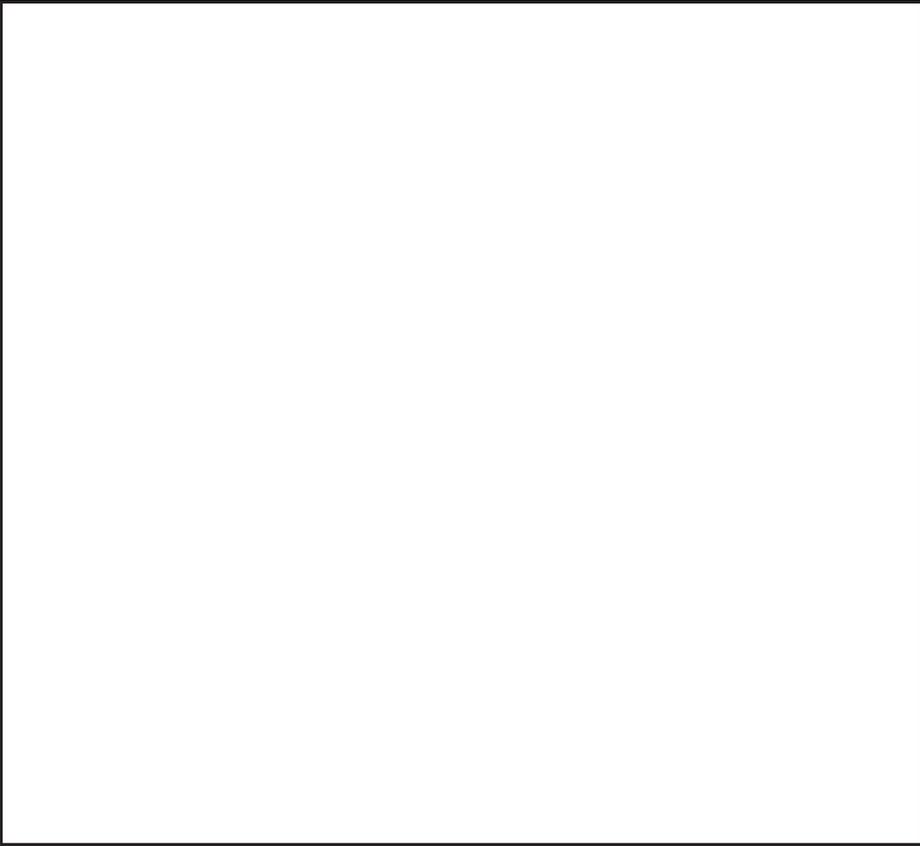
② 導入条件

- ・ 原子炉制御「水位確保」において、給復水系もしくは非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系もしくは高压代替注水系による原子炉水位の維持ができず、低压代替注水系（低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低压代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低压代替注水系（常設）（直流駆動低压注水系ポンプ）、ろ過水系）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設計基準事故時最高圧力以上となった場合
- ・ 一次格納容器制御「ドライウェル温度制御」において、ドライウェル空間部局所温度がドライウェル設計温度に到達した場合
- ・ 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
- ・ 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急速減圧へ移行するサブプレッションプール水位以下になった場合
- ・ 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」において、中央制御室からの漏えい箇所隔離に失敗した場合
- ・ 不測事態「水位回復」において、給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上の起動ができない場合かつ原子炉隔離時冷却系または高压代替注水系による原子炉水位の維持ができない場合であって、低压代替注水系（低压代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低压代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低压代替注水系（常設）（直流駆動低压注水系ポンプ）、ろ過水系）が起動でき、原子炉隔離時冷却系機能維持最低圧力以上の場合

① 不測事態「水位回復」において、給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上を起動しても原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合

④ 基本的な考え方

- ・ 原子炉圧力低下必要時に自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。または、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
- ・ 主蒸気逃がし安全弁が「急速減圧」時必要弁数開放できない場合は、タービンバイパス弁および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がある。
- ・ 急速減圧中に原子炉注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、原子炉注へ注水可能な系統を再起動する。

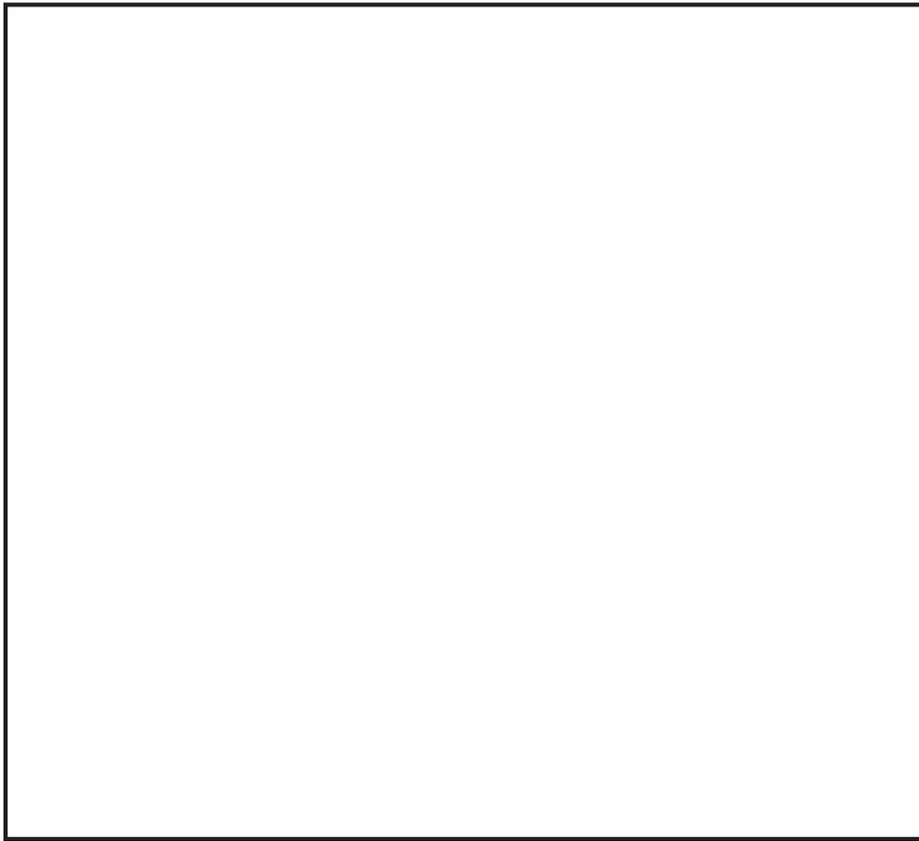
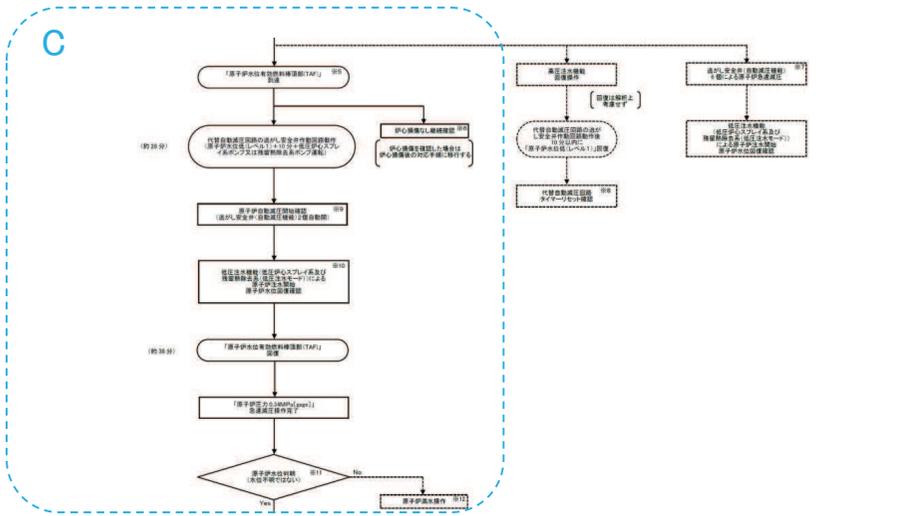


枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

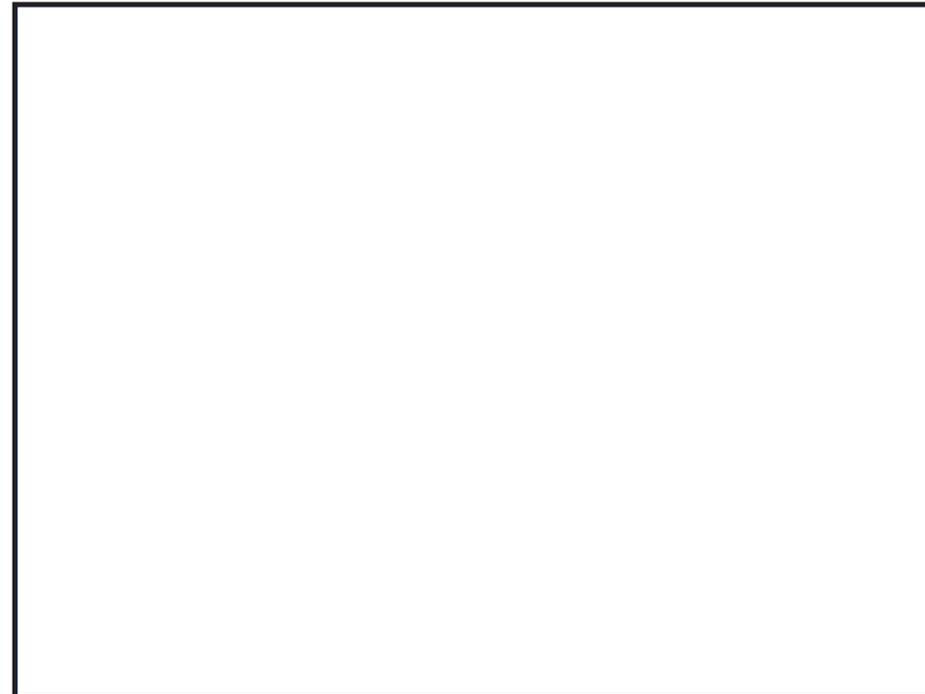
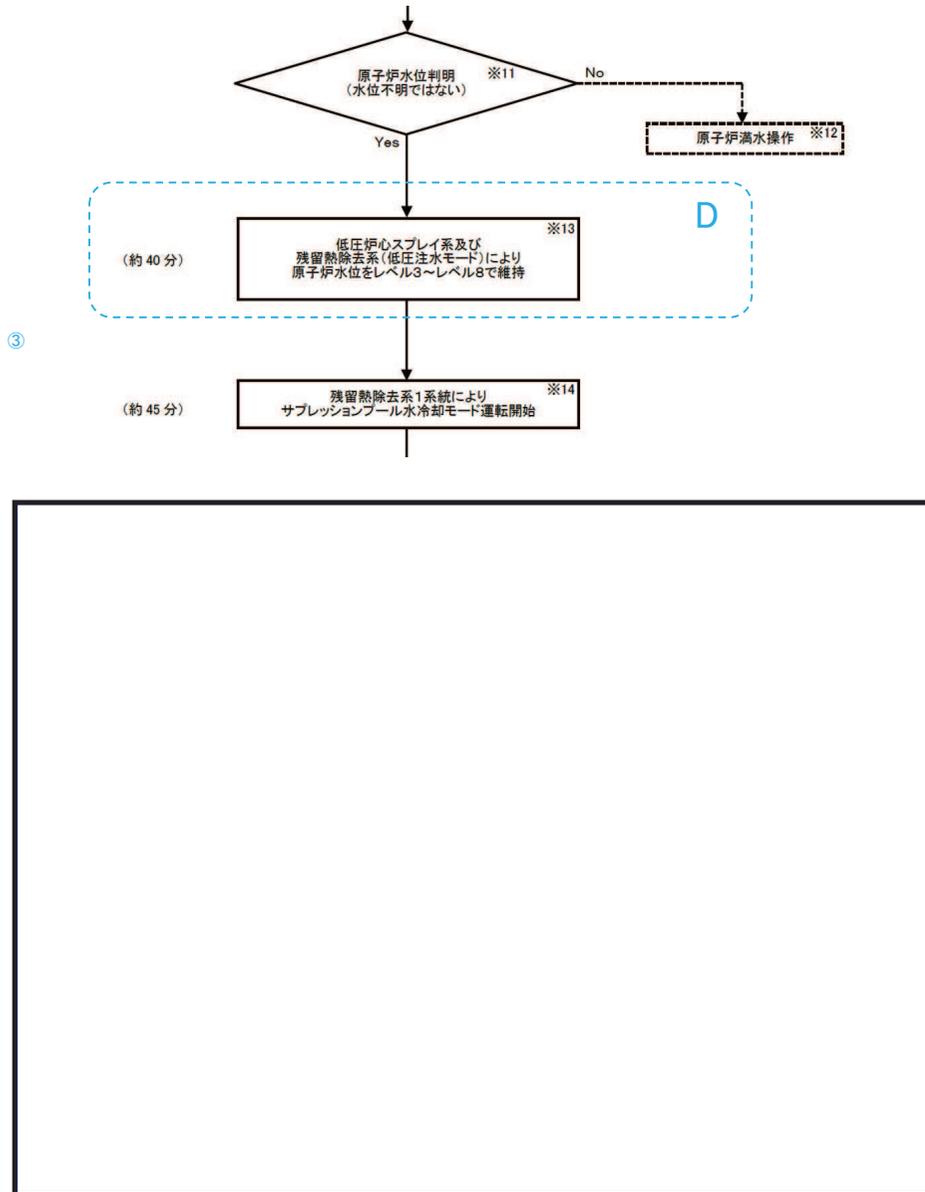
保安規定 添付1-1

⑤ 主な監視操作内容

- ① 給復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を起動する。
 - ② 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。
 ・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
 ・自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最小弁数以上開放する。
 - ③ 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主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、高圧代替注水系または原子炉冷却材浄化系ブローラインを使用して減圧する。
- ③ 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」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

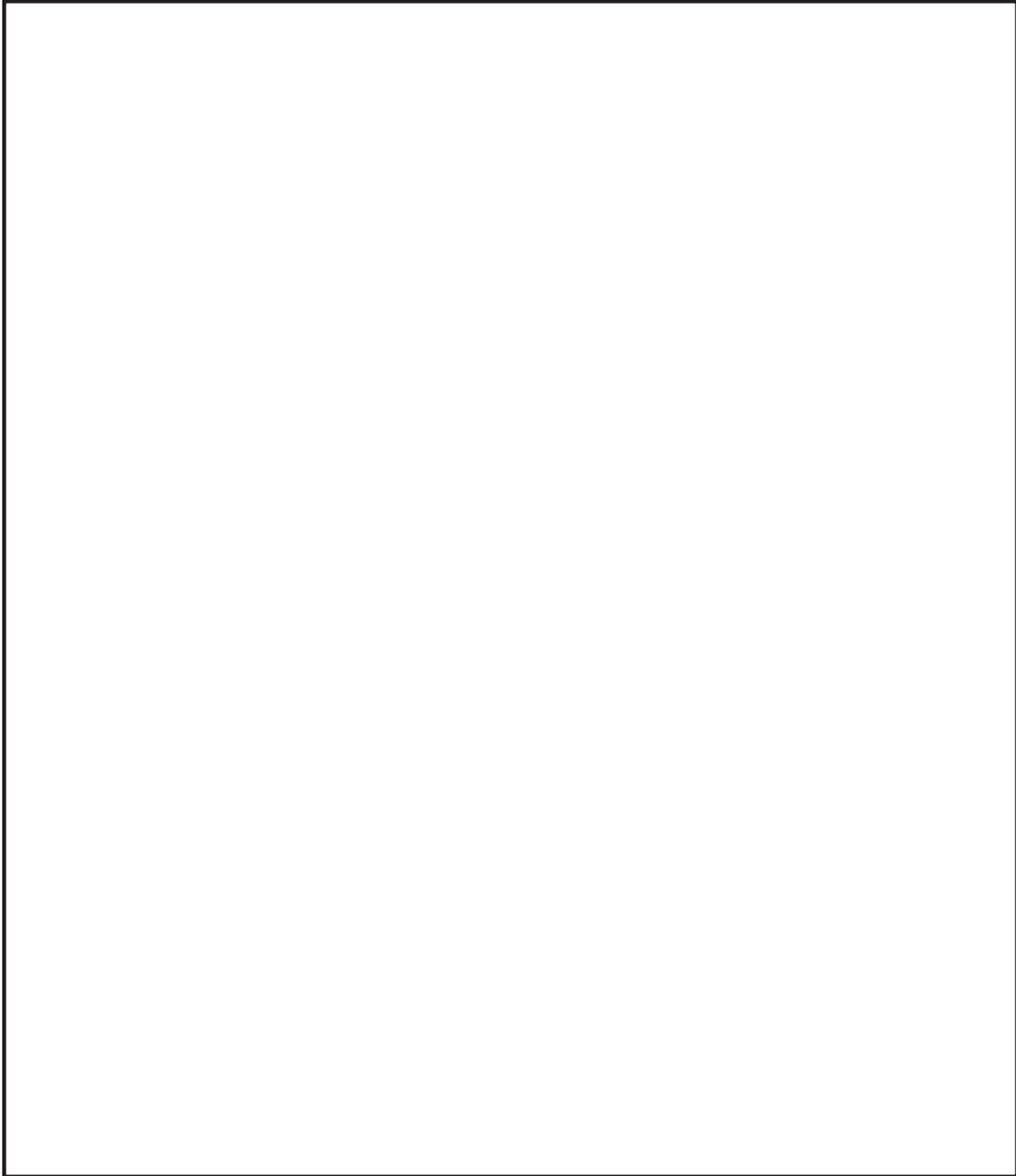
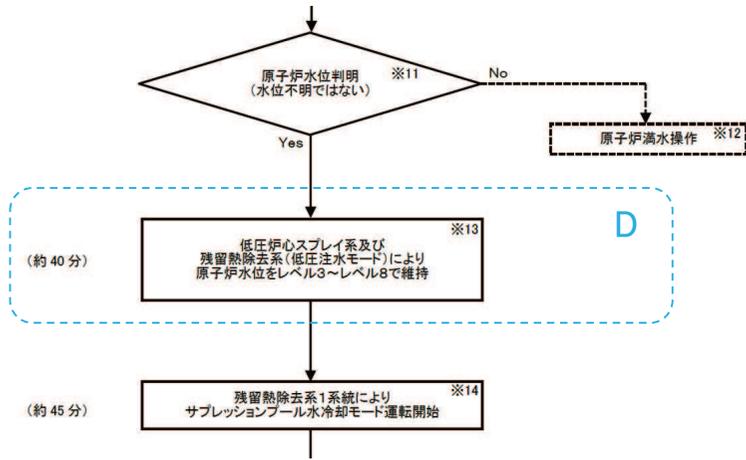


保安規定 添付1-1

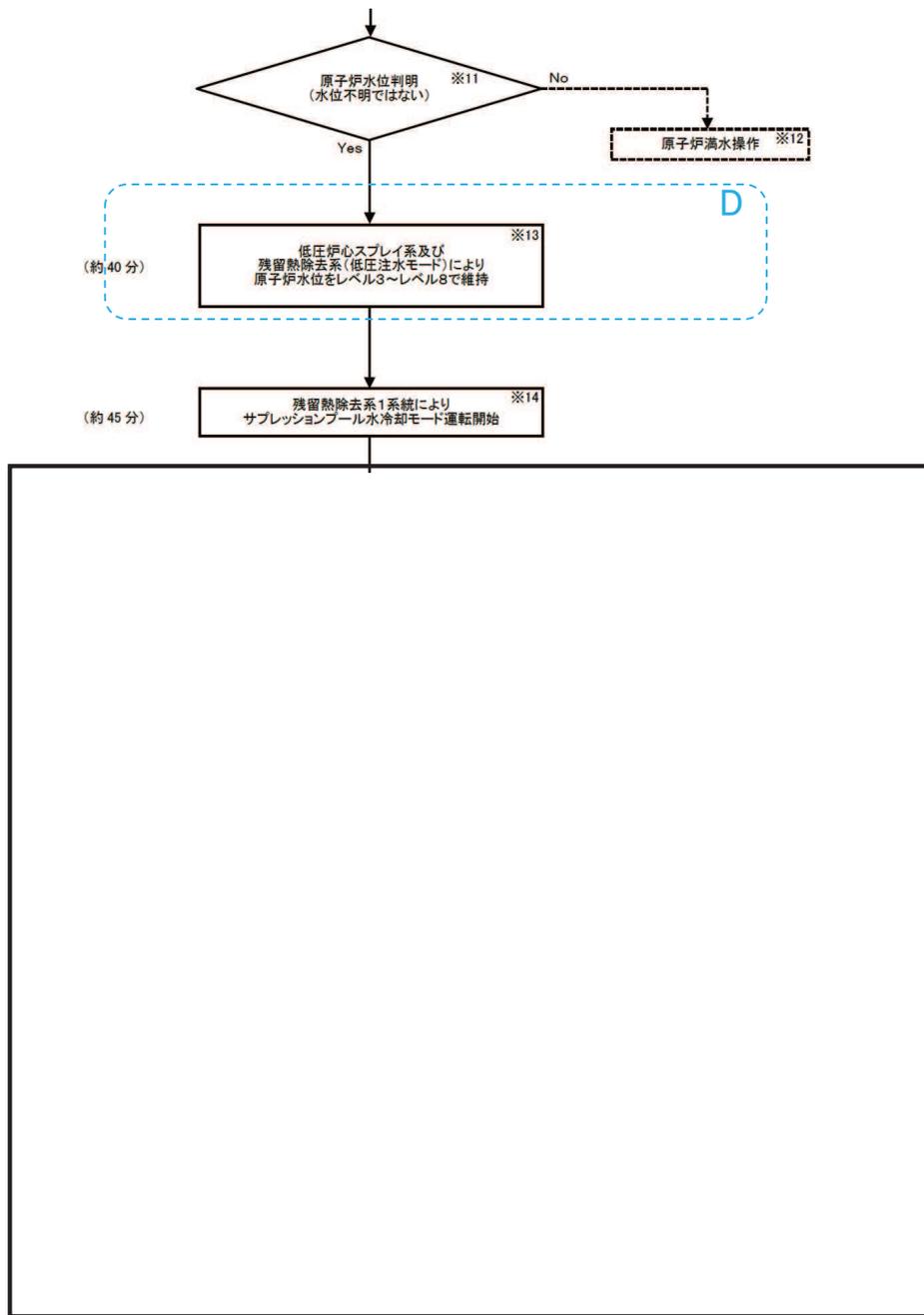
4. 不測事態 (1) 水位回復
①目的 ・原子炉水位を回復する。
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 ・原子炉制御「水位確保」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 ・原子炉制御「減圧冷却」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 ① 不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウェル空間部温度が飽和温度以下の場合
④基本的な考え方 ・原子炉水位の徴候に応じて、非常用炉心冷却系の再起動や低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）の起動を行う。 ・原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合、炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならない。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が 1,200℃または燃料被覆管酸化割合が 15%に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって、炉心が露出した時刻を記録し、前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）および低圧代替注水系（可搬型）を起動する。 ・原子炉制御「反応度制御」実施中は、本制御を実施しない。
⑤主な監視操作内容 ・原子炉水位が不明となった場合、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 ・原子炉水位が有効燃料頂部に到達した場合、原子炉水位が有効燃料頂部に到達した時刻を記録するとともに、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を導入する。 ・原子炉隔離時冷却または高圧代替注水系を起動する。 ② 給復水系または非常用炉心冷却系の 1 系統以上を起動する。 ・給復水系または非常用炉心冷却系の 1 系統以上の起動ができない場合であって、原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系による原子炉水位の維持ができない場合は、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を起動し、原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系機能維持最低圧力以上の場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・給復水系または非常用炉心冷却系の 1 系統以上を起動しても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「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。

不測事態に関しては、「③脱出条件」はない。以下、表 1 3 および表 1 4 も同じ。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



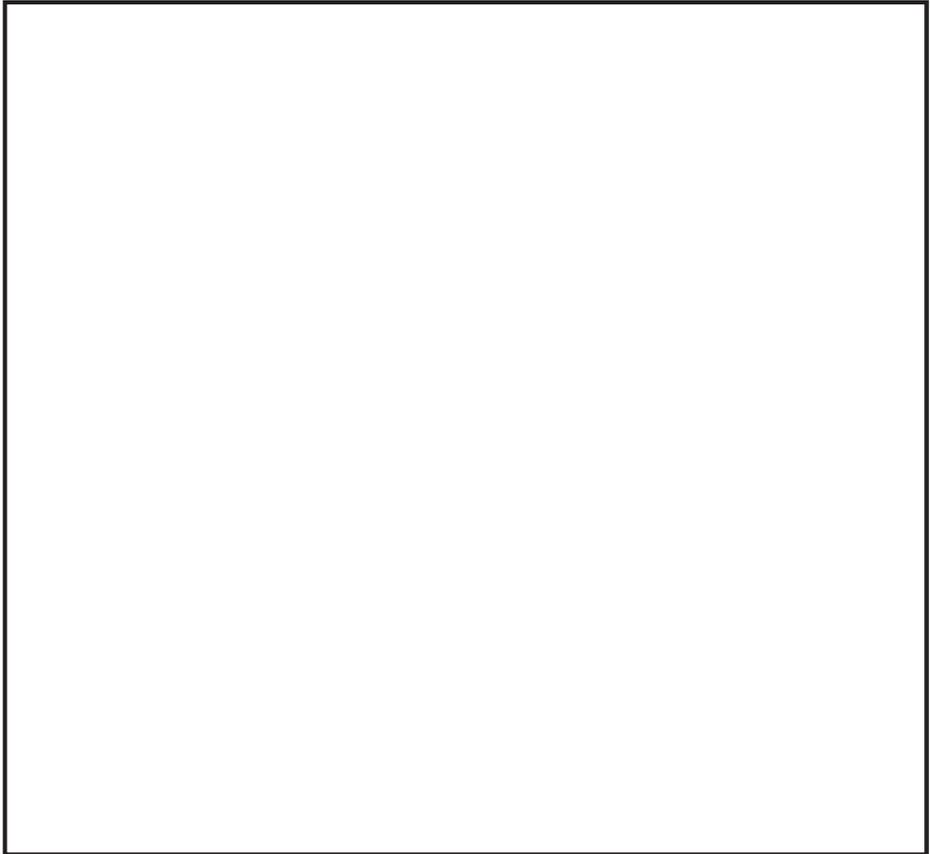
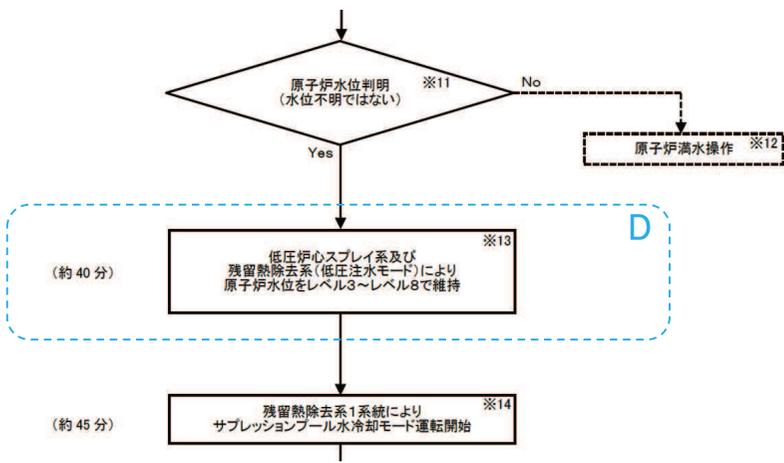
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

保安規定 添付1-1

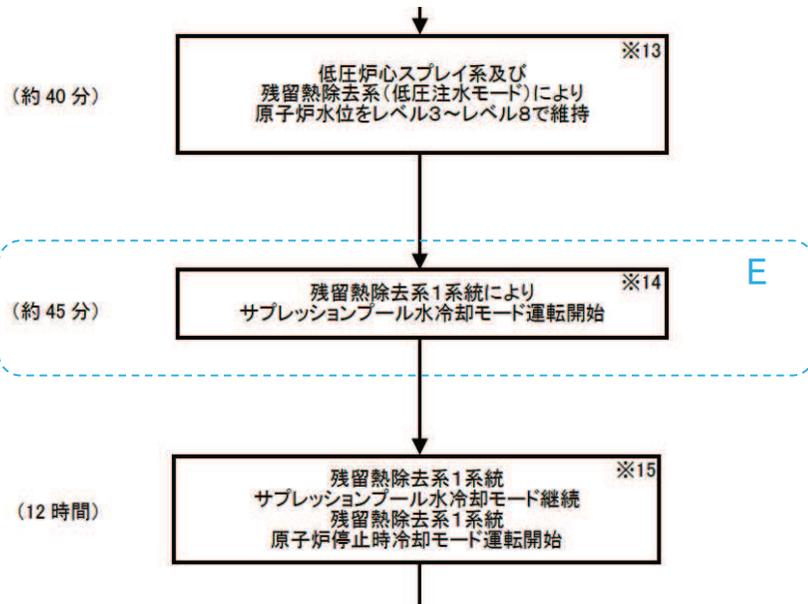
2. 原子炉制御 (3) 水位確保	
①目的 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。	
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合 ・不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合または有効燃料頂部以上で安定している場合 ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し水位が判明している場合 ・不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合	③脱出条件 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合
④基本的な考え方 ・原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。	
⑤主な監視操作内容 A. 水位 ・作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。	
① ・給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系または高圧代替注水系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。 ・原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できず原子炉水位が降下中の場合であって、給復水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系により原子炉水位の維持ができない場合は、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を起動し、不測事態「急速減圧」に移行する。低圧代替注水系が起動できない場合は、不測事態「水位回復」に移行する。 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位が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。	



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

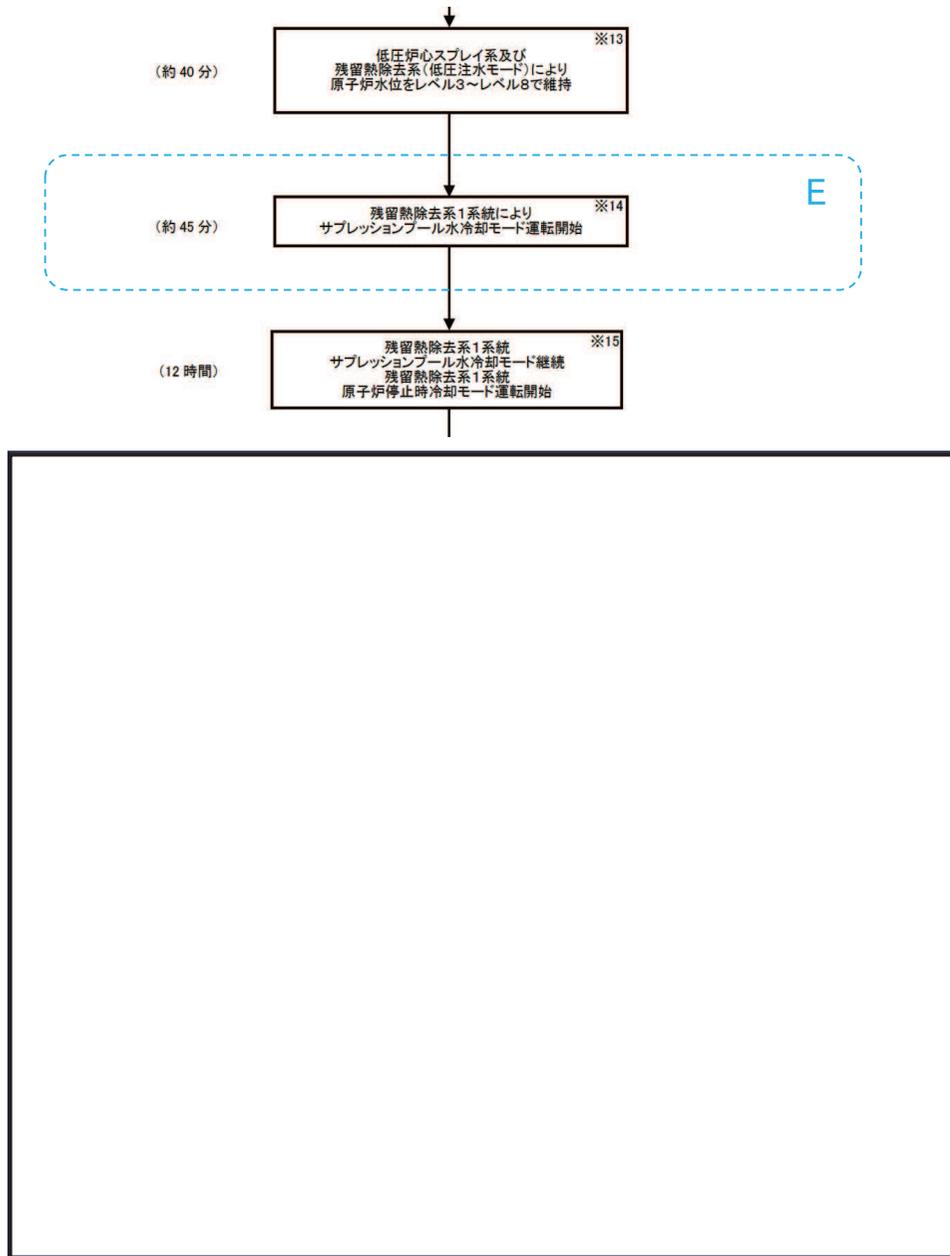
保安規定 添付1-1

<p>1. 原子炉制御 (1) スクラム</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉を停止する。 十分な炉心冷却状態を維持する。 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。) 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム信号が発生した場合 手動スクラムした場合 各制御の脱出条件が成立した場合 	<p>③脱出条件</p>
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実にを行う。 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 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」、「電源・タービン」の各制御を並行して行う。 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。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 原子炉出力</p> <ul style="list-style-type: none"> 「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。 全制御棒挿入状態を確認する。 平均出力領域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まで挿入されていない場合、代替制御棒挿入機能を動作させる。 全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本を超える場合、「反応度制御」へ移行する。また、「反応度制御」に移行した場合には、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。 全制御棒が全挿入位置まで挿入された場合または全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本以下の場合、原子炉水位、原子炉圧力、スクラム排出容器ドレン弁、ベント弁の閉鎖および原子炉再循環ポンプ速度を確認する。 平均出力領域モニタおよび起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。 <p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を確認する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 タービン駆動給水ポンプを停止し[*]、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(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(主復水系を含む)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、非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認する。 給復水系、非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系により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、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には、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 	
<p>②</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を連続的に監視する。 <p>※：タービン駆動給水ポンプは、原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。</p>	



保安規定 添付1-1

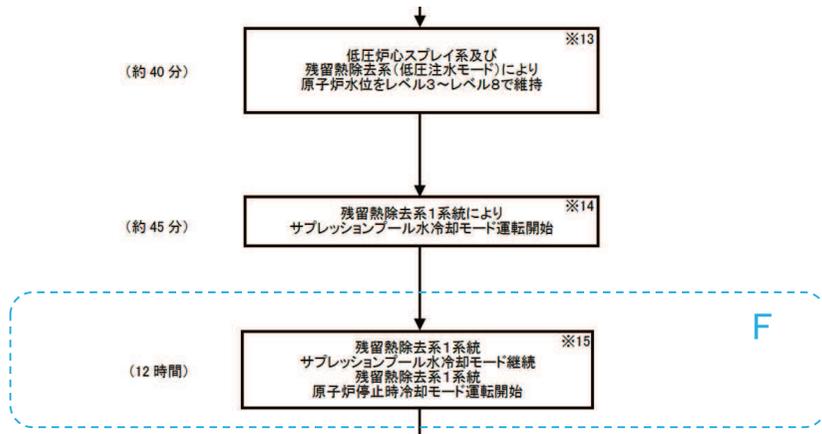
1. 原子炉制御 (1) スクラム
⑤主な監視操作内容
G. 一次格納容器制御への導入
① ・ 一次格納容器制御への導入条件を監視する (原子炉がスクラムしない場合を含む。)
H. 二次格納容器制御への導入
・ 二次格納容器制御への導入条件を監視する (原子炉がスクラムしない場合を含む。)



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

保安規定 添付1-1

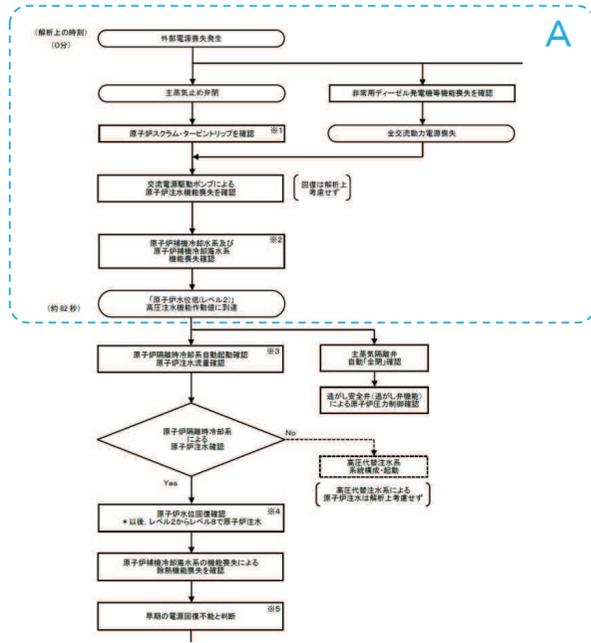
2. 一次格納容器制御	
(3) サブレーションプール温度制御	
①目的	
・サブレーションプールの水温および空間部温度を監視し、制御する。	
②導入条件	③導入条件
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が閉固着の場合 サブレーションプール水の平均温度が通常運転時制限温度を超えた場合 サブレーションプール空間部の局所温度が温度高警報設定点以上の場合 	<ul style="list-style-type: none"> サブレーションプール水の平均温度が通常運転時制限温度未満となった場合 サブレーションプール空間部の局所温度が温度高警報設定点未満となった場合
④基本的な考え方	
・サブレーションプール水温およびサブレー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。	
⑤主な監視操作内容	
A. サブレーションプール水温制御	
②	・サブレー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、サブレーションプールの冷却を開始する。
③	・サブレーションプール水温がスクラム制限温度に到達したら、手動スクラムし、サブレーションプール水温を確認する。サブレー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、サブレー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。
	・サブレーションプール水温が80℃に到達した場合、高圧炉心スプレイ系の水源切替えを行う。
B. サブレーションプール空間部温度制御	
	・サブレーションプール空間部温度が温度高警報設定点まで上昇したら、サブレーションプール冷却を実施するとともに、サブレーションプール空間部温度上昇の原因（原子炉隔離時冷却系の運転、主蒸気逃がし安全弁排気管の異常、サブレーションプール・ドライウェル間真空破壊弁の異常等）を復旧する。
	・サブレーションプール空間部温度が温度高警報設定点まで上昇したら、サブレーションプールスプレイを作動させる。
	・サブレーションプール空間部局所温度の上昇抑制を行っても、サブレーションプール空間部局所温度が温度高警報設定値未満に維持できない場合は、手動スクラムする。サブレー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、サブレー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

<p>1. 原子炉制御 (4) 減圧冷却</p>	
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持しつつ、原子炉を減圧し、冷温停止状態へ移行させる。 	
<p>② 導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」において、主蒸気隔離弁が閉状態かつ主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力の調整ができない場合またはタービンバイパス弁もしくは主蒸気逃がし安全弁を使用して原子炉圧力の調整および監視ができる場合 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 	<p>③ 導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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）が起動した場合
<p>④ 基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 緊急性を要しないため、原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値以内になるように努める。 主蒸気逃がし安全弁にて減圧冷却を行う場合には、原子炉冷却材温度変化率およ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。 	
<p>⑤ 主な監視操作内容</p> <p>A. 水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系また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」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 <p>B. 減圧</p> <ul style="list-style-type: none"> 注水系が原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系のみ場合、原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系定格流量維持最低圧力以上に維持する。 主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。 	
<p>②</p> <ul style="list-style-type: none"> 主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でサブプレッションプール冷却が実施されている場合、主蒸気逃がし安全弁等による減圧を行う。 主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。 	<p>③</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



保安規定 添付1-1

1. 原子炉制御

(1) スクラム

① 目的

- ・ 原子炉を停止する。
- ・ 十分な炉心冷却状態を維持する。
- ・ 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。
- ・ 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む)

② 導入条件

- ・ 原子炉スクラム信号が発生した場合
- ・ 手動スクラムした場合
- ・ 各制御の脱出条件が成立した場合

③ 脱出条件

④ 基本的な考え方

- ・ 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実にを行う。
- ・ 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。
- ・ 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には原子炉制御「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」の制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「電源・タービン」の各制御を並行して行う。
- ・ 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。

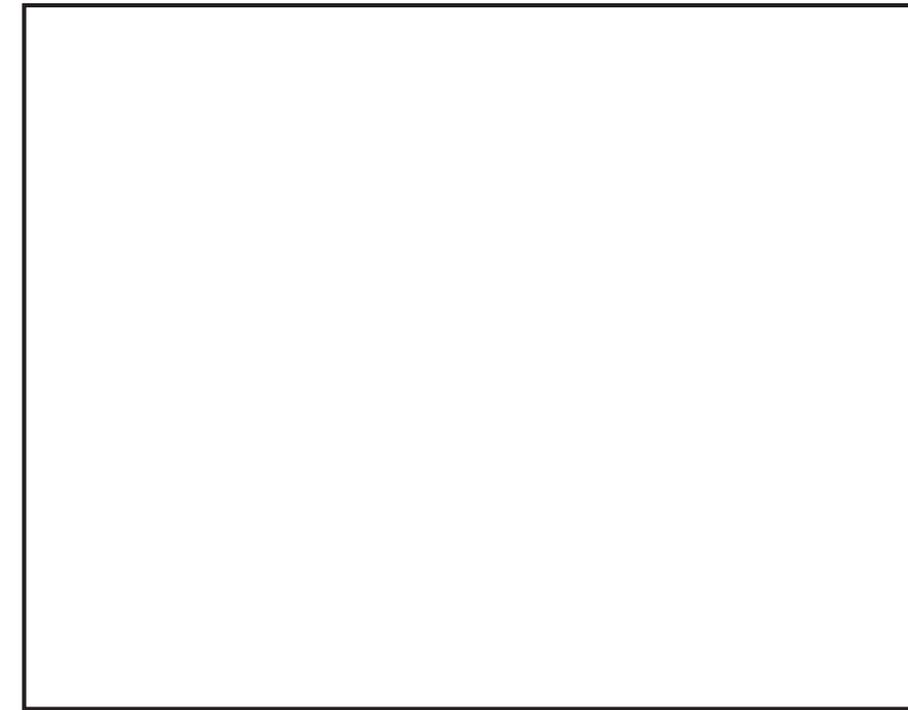
⑤ 主な監視操作内容

A. 原子炉出力

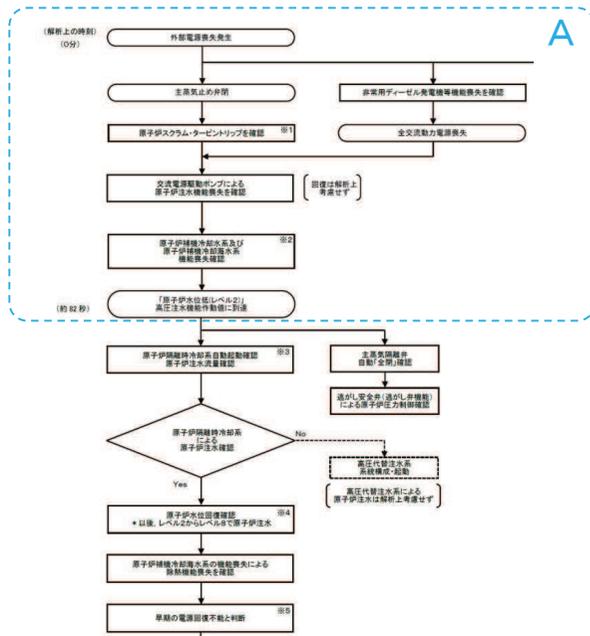
- ・ 「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。
- ・ 全制御棒挿入状態を確認する。
- ・ 平均出力領域モニタの指示を確認する。
- ・ 自動スクラムが失敗した場合には、手動スクラムを行う。
- ・ 原子炉モードスイッチを「停止」位置にする。
- ・ 全制御棒が全挿入位置まで挿入されていない場合、代替制御棒挿入機能を動作させる。
- ・ 全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本を超える場合、「反応度制御」へ移行する。また、「反応度制御」に移行した場合には、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。
- ・ 全制御棒が全挿入位置まで挿入された場合または全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本以下の場合、原子炉水位、原子炉圧力、スクラム排出容器ドレン弁、ベント弁の閉鎖および原子炉再循環ポンプ速度を確認する。
- ・ 平均出力領域モニタおよび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

- ② 原子炉水位を確認する。
 - ③ 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。
 - ④ タービン駆動給水ポンプを停止し^{*}、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(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ベントリップ設定値の間を目標として維持する。
 - ・ 給復水系(主復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動動作する。(原子炉隔離時冷却系が自動動作した場合は不要)
 - ⑤ 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、非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認する。
 - ⑥ 給復水系、非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系により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ベ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、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には、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
 - ・ 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
 - ・ 原子炉水位を連続的に監視する。
- ^{*}: タービン駆動給水ポンプは、原子炉水位高ターベントリップ設定値で自動停止する。



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



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、主復水器が使用可能であることを確認する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合または主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、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いて、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、主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。
- 主蒸気隔離弁が閉の場合、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または主蒸気逃がし安全弁により制御されていることを連続的に監視する。また主蒸気逃がし安全弁で制御している場合は、主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D. 電源・タービン

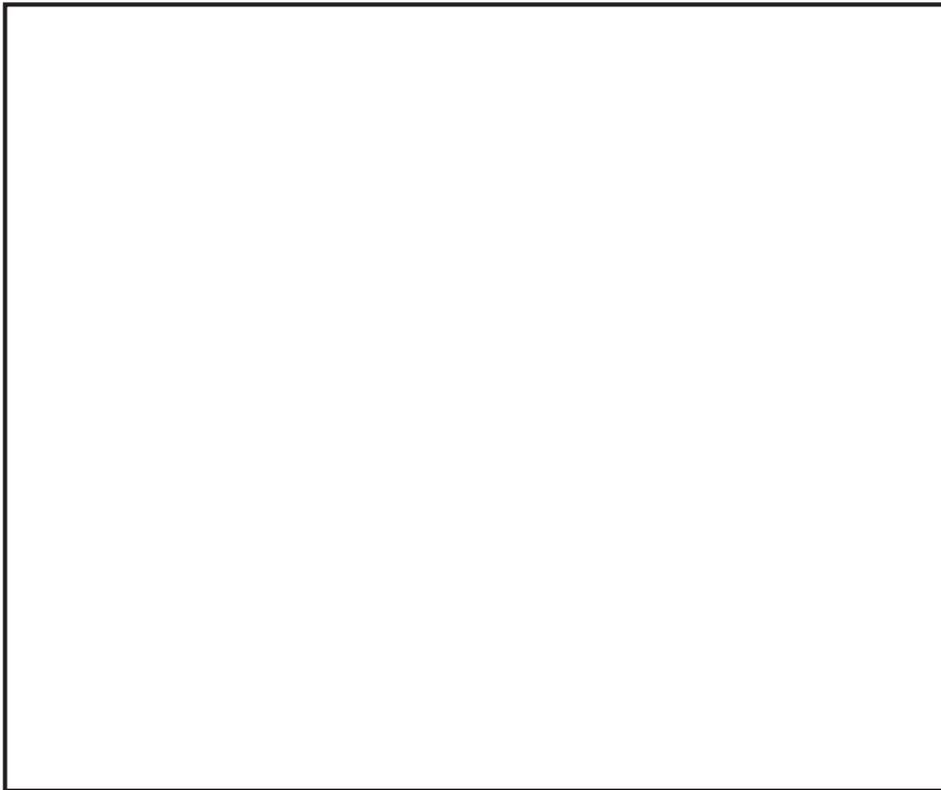
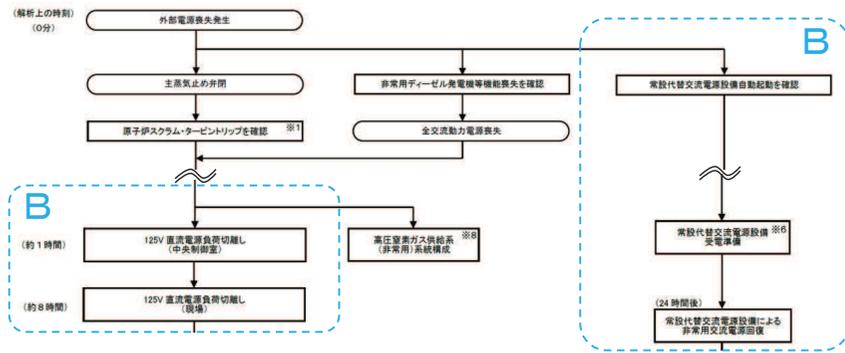
- 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることおよびタービン自動トリップを確認する。
- タービントリップ状態および発電機トリップ状態を確認する。
- 所内電源系が確保されていることを確認する。
- 直流電源が確保されない場合は、「電源回復（直流電源復旧）」へ移行する。
- 起動変圧器から受電されていない場合、「電源回復（交流電源復旧）」へ移行する。
- 非常用母線が正常であることを確認する。正常でない場合、「電源回復」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であること、主復水器が使用可能であることを確認する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合または主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- タービンおよび発電機の停止状態を確認する。
- 空気抽出器およびグランドシールの切替により主復水器真空度を維持する。

E. モニタ確認

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

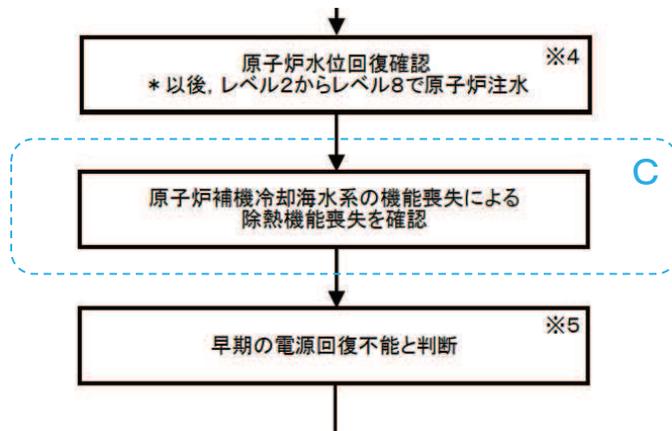
F. 復旧

- 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。
- 外部電源により電源が確保されていることを確認する。
- 直流電源負荷抑制を実施していた場合、負荷抑制を復旧する。
- 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。
- 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ている場合、原子炉水位を原子炉水位高タービントリップ設定値以上で維持する。
- 原子炉を冷温停止する。



保安規定 添付1-1

<p>5. 電源制御</p> <p>(1) 電源回復</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 交流電源および直流電源の供給を回復し維持する。 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」において、直流電源が喪失した場合 原子炉制御「スクラム」において、起動用変圧器からの受電に失敗した場合 原子炉制御「スクラム」において、非常用C母線またはD母線の電源が喪失した場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 起動用変圧器から所内電源を受電した場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。 非常用交流電源喪失が長期化する場合には常設125V直流電源および250V直流電源延命のため、直流負荷の切り離しを実施し、直流電源延命させる。 使用可能な設備を確認し、C、D母線の受電操作を行う。C、D母線の復旧が不可能な場合は、G母線の受電を行い、交流電源切替盤で切り替えを実施する。 直流電源喪失時は、常設代替直流電源（125V代替蓄電池および250V蓄電池）より受電する。常設代替直流電源からできない場合には、可搬型計測器にて中央制御室で計器毎に確認する。 非常用交流電源喪失が長期化する場合には常設代替直流電源（125V代替蓄電池および250V蓄電池）の延命のため、負荷の切り離しを行う。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 非常用交流高圧電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> 非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認する。 運転している非常用ディーゼル発電機に対応する原子炉補機冷却海水系の運転状態を確認する。当該原子炉補機冷却海水系の運転不可の場合は、常設代替交流電源設備を起動し、非常用ディーゼル発電機を停止する。 非常用ディーゼル発電機からの受電ができない場合、予備変圧器より受電する。予備変圧器からの受電ができない場合は常設代替交流電源設備より受電し、常設代替交流電源設備からの受電もできない場合は、号炉間等より受電する。 <p>②</p> <ul style="list-style-type: none"> 非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合、常設代替交流電源設備より受電する。 非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合であって、常設代替交流電源設備から受電できた非常用交流高圧電源母線が1系統である場合、直流250V充電器を受電した交流高圧電源母線側へ切り替える。 <p>③</p> <ul style="list-style-type: none"> 非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合であって、2系統とも常設代替交流電源設備から受電できなかった場合、直流駆動低圧注水系の系統構成、発電機水素ガス放出ならびに直流250V電源確保および直流125V電源確保を行うとともに、号炉間等からの受電を実施する。 非常用交流高圧電源母線の号炉間等からの受電ができなかった場合、可搬型代替交流電源設備より受電する。 給電設備容量に応じた設備復旧を行う。常設代替交流電源設備から受電している場合は、受電後1時間および24時間にて常設代替交流電源設備の負荷抑制を実施する。 <p>B. 直流電源確保</p> <p>④</p> <ul style="list-style-type: none"> 非常用ディーゼル発電機および常設代替交流電源設備から直流電源A系およびB系への給電ができない場合、1時間後および8時間後までに負荷の切り離しによる負荷抑制を実施する。 直流電源A系およびB系が喪失または枯渇した場合、常設代替直流電源設備より給電する。 直流電源A系およびB系が喪失または枯渇し、常設代替直流電源設備より給電している場合であって、G母線の受電ができない場合は、8時間後に負荷抑制を実施する。また、代替直流電源用切替盤への電源車接続を実施し、常設代替直流電源設備の充電器へ給電する。 <p>C. 直流250V電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> 発電機水素ガスの放出の完了または、直流電源A系およびB系が喪失した場合は負荷抑制を実施する。 	



保安規定 添付1-1

1. 原子炉制御
(1) スクラム

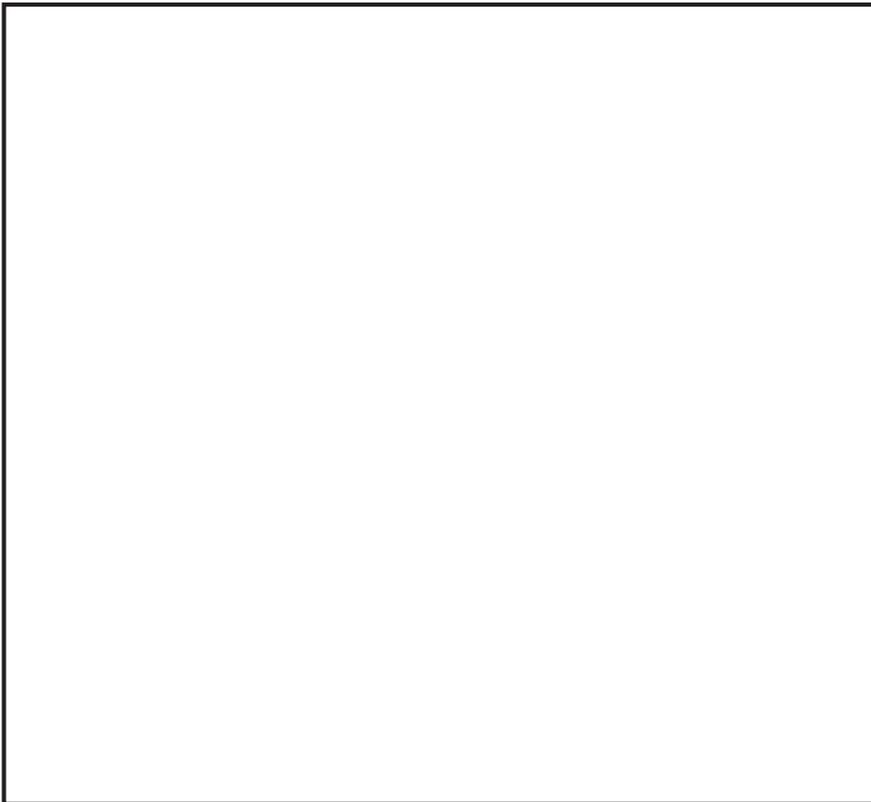
⑤ 主な監視操作内容

G. 一次格納容器制御への導入

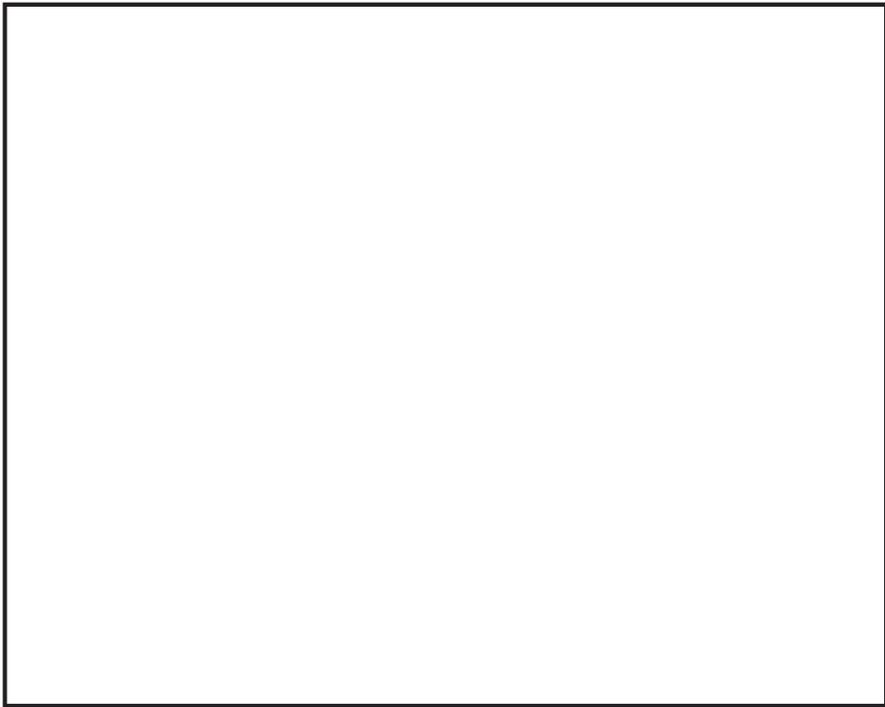
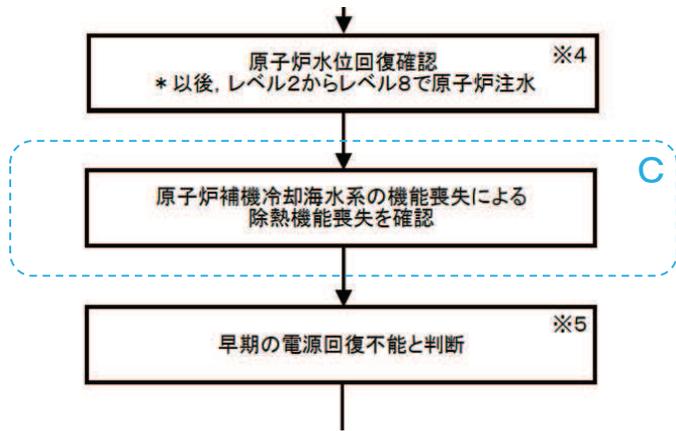
- ① ・ 一次格納容器制御への導入条件を監視する (原子炉がスクラムしない場合を含む。)

H. 二次格納容器制御への導入

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

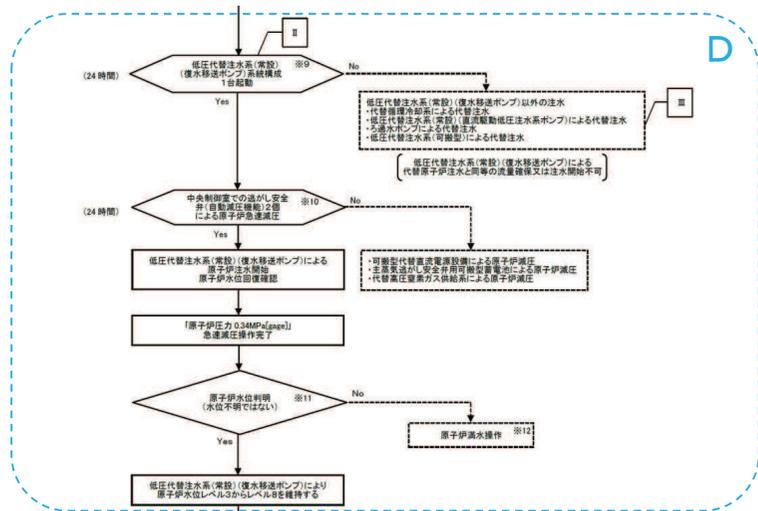


枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



保安規定 添付1-1

2. 一次格納容器制御	
(3) サプレッションプール温度制御	
①目的	
・サプレッションプールの水温および空間部温度を監視し、制御する。	
②導入条件	③脱出条件
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合 サプレッションプール水の平均温度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の局所温度が温度高警報設定点以上の場合 	<ul style="list-style-type: none"> サプレッションプール水の平均温度が通常運転時制限温度未満となった場合 サプレッションプール空間部の局所温度が温度高警報設定点未満となった場合
④基本的な考え方	
・サプレッションプール水温およ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。	
⑤主な監視操作内容	
A. サプレッションプール水温制御	
②	・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する。
③	・サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら、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。
	・サプレッションプール水温が80℃に到達した場合、高圧炉心スプレイ系の水源切替えを行う。
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温度が温度高警報設定点まで上昇したら、サプレッションプール冷却を実施するとともに、サプレッションプール空間部温度上昇の原因（原子炉隔離時冷却系の運転、主蒸気逃がし安全弁排気管の異常、サプレッションプール・ドライウエル間真空破壊弁の異常等）を復旧する。
	・サプレッションプール空間部温度が温度高警報設定点まで上昇したら、サプレッションプールスプレイを作動させる。
	・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が温度高警報設定値未満に維持できない場合は、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。

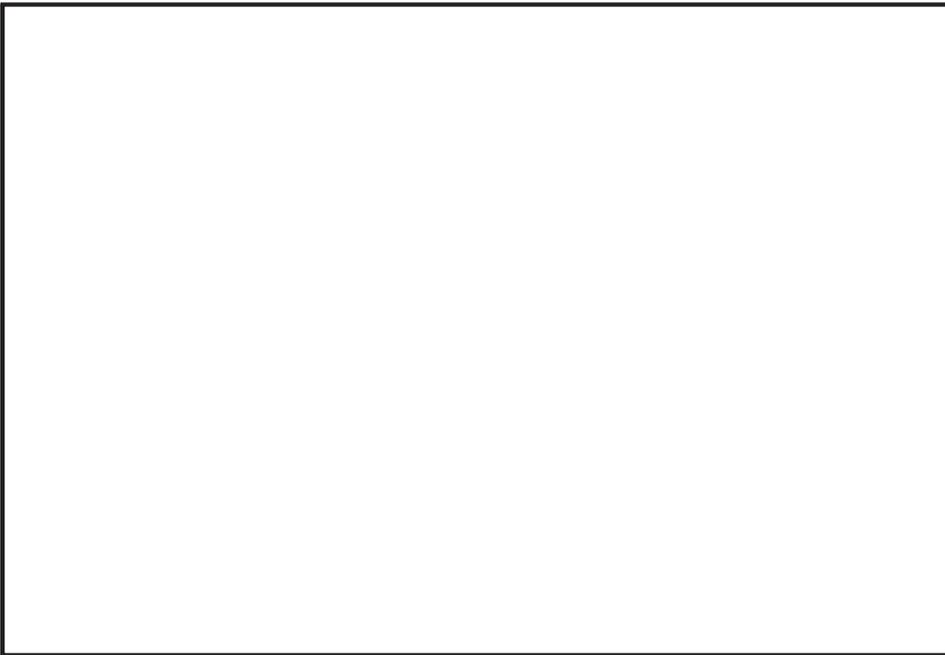
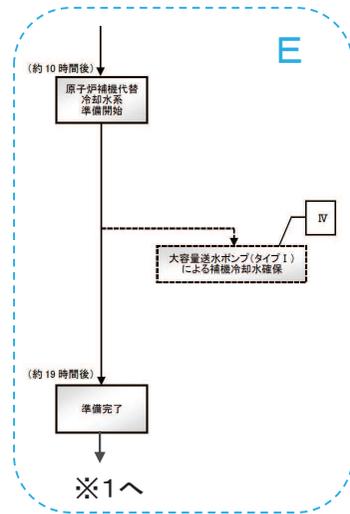
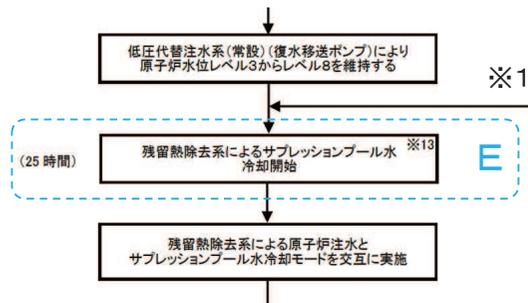


保安規定 添付1-1

⑤ 主な監視操作内容

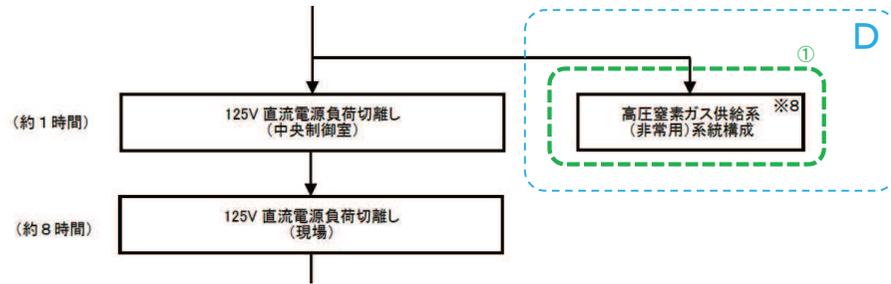
- ① 給復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を起動する。
- ② 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を順次開放する。
自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最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主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、高圧代替注水系または原子炉冷却材浄化系ブローラインを使用して減圧する。
- ③ 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」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



保安規定 添付1-1

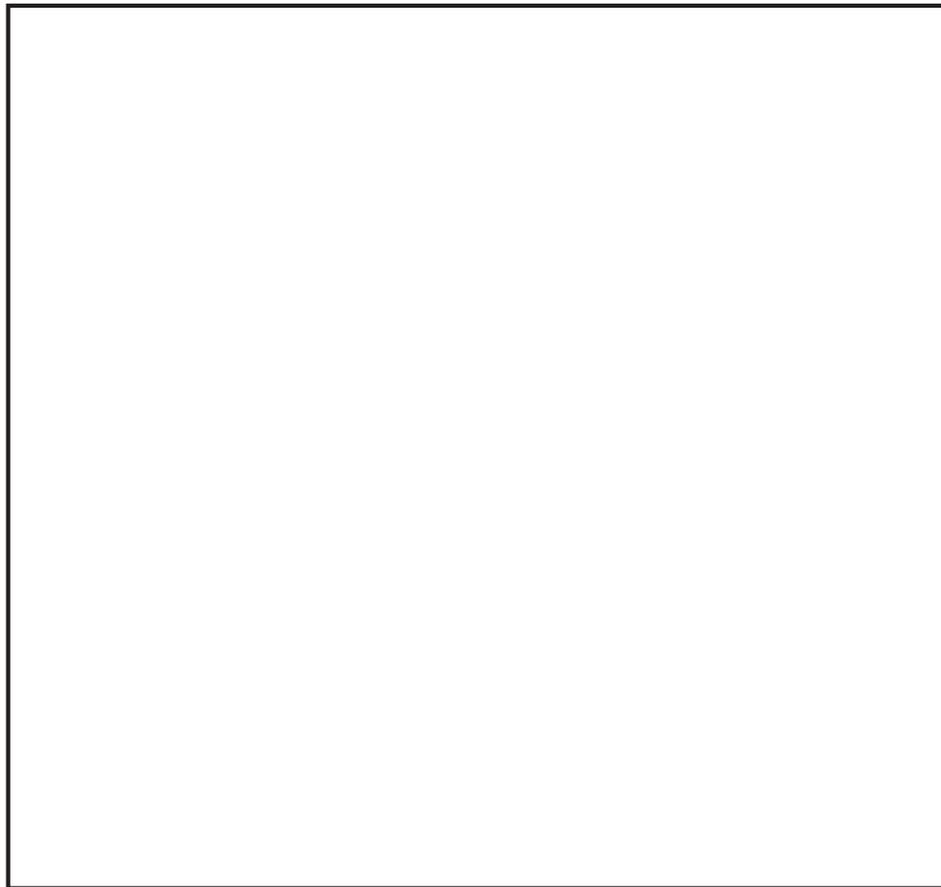
2. 一次格納容器制御 (3) サプレッションプール温度制御	
①目的 ・サプレッションプールの水温および空間部温度を監視し、制御する。	
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合 ・サプレッションプール水の平均温度が通常運転時制限温度を超えた場合 ・サプレッションプール空間部の局所温度が温度高警報設定点以上の場合	③脱出条件 ・サプレッションプール水の平均温度が通常運転時制限温度未満となった場合 ・サプレッションプール空間部の局所温度が温度高警報設定点未満となった場合
④基本的な考え方 ・サプレッションプール水温およびサプレッションプール空間部局所温度が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。	
⑤主な監視操作内容	
A. サプレッションプール水温制御	
① ・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する。 ・サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら、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。 ・サプレッションプール水温が 80℃に到達した場合、高圧炉心スプレイ系の水源切替えを行う。	
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温度が温度高警報設定点まで上昇したら、サプレッションプール冷却を実施するとともに、サプレッションプール空間部温度上昇の原因（原子炉隔離時冷却系の運転、主蒸気逃がし安全弁排気管の異常、サプレッションプール・ドライウエル間真空破壊等の異常等）を復旧する。 ・サプレッションプール空間部温度が温度高警報設定点まで上昇したら、サプレッションプールスプレイを作動させる。 ・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が温度高警報設定値未満に維持できない場合は、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。	

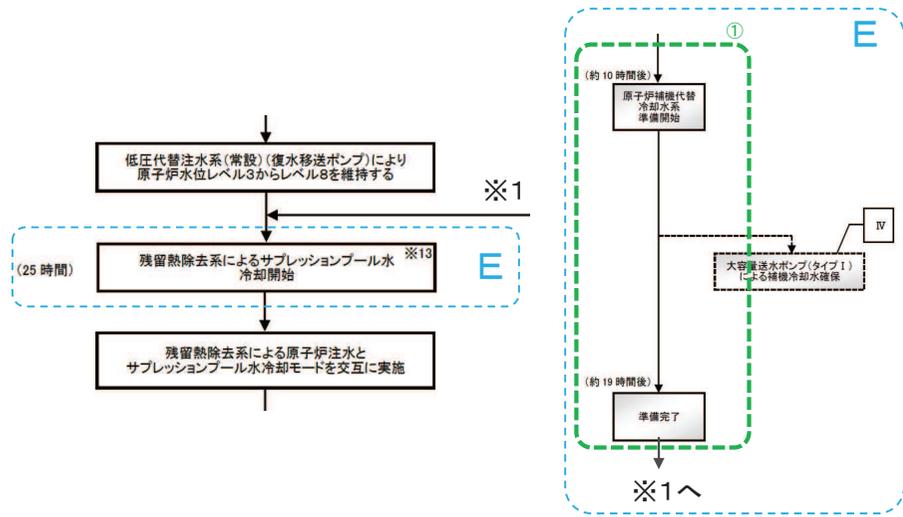


保安規定 添付1-3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 3	高圧窒素ガス供給系 (非常用) による主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源確保 (高圧窒素ガス供給系 (常用) から高圧窒素ガス供給系 (非常用) への切替え) ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	3	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1-3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

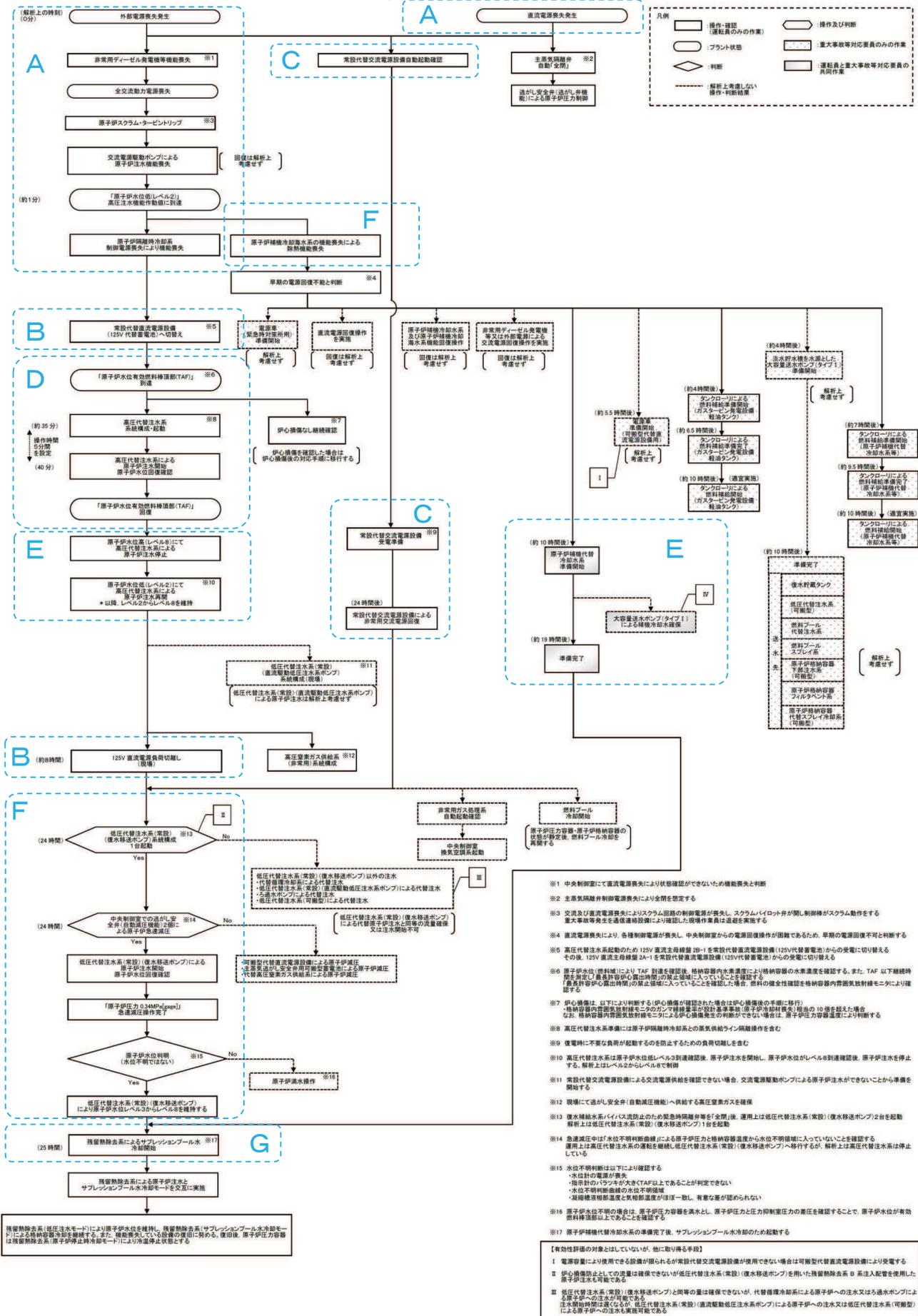
操作 手順	対応手段	要員	要員数	想定 時間
① 5	原子炉補機代替冷却水系による補機 冷却水確保 ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	3	540 分以内
		重大事故等対応要員	6	

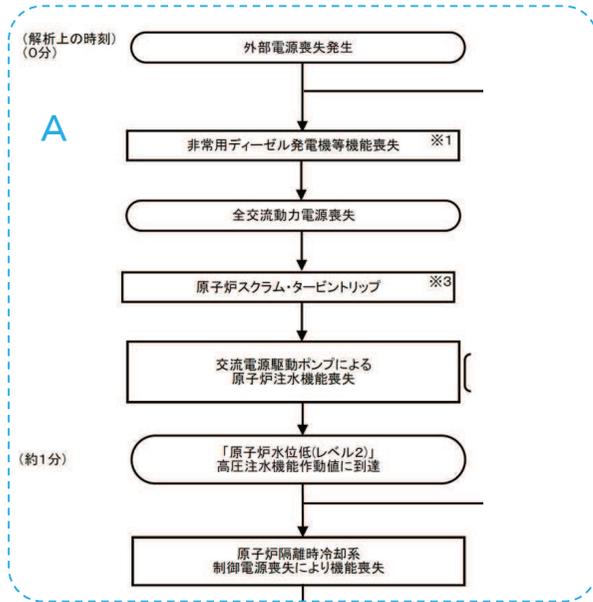
※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段 (以下, 本表において同じ。)

Ⅲ. 重要事故シナリオ等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 (TBD)」の対応手順の概要

第7. 1. 3. 3-4 図 「全交流動力電源喪失 (TBD)」の対応手順の概要





枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

保安規定 添付1-1

1. 原子炉制御

(1) スクラム

①目的

- ・原子炉を停止する。
- ・十分な炉心冷却状態を維持する。
- ・原子炉を冷温停止状態まで冷却する。
- ・一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む)

②導入条件

- ・原子炉スクラム信号が発生した場合
- ・手動スクラムした場合
- ・各制御の脱出条件が成立した場合

③脱出条件

④基本的な考え方

- ・原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。
- ・単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。
- ・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には原子炉制御「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」の制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「電源・タービン」の各制御を並行して行う。
- ・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。

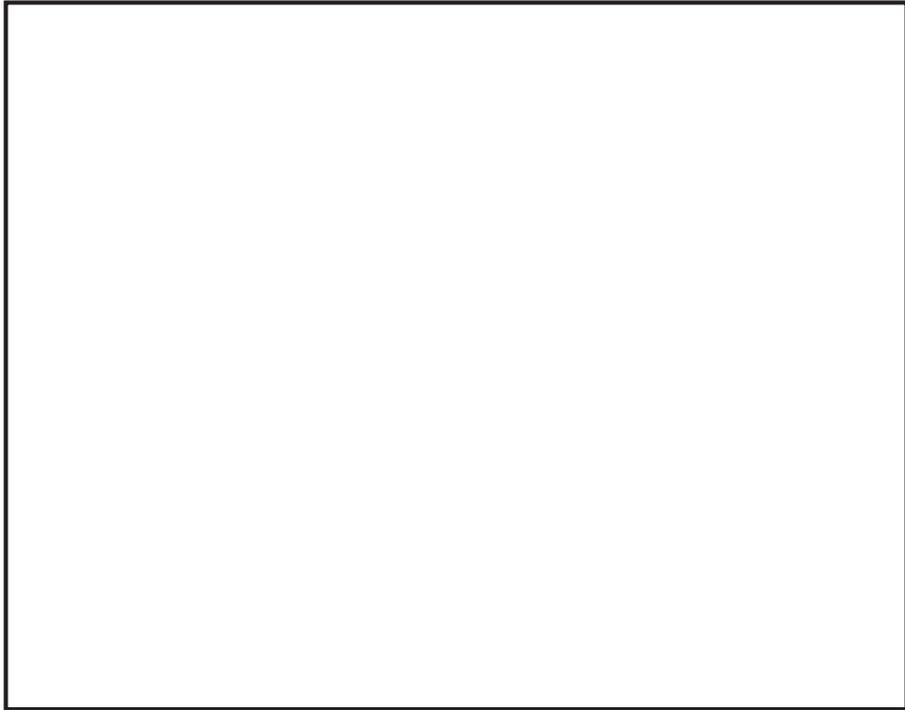
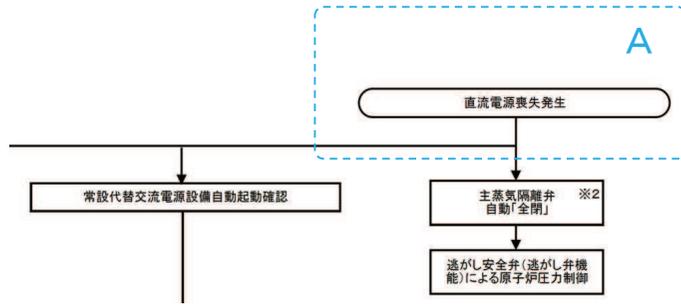
⑤主な監視操作内容

A. 原子炉出力

- ・「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。
- ・全制御棒挿入状態を確認する。
- ・平均出力領域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まで挿入されていない場合、代替制御棒挿入機能を動作させる。
- ・全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本を超える場合、「反応度制御」へ移行する。また、「反応度制御」に移行した場合には、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。
- ・全制御棒が全挿入位置まで挿入された場合または全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本以下の場合、原子炉水位、原子炉圧力、スクラム排出容器ドレン弁、ベント弁の閉鎖および原子炉再循環ポンプ速度を確認する。
- ・平均出力領域モニタおよび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

- ② 原子炉水位を確認する。
 - ③ 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。
 - ④ タービン駆動給水ポンプを停止し^{*}、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(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(主復水器を含む)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)
 - ⑤ 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、非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認する。
 - ⑥ 給復水系、非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系により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。
 - ⑦ 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、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には、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
 - ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
 - ・原子炉水位を連続的に監視する。
- ※：タービン駆動給水ポンプは、原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。



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、主復水器が使用可能であることを確認する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合または主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、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て、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、主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。
- 主蒸気隔離弁が閉の場合、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または主蒸気逃がし安全弁により制御されていることを連続的に監視する。また主蒸気逃がし安全弁で制御している場合は、主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D. 電源・タービン

- 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることおよびタービン自動トリップを確認する。
 - タービントリップ状態およ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。
 - 直流電源が確保されない場合は、「電源回復（直流電源復旧）」へ移行する。
 - 起動変圧器から受電されていない場合、「電源回復（交流電源復旧）」へ移行する。
- 非常用母線が正常であることを確認する。正常でない場合、「電源回復」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、主復水器が使用可能であることを確認する。
 - 原子炉圧力制御が正常でない場合または主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。
 - タービンおよび発電機の停止状態を確認する。
 - 空気抽出器およびグランドシールの切替により主復水器真空度を維持する。

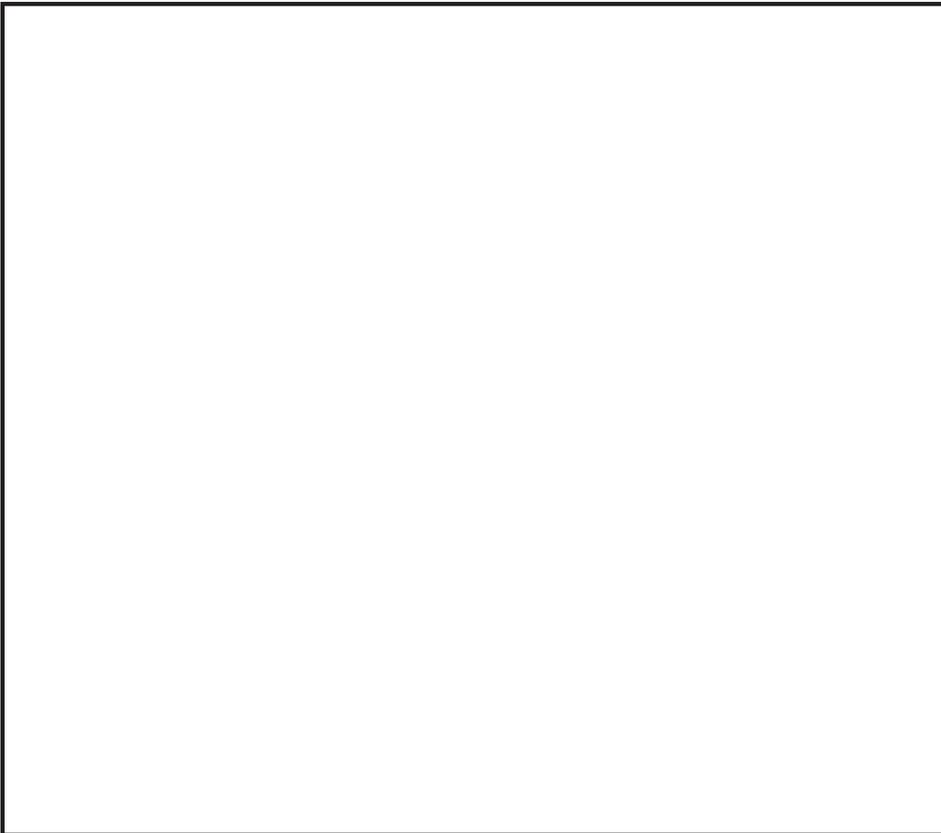
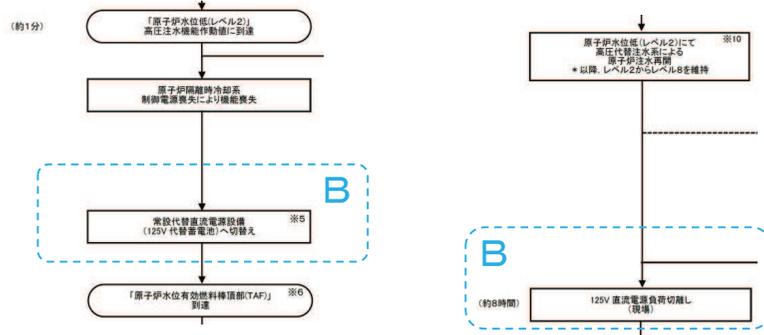
E. モニタ確認

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

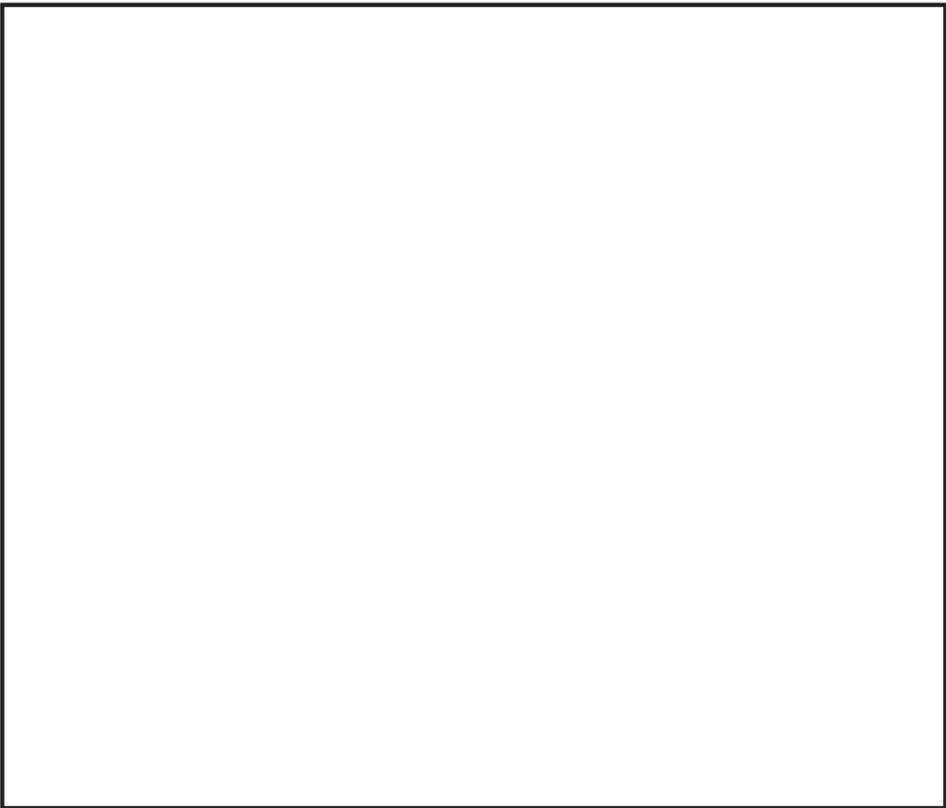
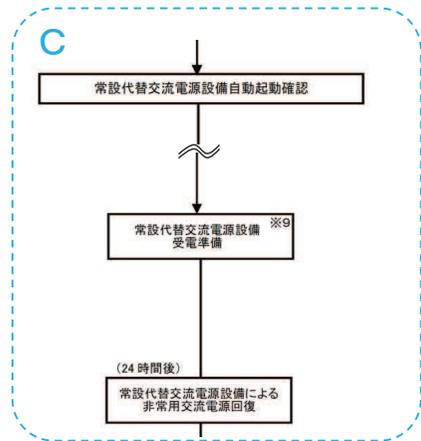
F. 復旧

- 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。
- 外部電源により電源が確保されていることを確認する。
- 直流電源負荷抑制を実施していた場合、負荷抑制を復旧する。
- 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。
- 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ている場合、原子炉水位を原子炉水位高タービントリップ設定値以上で維持する。
- 原子炉を冷温停止する。

保安規定 添付1-1



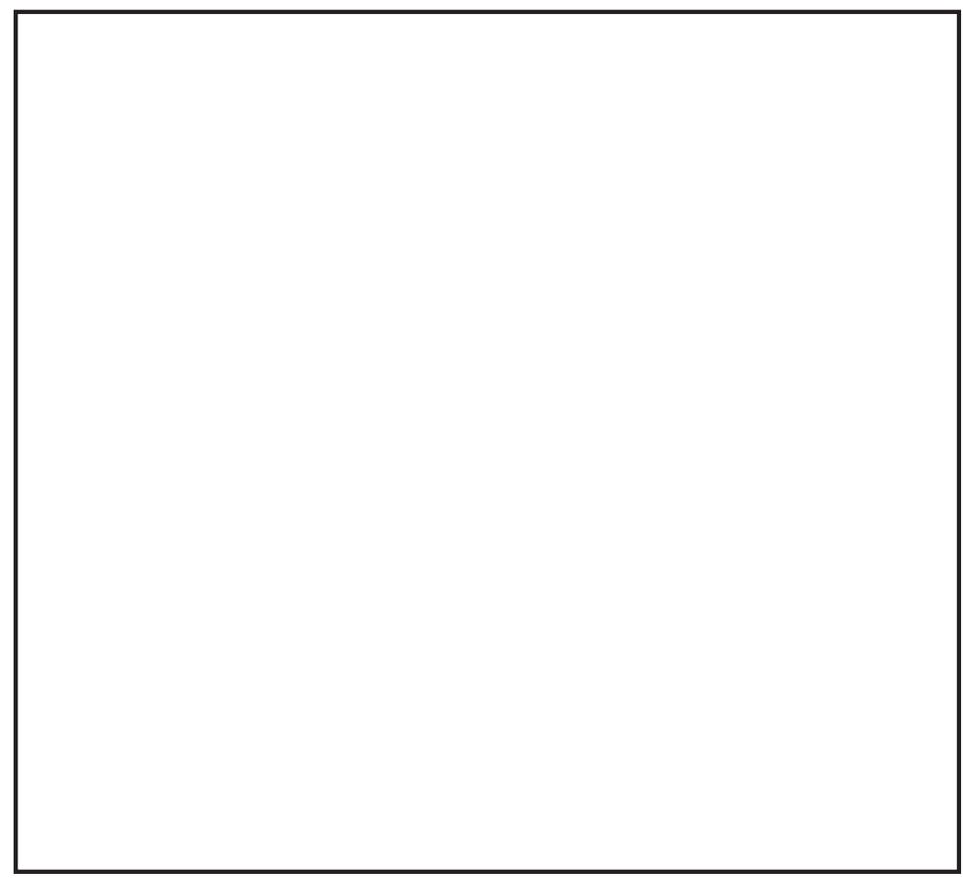
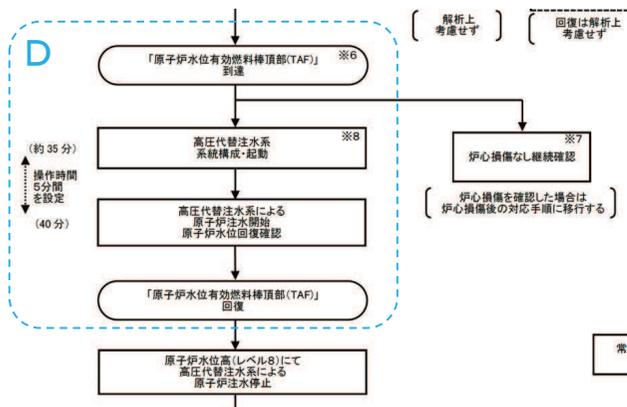
5. 電源制御	
(1) 電源回復	
①目的 ・交流電源および直流電源の供給を回復し維持する。	
②導入条件	③脱出条件 ・起動用変圧器から所内電源を受電した場合
① ・原子炉制御「スクラム」において、直流電源が喪失した場合 ・原子炉制御「スクラム」において、起動用変圧器からの受電に失敗した場合 ・原子炉制御「スクラム」において、非常用C母線またはD母線の電源が喪失した場合	
④基本的な考え方 ・非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。 ・非常用交流電源喪失が長期化する場合には常設125V直流電源および250V直流電源延命のため、直流負荷の切り離しを実施し、直流電源延命させる。 ・使用可能な設備を確認し、C、D母線の受電操作を行う。C、D母線の復旧が不可能な場合は、G母線の受電を行い、交流電源切替盤で切り替えを実施する。 ・直流電源喪失時は、常設代替直流電源（125V代替蓄電池および250V蓄電池）より受電する。常設代替直流電源からできない場合には、可搬型計測器にて中央制御室で計器毎に確認する。 ・非常用交流電源喪失が長期化する場合には常設代替直流電源（125V代替蓄電池および250V蓄電池）の延命のため、負荷の切り離しを行う。	
⑤主な監視操作内容	
A. 非常用交流高圧電源確保	
<ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認する。 ・運転している非常用ディーゼル発電機に対応する原子炉補機冷却海水系の運転状態を確認する。当該原子炉補機冷却海水系の運転不可の場合は、常設代替交流電源設備を起動し、非常用ディーゼル発電機を停止する。 ・非常用ディーゼル発電機からの受電ができない場合、予備変圧器より受電する。予備変圧器からの受電ができない場合は常設代替交流電源設備より受電し、常設代替交流電源設備からの受電もできない場合は、号炉間等より受電する。 ・非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合、常設代替交流電源設備より受電する。 ・非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合であって、常設代替交流電源設備から受電できた非常用交流高圧電源母線が1系統である場合、直流250V充電器を受電した交流高圧電源母線側へ切り替える。 ・非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合であって、2系統とも常設代替交流電源設備から受電できなかった場合、直流駆動低圧注水系の系統構成、発電機水素ガス放出ならびに直流250V電源確保および直流125V電源確保を行うとともに、号炉間等からの受電を実施する。 ・非常用交流高圧電源母線の号炉間等からの受電ができなかった場合、可搬型代替交流電源設備より受電する。 ・給電設備容量に応じた設備復旧を行う。常設代替交流電源設備から受電している場合は、受電後1時間および24時間にて常設代替交流電源設備の負荷抑制を実施する。 	
B. 直流電源確保	
<ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機および常設代替交流電源設備から直流電源A系およびB系への給電ができない場合、1時間後および8時間後までに負荷の切り離しによる負荷抑制を実施する。 	
②	・直流電源A系およびB系が喪失または枯渇した場合、常設代替直流電源設備より給電する。
③	・直流電源A系およびB系が喪失または枯渇し、常設代替直流電源設備より給電している場合であって、G母線の受電ができない場合は、8時間後に負荷抑制を実施する。また、代替直流電源用切替盤への電源車接続を実施し、常設代替直流電源設備の充電器へ給電する。
C. 直流250V電源確保	
④	・発電機水素ガスの放出の完了または、直流電源系A系およびB系が喪失した場合は負荷抑制を実施する。



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

保安規定 添付1-1

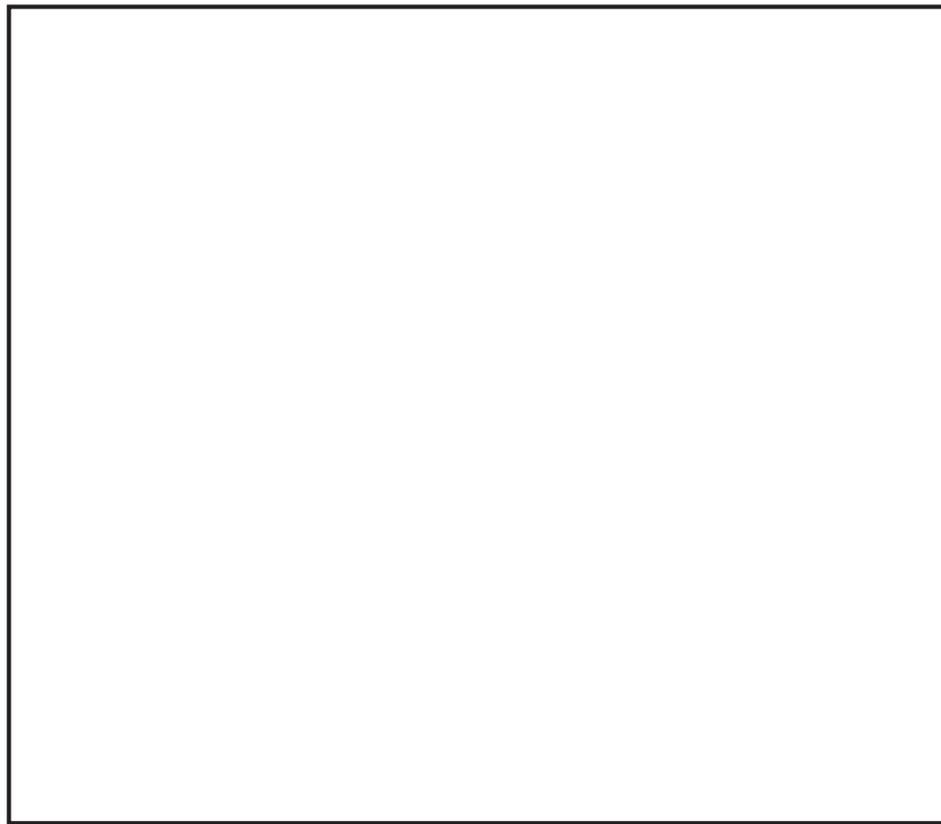
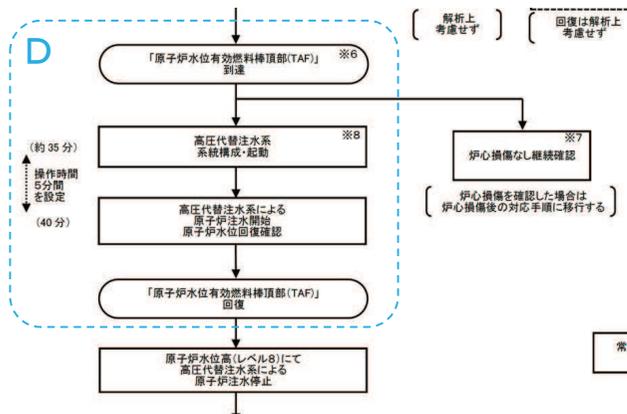
5. 電源制御	
(1) 電源回復	
①目的 ・交流電源および直流電源の供給を回復し維持する。	
②導入条件	③脱出条件 ・起動用変圧器から所内電源を受電した場合
① ・原子炉制御「スクラム」において、直流電源が喪失した場合	② ・原子炉制御「スクラム」において、起動用変圧器からの受電に失敗した場合 ・原子炉制御「スクラム」において、非常用C母線またはD母線の電源が喪失した場合
④基本的な考え方 ・非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。 ・非常用交流電源喪失が長期化する場合には常設125V直流電源および250V直流電源延命のため、直流負荷の切り離しを実施し、直流電源延命させる。 ・使用可能な設備を確認し、C、D母線の受電操作を行う。C、D母線の復旧が不可能な場合は、G母線の受電を行い、交流電源切替盤で切り替えを実施する。 ・直流電源喪失時は、常設代替直流電源（125V代替蓄電池および250V蓄電池）より受電する。常設代替直流電源からできない場合には、可搬型計測器にて中央制御室で計器毎に確認する。 ・非常用交流電源喪失が長期化する場合には常設代替直流電源（125V代替蓄電池および250V蓄電池）の延命のため、負荷の切り離しを行う。	
⑤主な監視操作内容	
A. 非常用交流高圧電源確保	
<ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認する。 ・運転している非常用ディーゼル発電機に対応する原子炉補機冷却海水系の運転状態を確認する。当該原子炉補機冷却海水系の運転不可の場合は、常設代替交流電源設備を起動し、非常用ディーゼル発電機を停止する。 ・非常用ディーゼル発電機からの受電ができない場合、予備変圧器より受電する。予備変圧器からの受電ができない場合は常設代替交流電源設備より受電し、常設代替交流電源設備からの受電もできない場合は、号炉間等より受電する。 	
③	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合、常設代替交流電源設備より受電する。 ・非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合であって、常設代替交流電源設備から受電できた非常用交流高圧電源母線が1系統である場合、直流250V充電器を受電した交流高圧電源母線側へ切り替える。
④	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合であって、2系統とも常設代替交流電源設備から受電できなかった場合、直流駆動低圧注水系の系統構成、発電機水素ガス放出ならびに直流250V電源確保および直流125V電源確保を行うとともに、号炉間等からの受電を実施する。 ・非常用交流高圧電源母線の号炉間等からの受電ができなかった場合、可搬型代替交流電源設備より受電する。 ・給電設備容量に応じた設備復旧を行う。常設代替交流電源設備から受電している場合は、受電後1時間および24時間にて常設代替交流電源設備の負荷抑制を実施する。
B. 直流電源確保	
<ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機および常設代替交流電源設備から直流電源A系およびB系への給電ができない場合、1時間後および8時間後までに負荷の切り離しによる負荷抑制を実施する。 ・直流電源A系およびB系が喪失または枯渇した場合、常設代替直流電源設備より給電する。 ・直流電源A系およびB系が喪失または枯渇し、常設代替直流電源設備より給電している場合であって、G母線の受電ができない場合は、8時間後に負荷抑制を実施する。また、代替直流電源用切替盤への電源車接続を実施し、常設代替直流電源設備の充電器へ給電する。 	
C. 直流250V電源確保	
<ul style="list-style-type: none"> ・発電機水素ガスの放出の完了または、直流電源A系およびB系が喪失した場合は負荷抑制を実施する。 	



保安規定 添付1-1

1. 原子炉制御 (3) 水位確保	
①目的 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。	
②導入条件	③脱出条件
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合 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または有効燃料頂部以上で安定している場合 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いる場合 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 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高ターベントリップ設定値の間に維持できる場合
④基本的な考え方 ・原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。	
⑤主な監視操作内容	
A. 水位	
<ul style="list-style-type: none"> 作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。 給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系または高圧代替注水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ベントリップ設定値の間に維持する。 原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できず原子炉水位が降下中の場合であって、給復水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系により原子炉水位の維持ができない場合は、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を起動し、不測事態「急速減圧」に移行する。低圧代替注水系が起動できない場合は、不測事態「水位回復」に移行する。 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉水位が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。 	

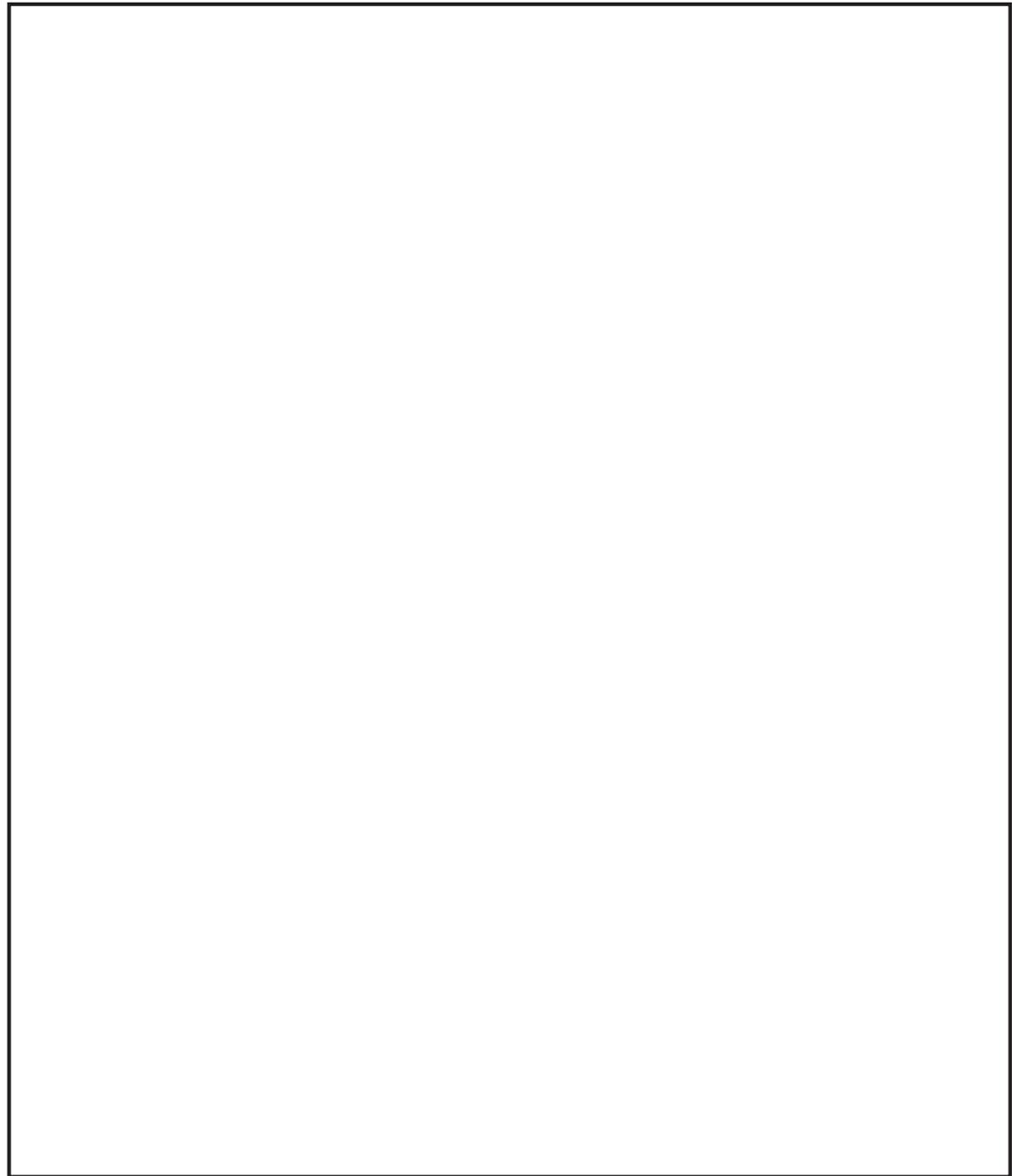
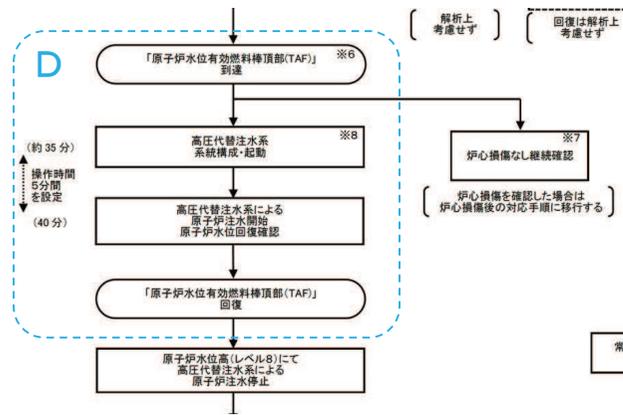
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

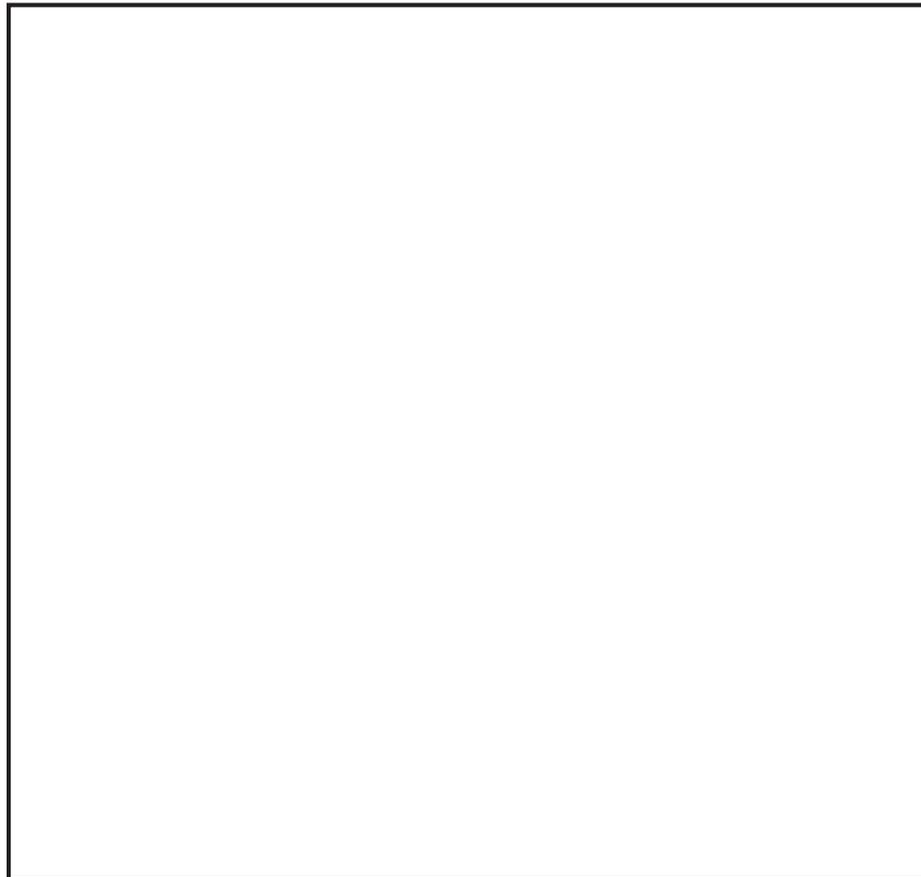
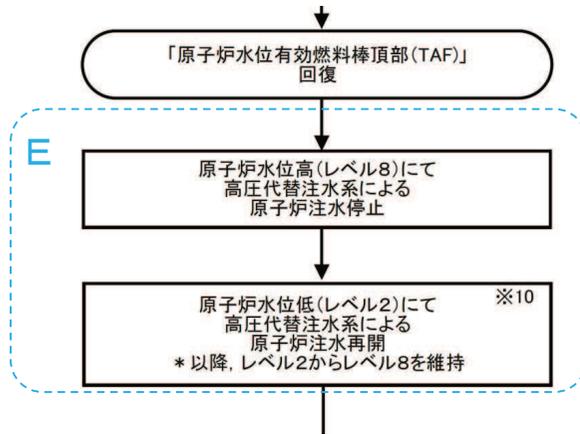
保安規定 添付1-1

4. 不測事態	
(1) 水位回復	
①目的	・原子炉水位を回復する。
②導入条件	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御「スクラム」において、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
④基本的な考え方	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位の徴候に応じて、非常用炉心冷却系の再起動や低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）の起動を行う。 ・原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合、炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならない。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が 1,200℃または燃料被覆管酸化割合が 15%に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって、炉心が露出した時刻を記録し、前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）および低圧代替注水系（可搬型）を起動する。 ・原子炉制御「反応度制御」実施中は、本制御を実施しない。
⑤主な監視操作内容	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位が不明となった場合、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 ・原子炉水位が有効燃料頂部に到達した場合、原子炉水位が有効燃料頂部に到達した時刻を記録するとともに、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を導入する。 ・原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系を起動する。 ・給復水系または非常用炉心冷却系の 1 系統以上を起動する。 ・給復水系または非常用炉心冷却系の 1 系統以上の起動ができない場合であって、原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系による原子炉水位の維持ができない場合は、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を起動し、原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系機能維持最低圧力以上の場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・給復水系または非常用炉心冷却系の 1 系統以上を起動しても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「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。



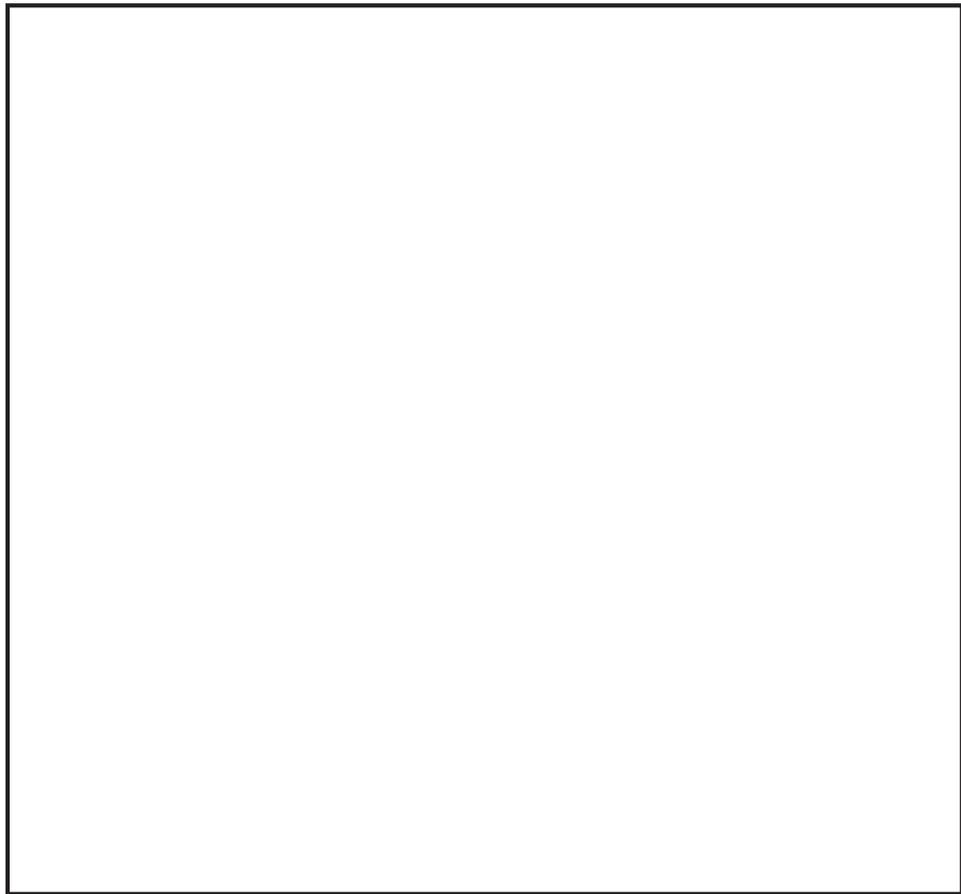
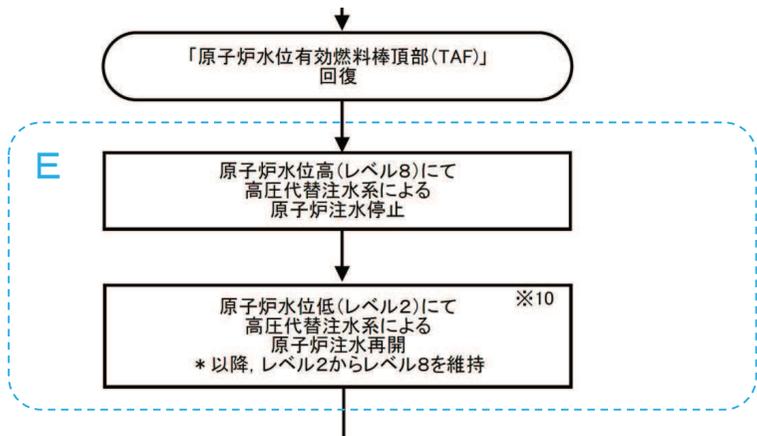
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

保安規定 添付1-1



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

1. 原子炉制御 (3) 水位確保	
①目的 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。	
②導入条件	③脱出条件
① ・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以上に維持できない場合 ・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または有効燃料頂部以上で安定している場合 ・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いる場合 ・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	④ 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
④基本的な考え方 ・原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。	
⑤主な監視操作内容	
A. 水位	
② ・作動すべきものが不動作の場合は、手で作動させる。	
③ ・給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系または高圧代替注水系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。 ・原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できず原子炉水位が降下中の場合であって、給復水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系により原子炉水位の維持ができない場合は、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を起動し、不測事態「急速減圧」に移行する。低圧代替注水系が起動できない場合は、不測事態「水位回復」に移行する。 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位が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。	

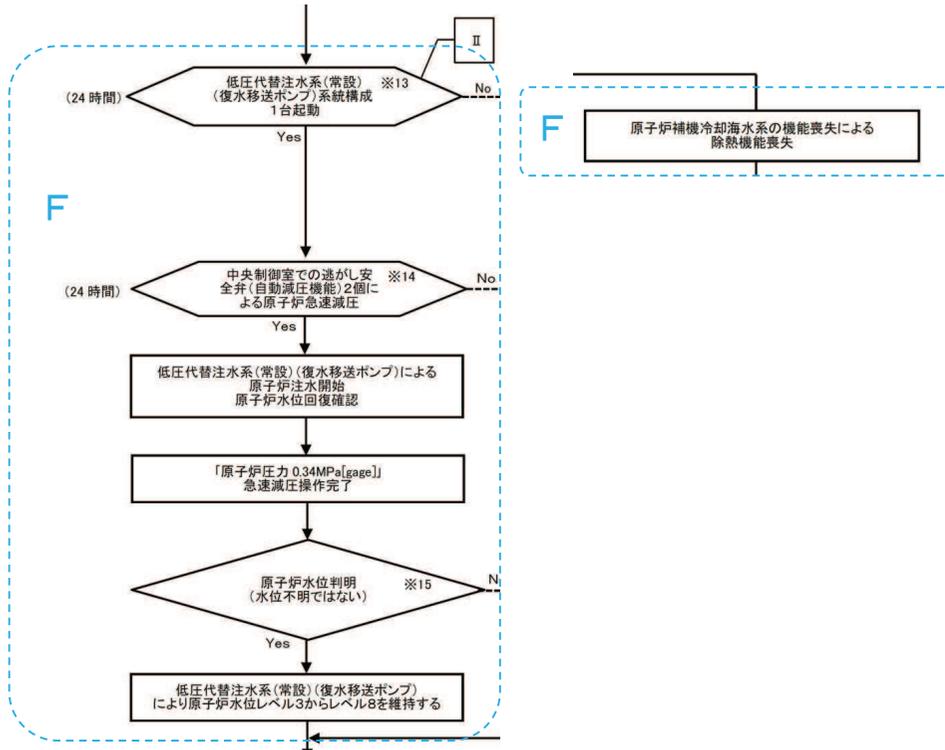


保安規定 添付1-1

<p>1. 原子炉制御 (1) スクラム</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉を停止する。 十分な炉心冷却状態を維持する。 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。) 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム信号が発生した場合 手動スクラムした場合 各制御の脱出条件が成立した場合 	<p>③脱出条件</p>
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実にを行う。 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 各計器を並行監視し、俟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」、「電源・タービン」の各制御を並行して行う。 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。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 原子炉出力</p> <ul style="list-style-type: none"> 「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。 全制御棒挿入状態を確認する。 平均出力領域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まで挿入されていない場合、代替制御棒挿入機能を動作させる。 全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本を超える場合、「反応度制御」へ移行する。また、「反応度制御」に移行した場合には、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。 全制御棒が全挿入位置まで挿入された場合または全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本以下の場合、原子炉水位、原子炉圧力、スクラム排出容器ドレン弁、ベント弁の閉鎖および原子炉再循環ポンプ速度を確認する。 平均出力領域モニタおよび起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。 <p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を確認する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 タービン駆動給水ポンプを停止し[*]、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(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(主復水器を含む)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、非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認する。 給復水系、非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系により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、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には、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 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」およ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>②</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を連続的に監視する。 <p>※：タービン駆動給水ポンプは、原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。</p>	

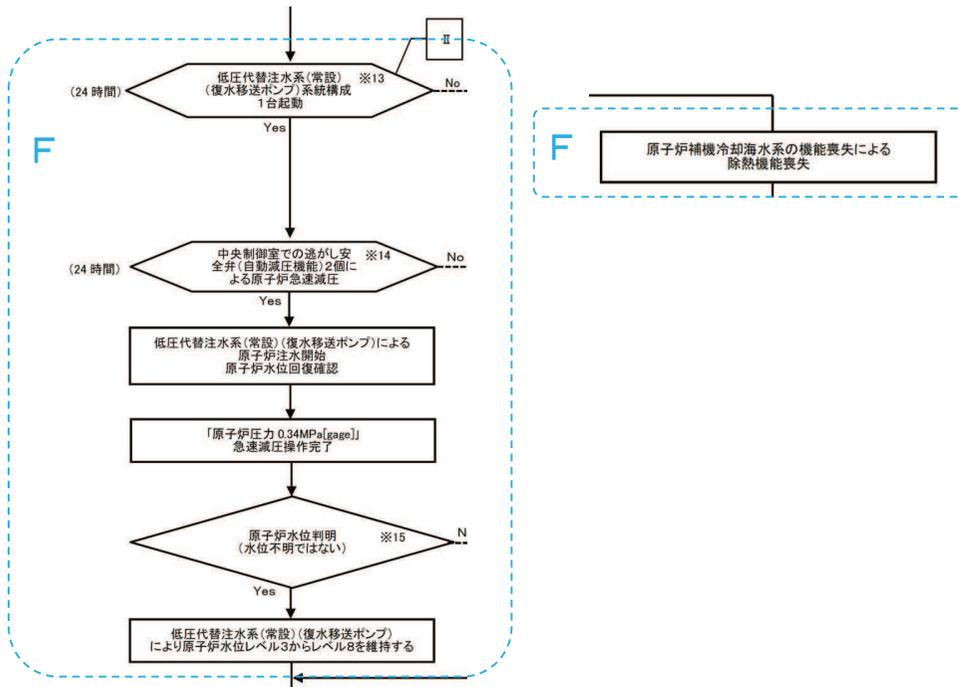
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

保安規定 添付1-1



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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



保安規定 添付1-1

2. 一次格納容器制御

(3) サプレッションプール温度制御

①目的

・サプレッションプールの水温および空間部温度を監視し、制御する。

②導入条件

- ・原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合
- ・サプレッションプール水の平均温度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の局所温度が温度高警報設定点以上の場合

③脱出条件

- ・サプレッションプール水の平均温度が通常運転時制限温度未満となった場合
- ・サプレッションプール空間部の局所温度が温度高警報設定点未満となった場合

④基本的な考え方

・サプレッションプール水温およ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。

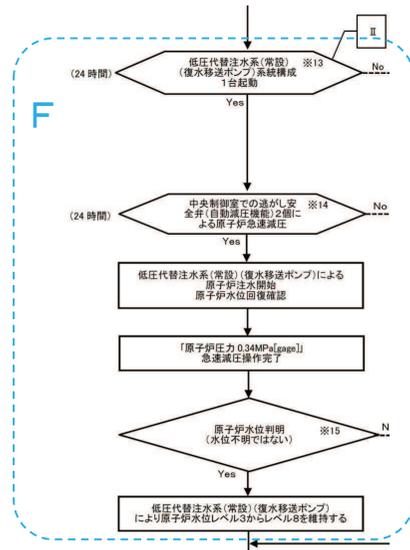
⑤主な監視操作内容

A. サプレッションプール水温制御

- ② ③
- ・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する。
- ・サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら、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。
- ・サプレッションプール水温が80℃に到達した場合、高圧炉心スプレー系の水源切替えを行う。

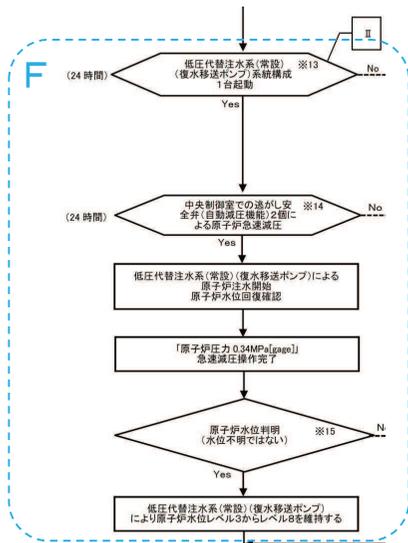
B. サプレッションプール空間部温度制御

- ・サプレッションプール空間部温度が温度高警報設定点まで上昇したら、サプレッションプール冷却を実施するとともに、サプレッションプール空間部温度上昇の原因（原子炉隔離時冷却系の運転、主蒸気逃がし安全弁排気管の異常、サプレッションプール・ドライウエル間真空破壊弁の異常等）を復旧する。
- ・サプレッションプール空間部温度が温度高警報設定点まで上昇したら、サプレッションプールスプレーを作動させる。
- ・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が温度高警報設定値未満に維持できない場合は、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

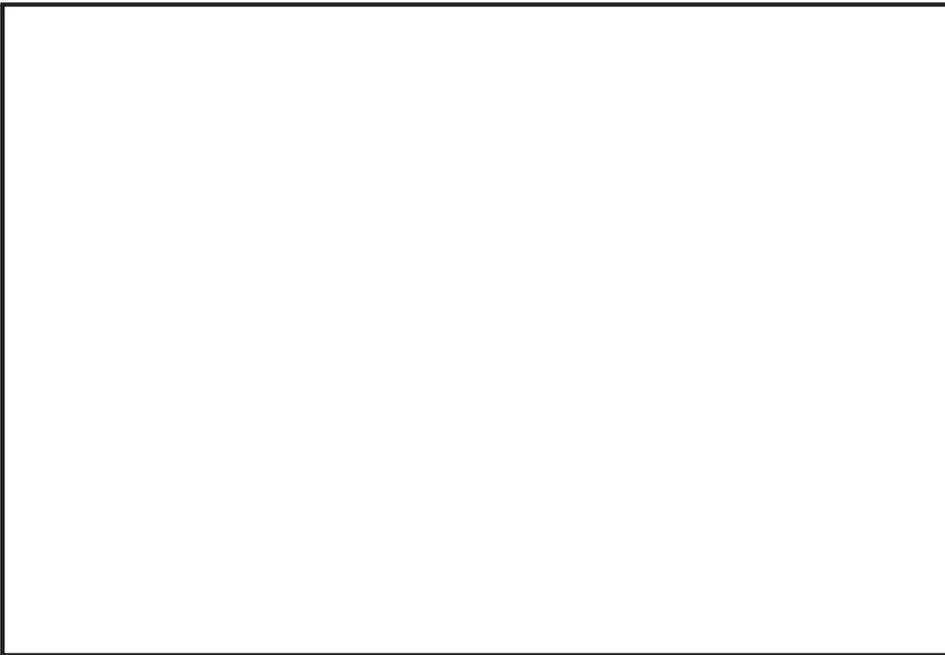
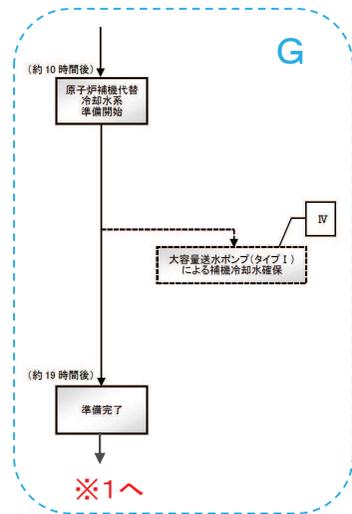
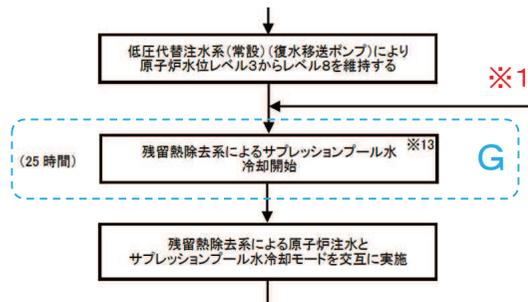
4. 不測事態 (2) 急速減圧
①目的 ・ 原子炉を速やかに減圧する。
②導入条件 ・ 原子炉制御「水位確保」において、給復水系もしくは非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系もしくは高圧代替注水系による原子炉水位の維持ができず、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）が起動できた場合 ・ 原子炉制御「減圧冷却」において、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合 ・ 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以上となった場合 ・ 一次格納容器制御「ドライウェル温度制御」において、ドライウェル空間部局所温度がドライウェル設計温度に到達した場合 ① 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 ・ 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急速減圧へ移行するサブプレッションプール水位以下になった場合 ・ 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」において、中央制御室からの漏えい箇所隔離に失敗した場合 ・ 不測事態「水位回復」において、給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上の起動ができない場合かつ原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系による原子炉水位の維持ができない場合であって、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）が起動でき、原子炉隔離時冷却系機能維持最低圧力以上の場合 ・ 不測事態「水位回復」において、給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上を起動しても原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合
④基本的な考え方 ・ 原子炉圧力低下必要時に自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。または、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。 ・ 主蒸気逃がし安全弁が「急速減圧」時必要弁数開放できない場合は、タービンバイパス弁および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。 ・ 急速減圧中に原子炉注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、原子炉注へ注水可能な系統を再起動する。



保安規定 添付1-1

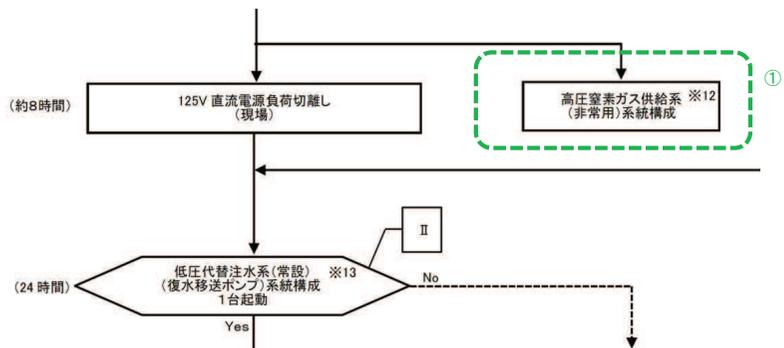
⑤主な監視操作内容

- ① ・ 給復水系，非常用炉心冷却系，低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ），ろ過水系）を起動する。
- ② ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。
 ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ，自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
 ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ，自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最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主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，高圧代替注水系または原子炉冷却材浄化系ブローラインを使用して減圧する。
- ③ ・ 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」およ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

<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>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> サプレッションプールの水温および空間部温度を監視し、制御する。 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合 サプレッションプール水の平均温度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の局所温度が温度高警報設定点以上の場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> サプレッションプール水の平均温度が通常運転時制限温度未満となった場合 サプレッションプール空間部の局所温度が温度高警報設定点未満となった場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> サプレッションプール水温およ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。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. サプレッションプール水温制御</p> <ul style="list-style-type: none"> 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する。 サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら、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。 サプレッションプール水温が 80℃に到達した場合、高圧炉心スプレイ系の水源切替えを行う。 	
<p>B. サプレッションプール空間部温度制御</p> <ul style="list-style-type: none"> サプレッションプール空間部温度が温度高警報設定点まで上昇したら、サプレッションプール冷却を実施するとともに、サプレッションプール空間部温度上昇の原因（原子炉隔離時冷却系の運転、主蒸気逃がし安全弁排気管の異常、サプレッションプール・ドライウェル間真空破壊等の異常等）を復旧する。 サプレッションプール空間部温度が温度高警報設定点まで上昇したら、サプレッションプールスプレイを作動させる。 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が温度高警報設定値未満に維持できない場合は、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。 	



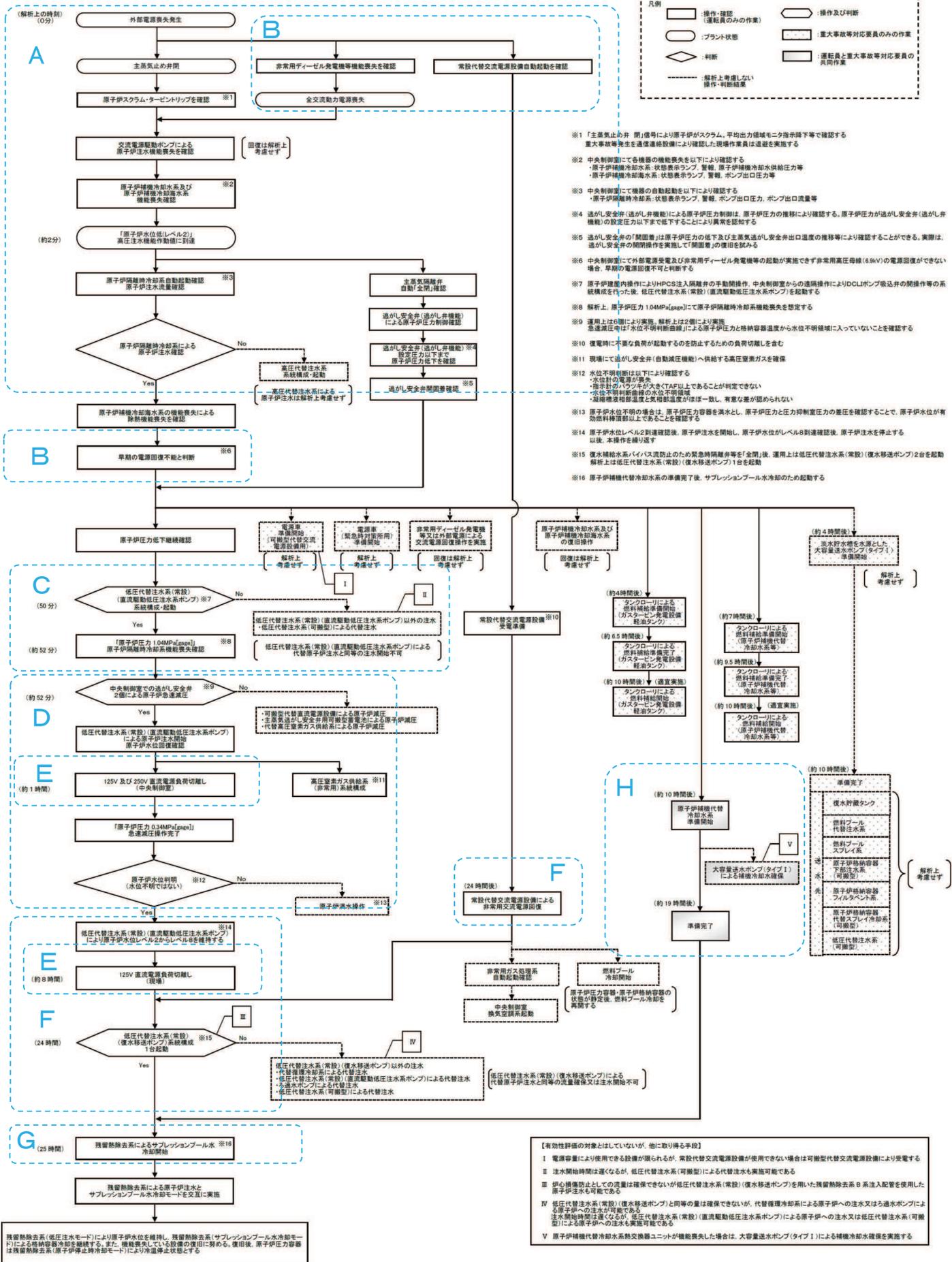
保安規定 添付1-3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

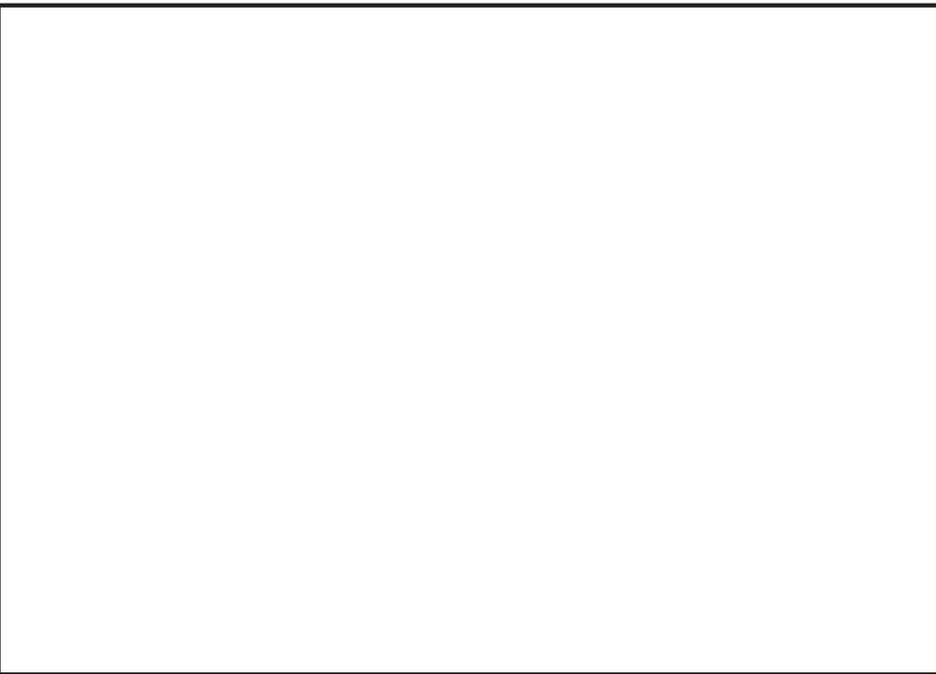
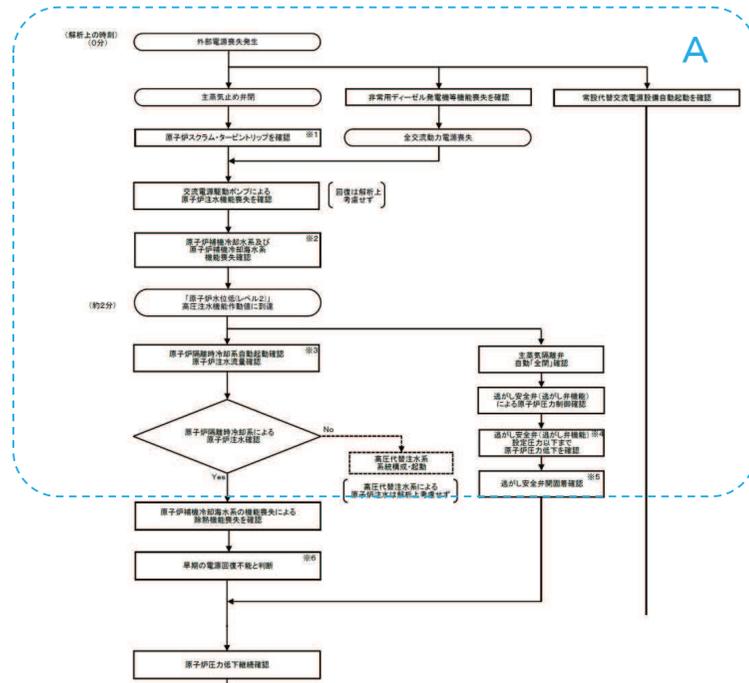
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 3	高圧窒素ガス供給系 (非常用) による主蒸気逃がし安全弁 (自動減圧機能) 駆動源確保 (高圧窒素ガス供給系 (常用) から高圧窒素ガス供給系 (非常用) への切替え) ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	3	50分以内

※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。)

Ⅲ. 重要事故シーケンス等の対応手順に対する保安規定の記載内容の整理
 5. 「全交流動力電源喪失(TBP)」の対応手順の概要

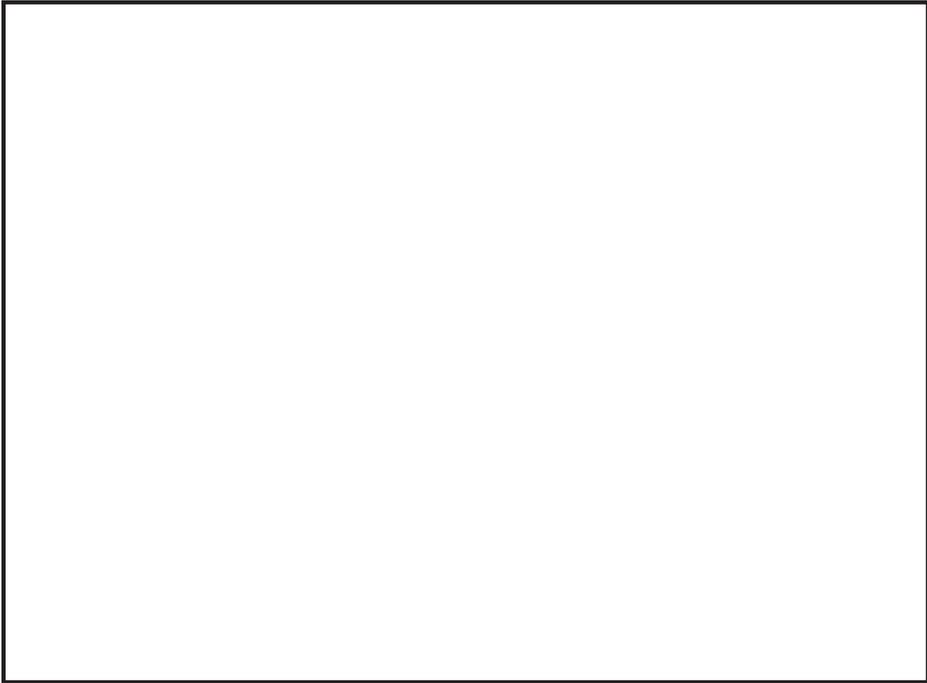
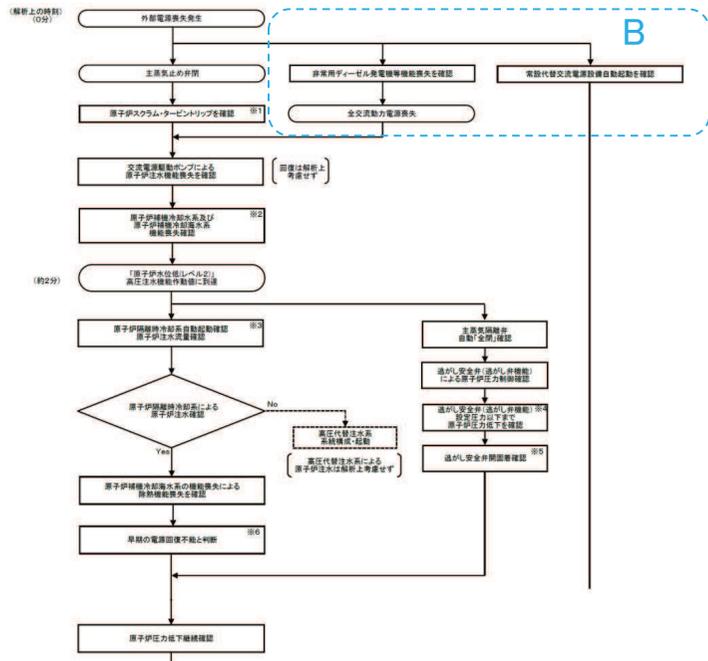
第7. 1. 3. 4-5 図 「全交流動力電源喪失 (TBP)」の対応手順の概要





保安規定 添付1-1

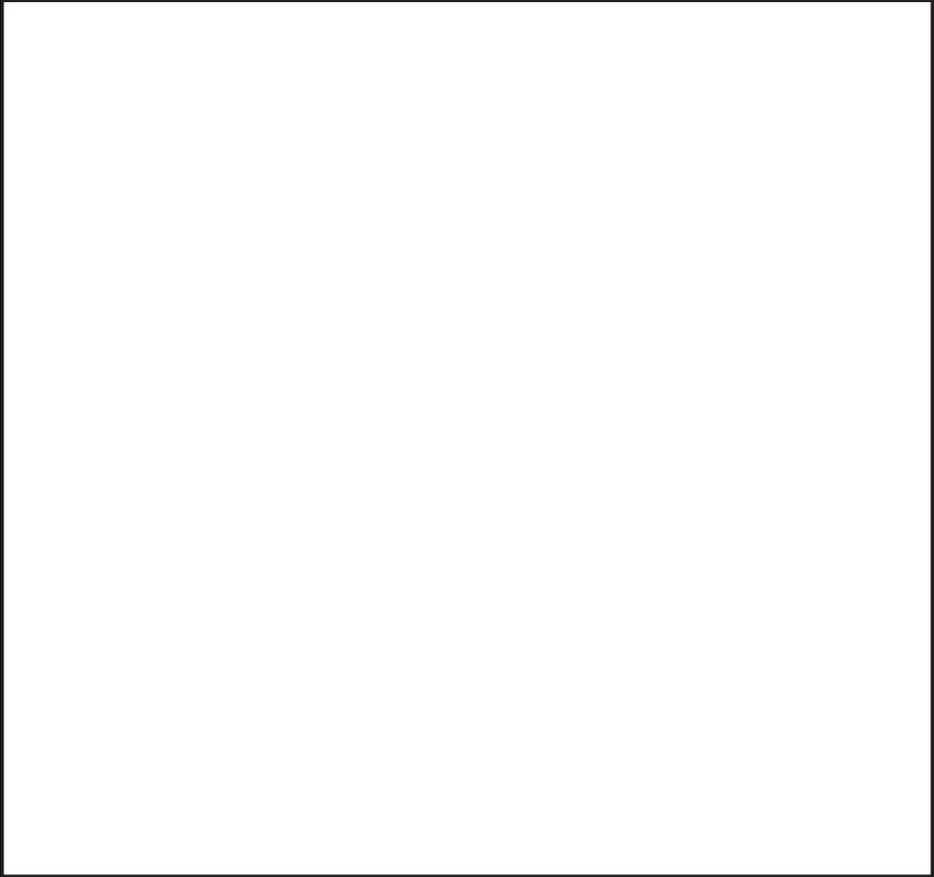
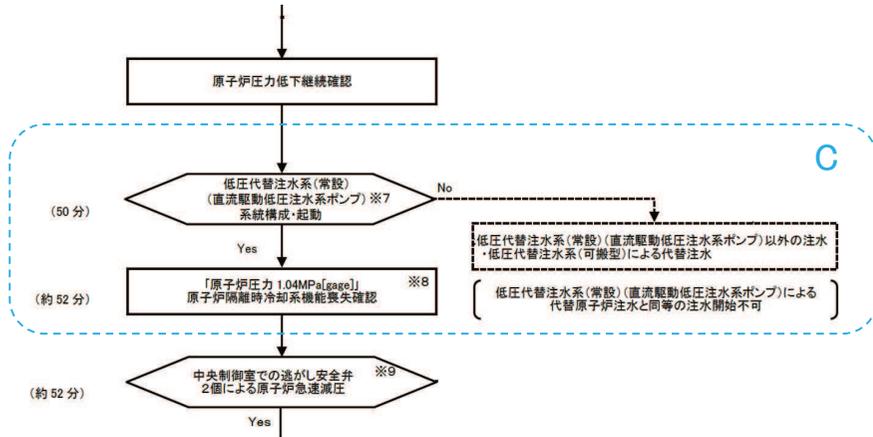
<p>1. 原子炉制御 (1) スクラム</p>	
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉を停止する。 十分な炉心冷却状態を維持する。 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む) 	
<p>② 導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム信号が発生した場合 手動スクラムした場合 各制御の脱出条件が成立した場合 	<p>③ 脱出条件</p>
<p>④ 基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実にを行う。 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 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には原子炉制御「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」の制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「電源・タービン」の各制御を並行して行う。 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。 	
<p>⑤ 主な監視操作内容</p>	
<p>A. 原子炉出力</p> <ul style="list-style-type: none"> 「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。 全制御棒挿入状態を確認する。 平均出力領域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まで挿入されていない場合、代替制御棒挿入機能を動作させる。 全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本を超える場合、「反応度制御」へ移行する。また、「反応度制御」に移行した場合には、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。 全制御棒が全挿入位置まで挿入された場合または全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本以下の場合、原子炉水位、原子炉圧力、スクラム排出容器ドレン弁、ベント弁の閉鎖および原子炉再循環ポンプ速度を確認する。 平均出力領域モニタおよび起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。 	
<p>B. 原子炉水位</p>	
<p>②</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。
<p>③</p> <ul style="list-style-type: none"> タービン駆動給水ポンプを停止し[*]、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(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。 	<ul style="list-style-type: none"> 給復水系(主復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動動作する。(原子炉隔離時冷却系が自動動作した場合は不要)
<p>④</p> <ul style="list-style-type: none"> 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、非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認する。 	<ul style="list-style-type: none"> 給復水系、非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系により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。
<p>⑤</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位が不明になった場合には、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 原子炉水位を連続的に監視する。 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。
<p>⑥</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 原子炉水位を連続的に監視する。 <p>※：タービン駆動給水ポンプは、原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。</p>	



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

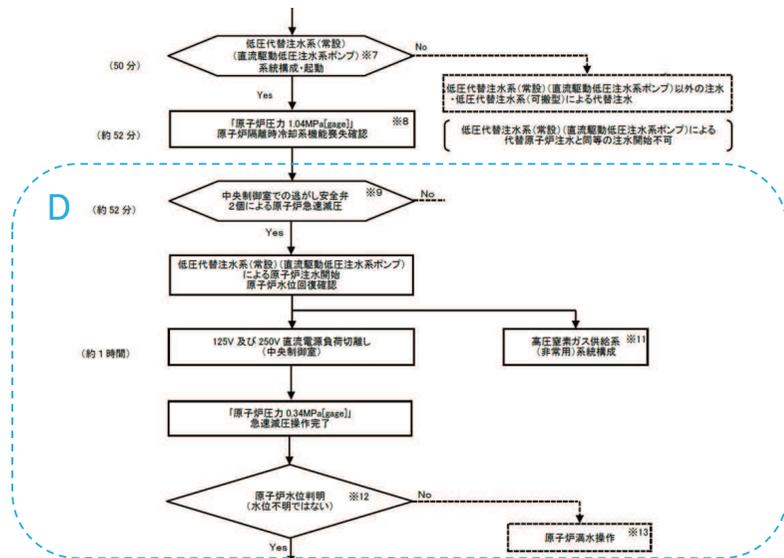
保安規定 添付1-1

<p>5. 電源制御 (1) 電源回復</p>	
<p>①目的 ・交流電源および直流電源の供給を回復し維持する。</p>	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 原子炉制御「スクラム」において、直流電源が喪失した場合 ② 原子炉制御「スクラム」において、起動用変圧器からの受電に失敗した場合 原子炉制御「スクラム」において、非常用C母線またはD母線の電源が喪失した場合 	<p>③脱出条件 ・起動用変圧器から所内電源を受電した場合</p>
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。 非常用交流電源喪失が長期化する場合には常設125V直流電源および250V直流電源延命のため、直流負荷の切り離しを実施し、直流電源延命させる。 使用可能な設備を確認し、C、D母線の受電操作を行う。C、D母線の復旧が不可能な場合は、G母線の受電を行い、交流電源切替盤で切り替えを実施する。 直流電源喪失時は、常設代替直流電源（125V代替蓄電池および250V蓄電池）より受電する。常設代替直流電源からできない場合には、可搬型計測器にて中央制御室で計器毎に確認する。 非常用交流電源喪失が長期化する場合には常設代替直流電源（125V代替蓄電池および250V蓄電池）の延命のため、負荷の切り離しを行う 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 非常用交流高圧電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> 非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認する。 運転している非常用ディーゼル発電機に対応する原子炉補機冷却海水系の運転状態を確認する。当該原子炉補機冷却海水系の運転不可の場合は、常設代替交流電源設備を起動し、非常用ディーゼル発電機を停止する。 非常用ディーゼル発電機からの受電ができない場合、予備変圧器より受電する。予備変圧器からの受電ができない場合は常設代替交流電源設備より受電し、常設代替交流電源設備からの受電もできない場合は、号炉間等より受電する。 非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合、常設代替交流電源設備より受電する。 非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合であって、常設代替交流電源設備から受電できた非常用交流高圧電源母線が1系統である場合、直流250V充電器を受電した交流高圧電源母線側へ切り替える。 非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合であって、2系統とも常設代替交流電源設備から受電できなかった場合、直流駆動低圧注水系の系統構成、発電機水素ガス放出ならびに直流250V電源確保および直流125V電源確保を行うとともに、号炉間等からの受電を実施する。 非常用交流高圧電源母線の号炉間等からの受電ができなかった場合、可搬型代替交流電源設備より受電する。 給電設備容量に応じた設備復旧を行う。常設代替交流電源設備から受電している場合は、受電後1時間および24時間にて常設代替交流電源設備の負荷抑制を実施する。 <p>B. 直流電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> 非常用ディーゼル発電機および常設代替交流電源設備から直流電源A系およびB系への給電ができない場合、1時間後および8時間後までに負荷の切り離しによる負荷抑制を実施する。 直流電源A系およびB系が喪失または枯渇した場合、常設代替直流電源設備より給電する。 直流電源A系およびB系が喪失または枯渇し、常設代替直流電源設備より給電している場合であって、G母線の受電ができない場合は、8時間後に負荷抑制を実施する。また、代替直流電源用切替盤への電源車接続を実施し、常設代替直流電源設備の充電器へ給電する。 <p>C. 直流250V電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> 発電機水素ガスの放出の完了または、直流電源A系およびB系が喪失した場合は負荷抑制を実施する。 	



保安規定 添付1-1

<p>1. 原子炉制御 (3) 水位確保</p>	
<p>①目的 ・ 原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。</p>	
<p>②導入条件 ・ 原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合 ・ 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または有効燃料頂部以上で安定している場合 ・ 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いる場合 ・ 不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合</p>	<p>③脱出条件 ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合</p>
<p>④基本的な考え方 ・ 原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。</p>	
<p>⑤主な監視操作内容 A. 水位</p>	
<p>② ・ 作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。</p>	
<p>③ ・ 給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系または高圧代替注水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。</p>	
<p>④ ・ 原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できず原子炉水位が降下中の場合であって、給復水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系により原子炉水位の維持ができない場合は、低圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)、低圧代替注水系(可搬型)、代替循環冷却系、低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)、ろ過水系)を起動し、不測事態「急速減圧」に移行する。低圧代替注水系が起動できない場合は、不測事態「水位回復」に移行する。</p>	
<p>・ 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。</p>	
<p>・ 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持可能な場合は、原子炉制御「減圧冷却」に移行する。</p>	



保安規定 添付1-1

4. 不測事態 (2) 急速減圧

①目的

- 原子炉を速やかに減圧する。

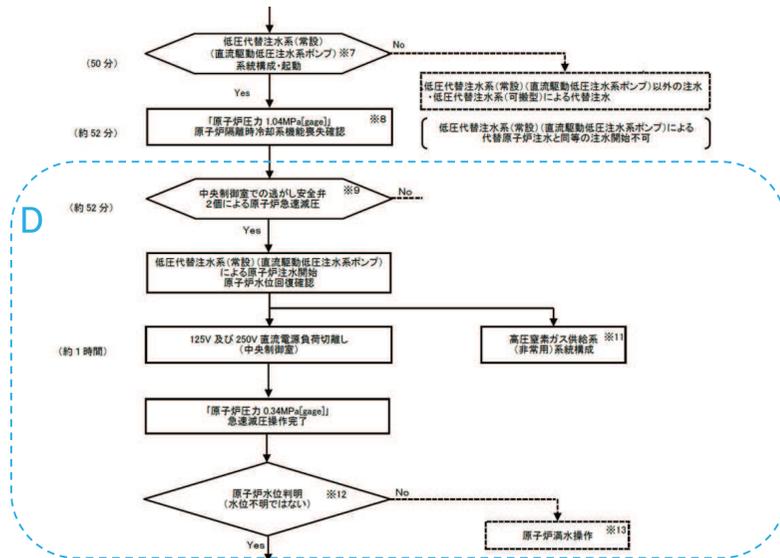
②導入条件

- ①
- 原子炉制御「水位確保」において、給復水系もしくは非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系もしくは高圧代替注水系による原子炉水位の維持ができず、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）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設計基準事故時最高圧力以上となった場合
 - 一次格納容器制御「ドライウェル温度制御」において、ドライウェル空間部局所温度がドライウェル設計温度に到達した場合
 - 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
 - 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急速減圧へ移行するサブプレッションプール水位以下になった場合
 - 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」において、中央制御室からの漏えい箇所隔離に失敗した場合
 - 不測事態「水位回復」において、給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上の起動ができない場合かつ原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系による原子炉水位の維持ができない場合であって、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）が起動でき、原子炉隔離時冷却系機能維持最低圧力以上の場合
 - 不測事態「水位回復」において、給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上を起動しても原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合

④基本的な考え方

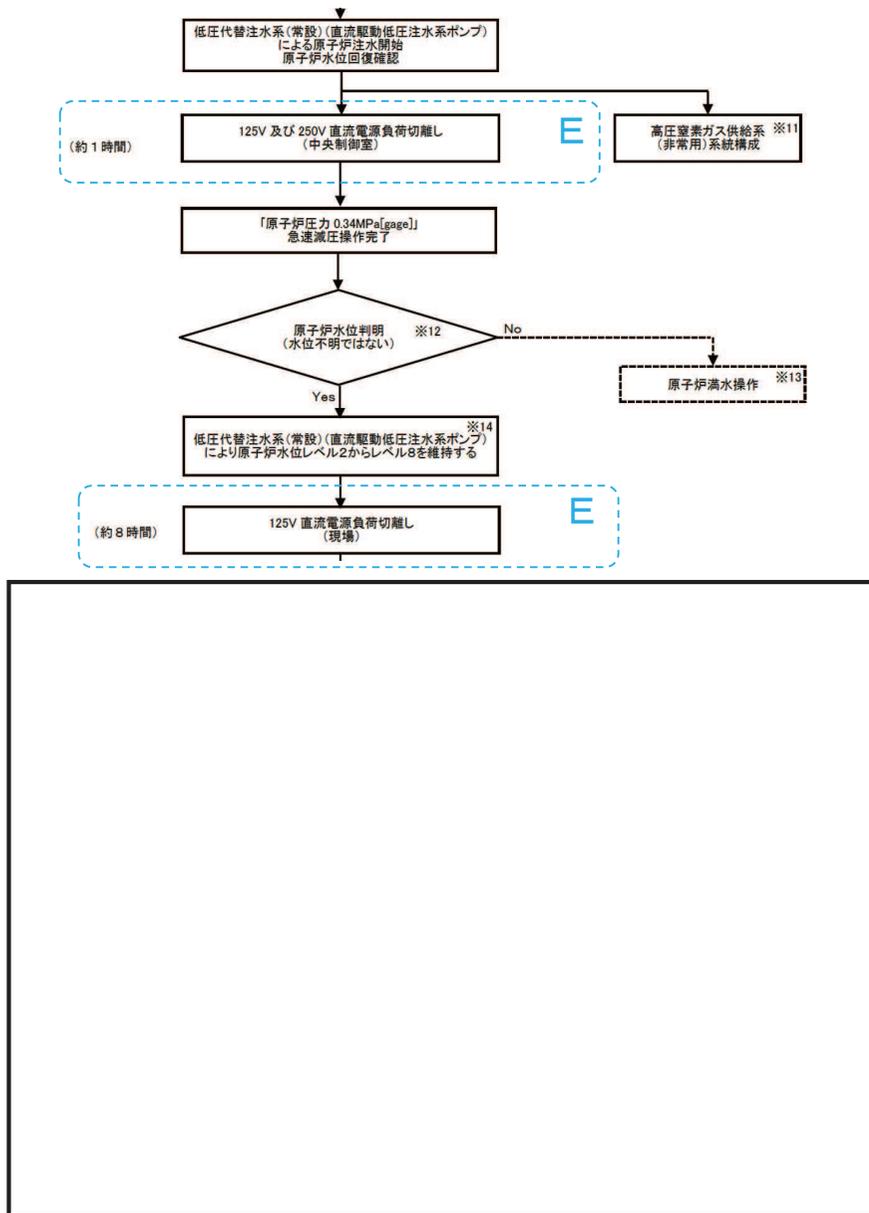
- 原子炉圧力低下必要時に自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。または、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
- 主蒸気逃がし安全弁が「急速減圧」時必要弁数開放できない場合は、タービンバイパス弁および原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。
- 原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。
- 原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要がある。
- 急速減圧中に原子炉注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、原子炉注へ注水可能な系統を再起動する。

保安規定 添付1-1



⑤ 主な監視操作内容

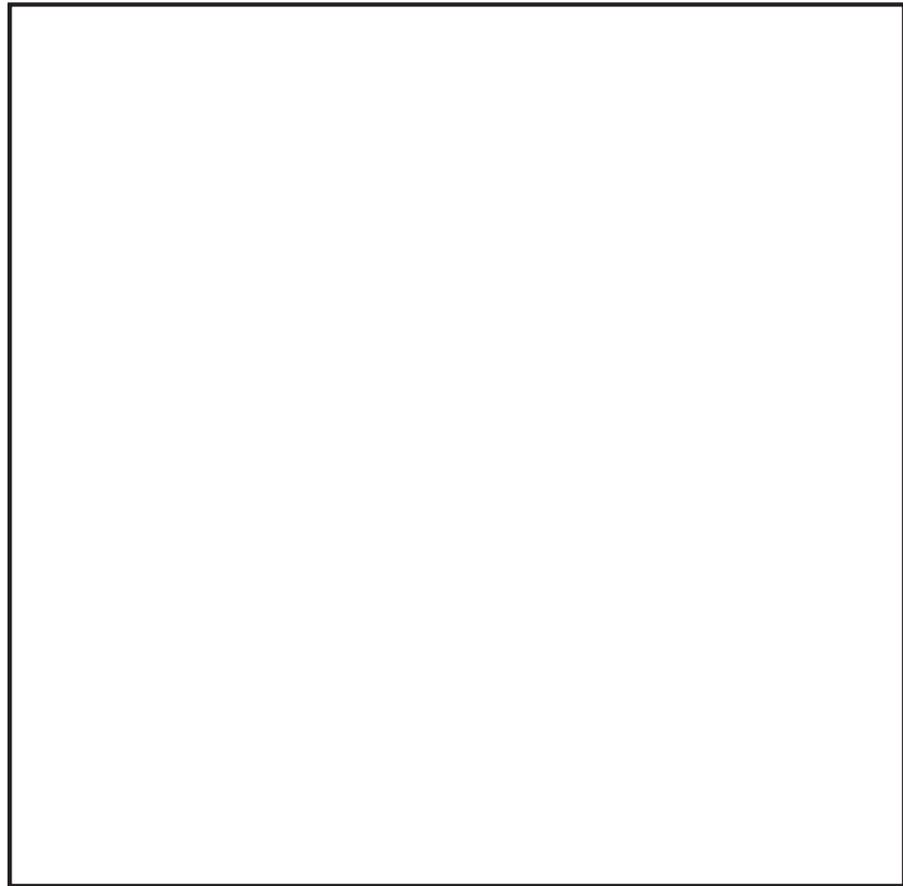
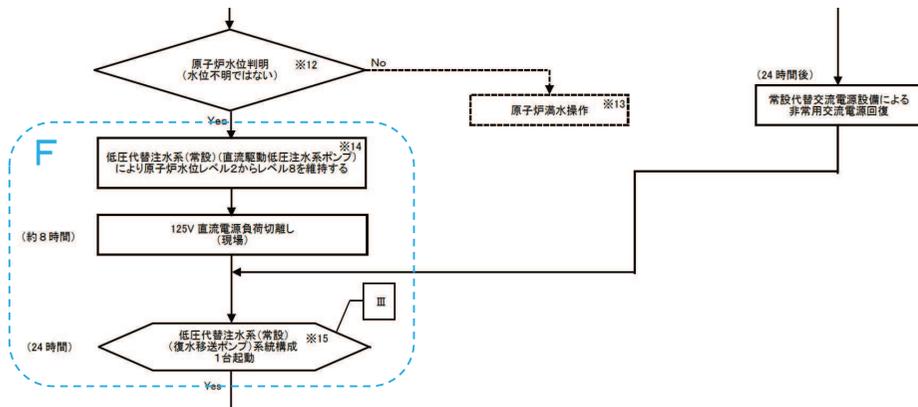
- ① 給復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流通動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を起動する。
- ② 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。
自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最小弁数以上開放する。
- ③ 原子炉圧力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主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、高圧代替注水系または原子炉冷却材浄化系ブローライン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」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

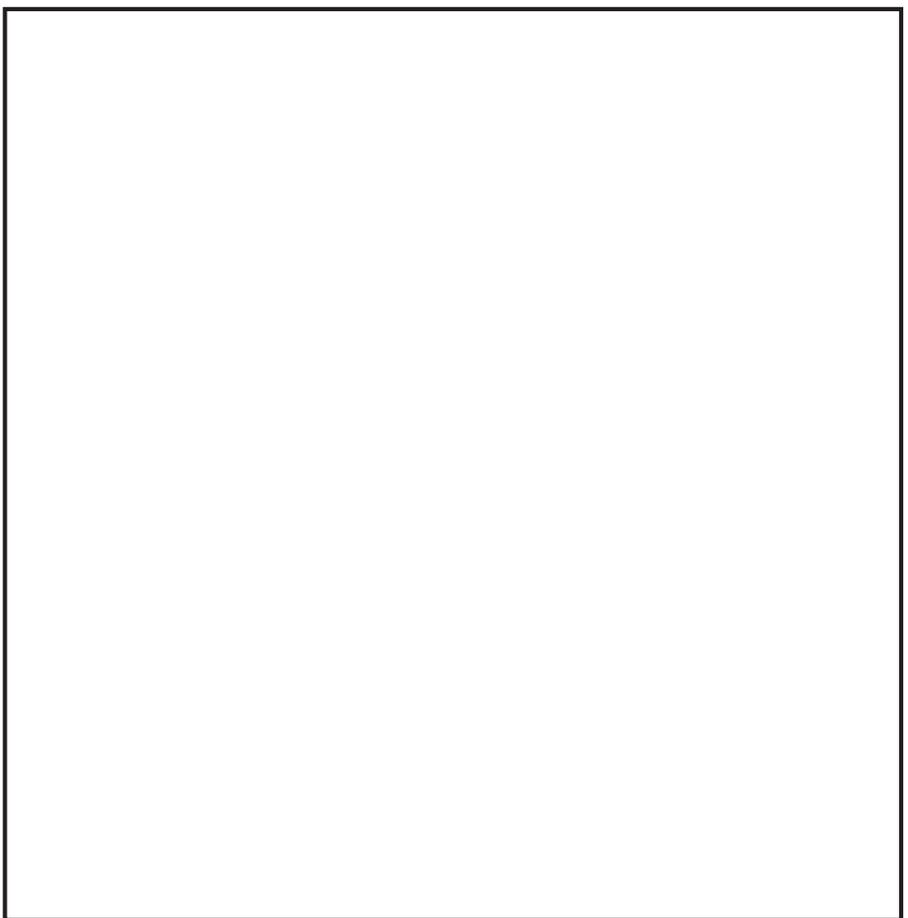
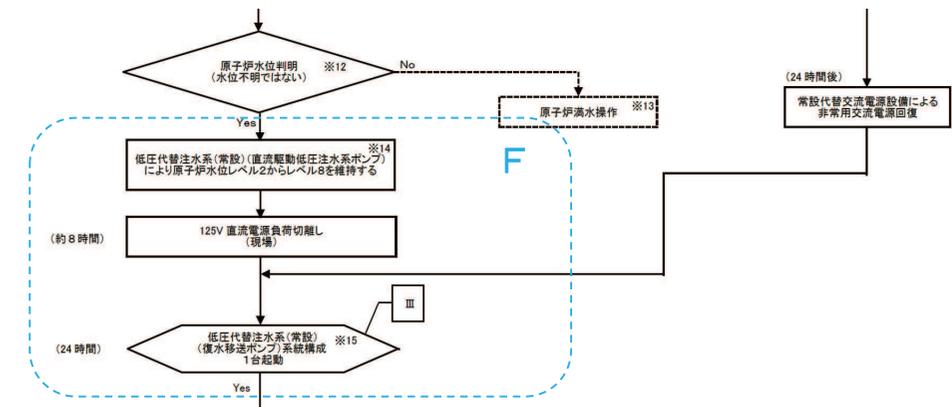
保安規定 添付1-1

<p>5. 電源制御 (1) 電源回復</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 非常用交流電源および直流電源喪失事象発生時に、喪失した電源を回復させる。 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」において、直流電源が喪失した場合 原子炉制御「スクラム」において、起動用変圧器からの受電に失敗した場合 原子炉制御「スクラム」において、非常用C母線またはD母線の電源が喪失した場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 起動用変圧器から所内電源を受電した場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 非常用交流電源喪失が長期化する場合には常設125V直流電源延命のため、1時間後、8時間後に直流負荷の切り離しを実施し、直流電源延命させる。また、250V直流電源(DCL1駆動用)の直流電源確保のため1時間で負荷の切り離しを行う。 使用可能な設備を確認し、C、D母線の受電操作を行う。C、D母線の復旧が不可能な場合は、G母線の受電を行い、交流電源切替盤で切り替えを実施する。 直流電源喪失時は、常設代替直流電源(125V代替蓄電池)より受電する。常設代替直流電源からできない場合には、可搬型計測器にて中央制御室で計器毎に確認する。 G母線の受電ができない場合、または可搬型直流電源設備に可搬型電源車が接続できない場合は、代替直流電源の延命のため、常設代替直流電源から給電開始後8時間に負荷の切り離しを行う。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 非常用交流高圧電源確保</p> <ul style="list-style-type: none"> 非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認する。 運転している非常用ディーゼル発電機に対応する原子炉補機冷却海水系の運転状態を確認する。当該原子炉補機冷却海水系の運転不可の場合は、常設代替交流電源設備を起動し、非常用ディーゼル発電機を停止する。 非常用ディーゼル発電機からの受電ができない場合、予備変圧器より受電する。予備変圧器からの受電ができない場合は常設代替交流電源設備より受電し、常設代替交流電源設備からの受電もできない場合は、号炉間等より受電する。 非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合、常設代替交流電源設備より受電する。 非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合であって、常設代替交流電源設備から受電できた非常用交流高圧電源母線が1系統である場合、直流250V充電器を受電した交流高圧電源母線側へ切り替える。 非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合であって、2系統とも常設代替交流電源設備から受電できなかった場合、直流駆動低圧注水系の系統構成、発電機水素ガス放出ならびに直流250V電源確保および直流125V電源確保を行うとともに、号炉間等からの受電を実施する。 非常用交流高圧電源母線の号炉間等からの受電ができなかった場合、可搬型代替交流電源設備より受電する。 給電設備容量に応じた設備復旧を行う。常設代替交流電源設備から受電している場合は、受電後1時間および24時間にて常設代替交流電源設備の負荷抑制を実施する。 <p>B. 直流電源確保</p> <p>①</p> <ul style="list-style-type: none"> 非常用ディーゼル発電機および常設代替交流電源設備から直流電源A系およびB系への給電ができない場合、1時間後および8時間後までに負荷の切り離しによる負荷抑制を実施する。 直流電源A系およびB系が喪失または枯渇した場合、常設代替直流電源設備より給電する。 直流電源A系およびB系が喪失または枯渇し、常設代替直流電源設備より給電している場合であって、G母線の受電ができない場合は、8時間後に負荷抑制を実施する。また、代替直流電源用切替盤への電源車接続を実施し、常設代替直流電源設備の充電器へ給電する。 <p>C. 直流250V電源確保</p> <p>②</p> <ul style="list-style-type: none"> 発電機水素ガスの放出の完了または、直流電源A系およびB系が喪失した場合は負荷抑制を実施する。 	



保安規定 添付1-1

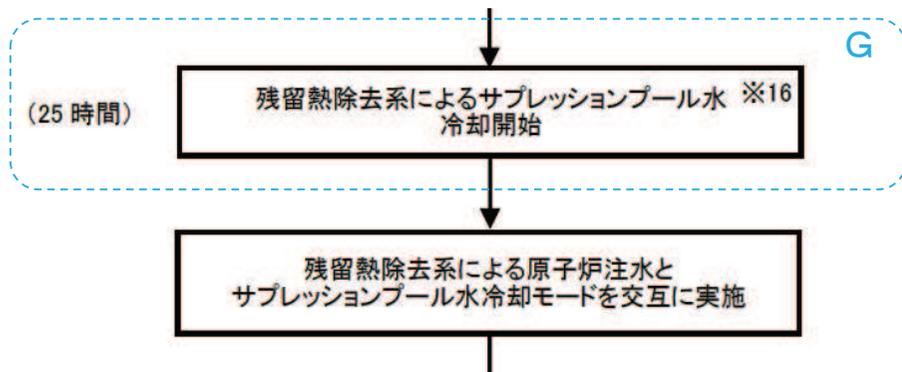
<p>1. 原子炉制御 (3) 水位確保</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合 不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合または有効燃料頂部以上で安定している場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。 	
<p>②</p> <ul style="list-style-type: none"> 給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系または高圧代替注水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。 	
<p>③</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できず原子炉水位が降下中の場合であって、給復水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系により原子炉水位の維持ができない場合は、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）またはろ過水系）を起動し、不測事態「急速減圧」に移行する。低圧代替注水系が起動できない場合は、不測事態「水位回復」に移行する。 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉水位が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。 	



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

保安規定 添付1-1

<p>1. 原子炉制御 (1) スクラム</p>	
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉を停止する。 十分な炉心冷却状態を維持する。 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む) 	
<p>② 導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム信号が発生した場合 手動スクラムした場合 各制御の脱出条件が成立した場合 	<p>③ 脱出条件</p>
<p>④ 基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に進行。 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。 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には原子炉制御「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」の制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「電源・タービン」の各制御を並行して行う。 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。 	
<p>⑤ 主な監視操作内容</p> <p>A. 原子炉出力</p> <ul style="list-style-type: none"> 「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。 全制御棒挿入状態を確認する。 平均出力領域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まで挿入されていない場合、代替制御棒挿入機能を動作させる。 全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本を超える場合、「反応度制御」へ移行する。また、「反応度制御」に移行した場合には、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。 全制御棒が全挿入位置まで挿入された場合または全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本以下の場合、原子炉水位、原子炉圧力、スクラム排出容器ドレン弁、ベント弁の閉鎖および原子炉再循環ポンプ速度を確認する。 平均出力領域モニタおよび起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。 <p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を確認する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 タービン駆動給水ポンプを停止し※、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(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(主復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動動作する。(原子炉隔離時冷却系が自動動作した場合は不要) 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認する。 給復水系、非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系により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、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には、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 	
<p>① 原子炉水位を連続的に監視する。</p> <p>※：タービン駆動給水ポンプは、原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。</p>	



保安規定 添付1-1

1. 原子炉制御
(1) スクラム

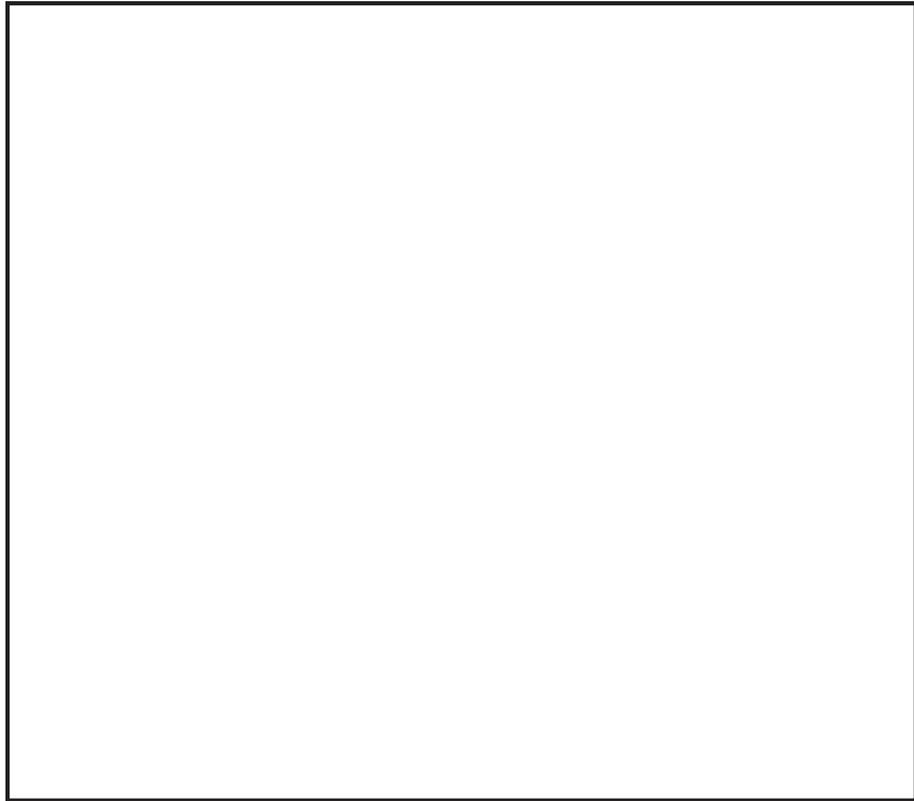
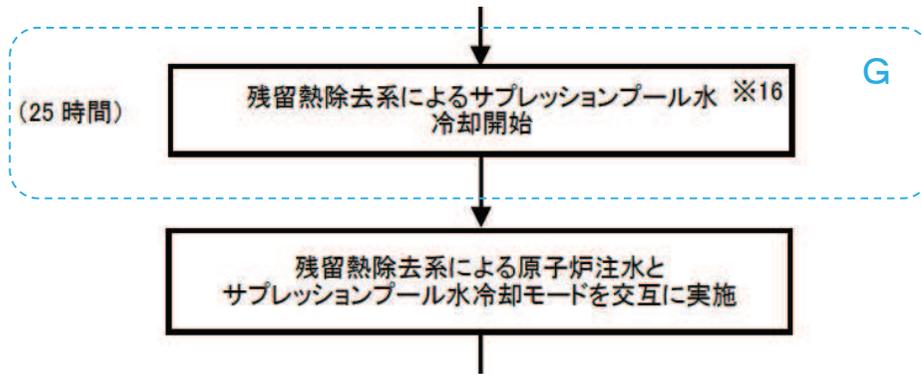
⑤ 主な監視操作内容

G. 一次格納容器制御への導入

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

H. 二次格納容器制御への導入

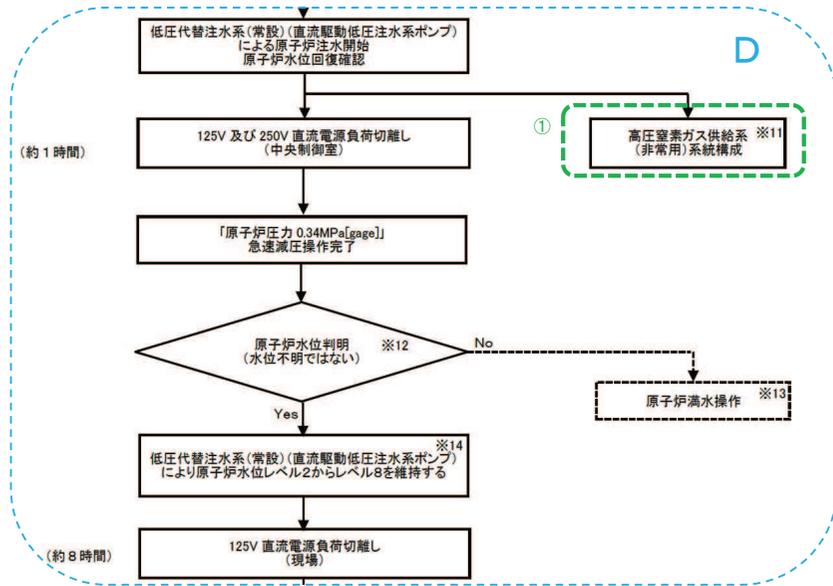
- ・ 二次格納容器制御への導入条件を監視する (原子炉がスクラムしない場合を含む。)



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

保安規定 添付1-1

2. 一次格納容器制御 (3) サプレッションプール温度制御	
①目的 ・ サプレッションプールの水温および空間部温度を監視し、制御する。	
②導入条件 ・ 原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合 ・ サプレッションプール水の平均温度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の局所温度が温度高警報設定点以上の場合	③脱出条件 ・ サプレッションプール水の平均温度が通常運転時制限温度未満となった場合 ・ サプレッションプール空間部の局所温度が温度高警報設定点未満となった場合
④基本的な考え方 ・ サプレッションプール水温およ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。	
⑤主な監視操作内容	
A. サプレッションプール水温制御	
② ・ 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する。 ・ サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら、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。 ・ サプレッションプール水温が80℃に到達した場合、高圧炉心スプレイ系の水源切替えを行う。	
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温度が温度高警報設定点まで上昇したら、サブプレッションプール冷却を実施するとともに、サブプレッションプール空間部温度上昇の原因（原子炉隔離時冷却系の運転、主蒸気逃がし安全弁排気管の異常、サブプレッションプール・ドライウェル間真空破壊弁の異常等）を復旧する。 ・ サプレッションプール空間部温度が温度高警報設定点まで上昇したら、サブプレッションプールスプレイを作動させる。 ・ 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、サブプレッションプール空間部局所温度が温度高警報設定値未満に維持できない場合は、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 表20 重大事故等対策における操作の成立性

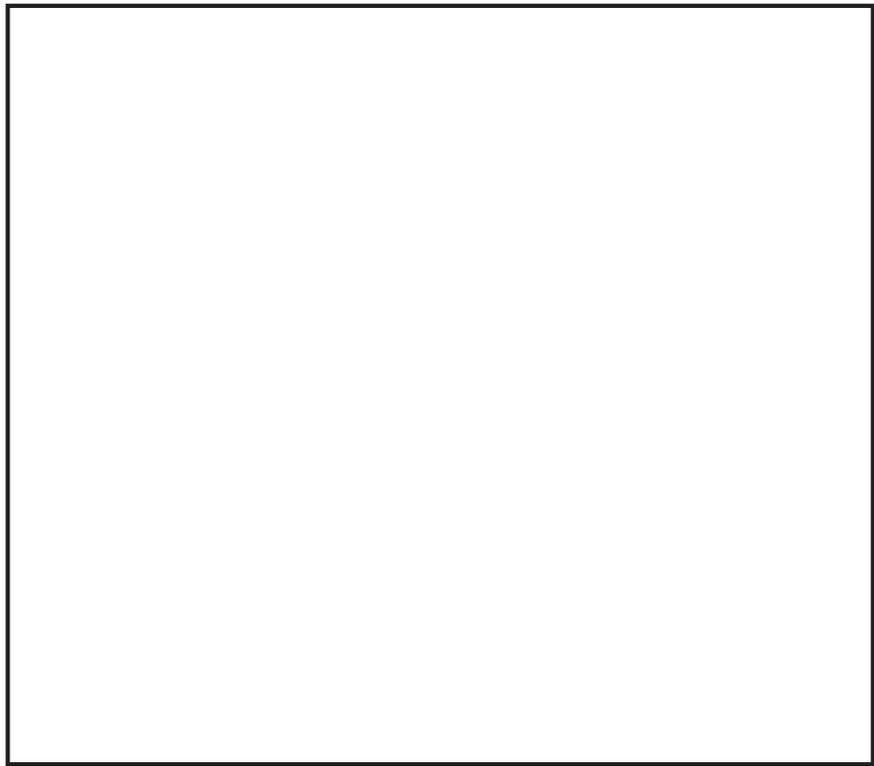
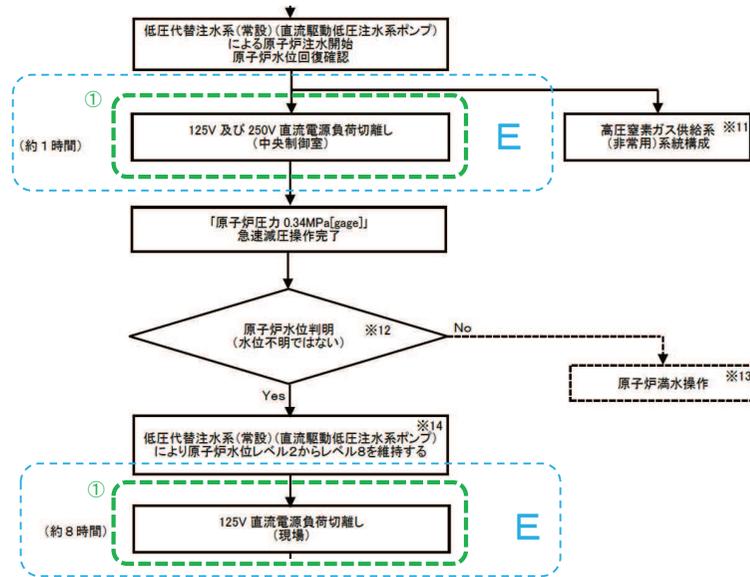
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 3	高圧窒素ガス供給系（非常用）による主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）駆動源確保（高圧窒素ガス供給系（常用）から高圧窒素ガス供給系（非常用）への切替え）※1	運転員 （中央制御室，現場）	3	50分以内

※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。）

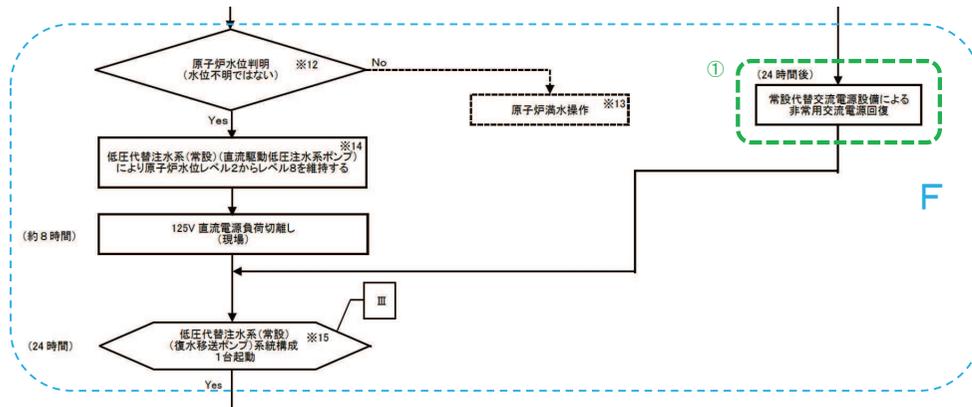
保安規定 添付1-3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
1 4	所内常設蓄電式直流電源設備による給電※1 (不要直流負荷の切離し操作)	運転員 (現場)	2	60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。)

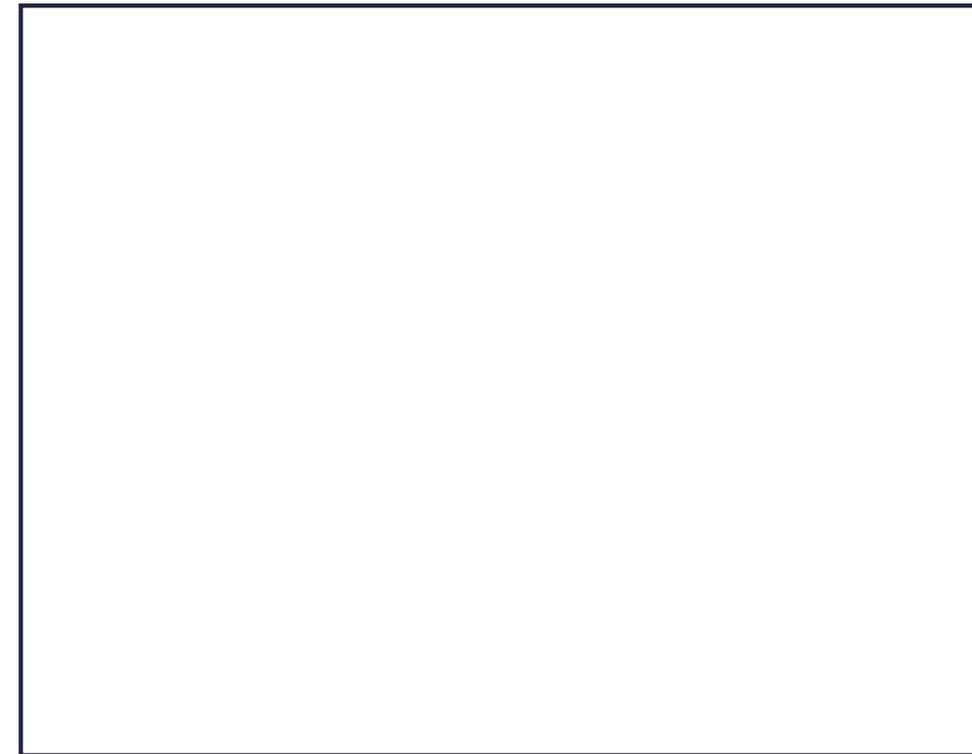


枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

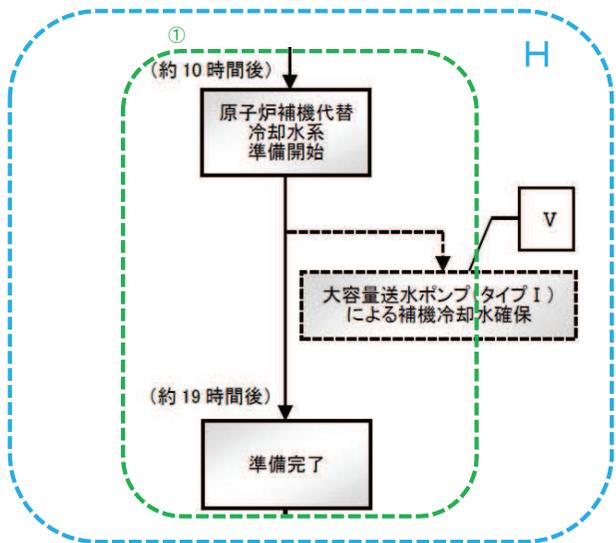


保安規定 添付1-3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

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 (ガスタービン発電機よるメタクラ2C系およびメタクラ2D系受電)	運転員 (中央制御室,)	2	45分以内
		保修班員	2	



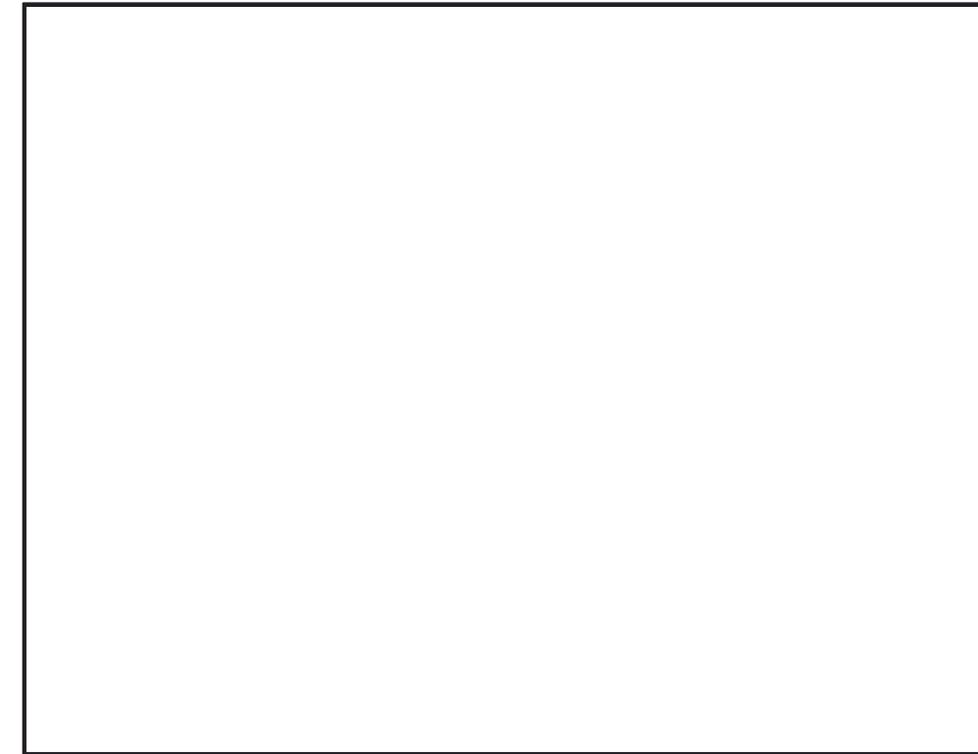
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



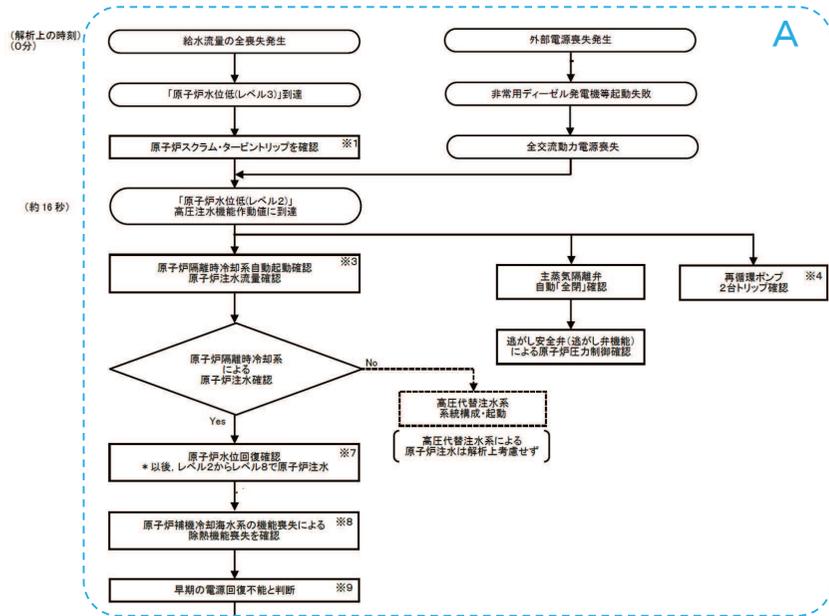
保安規定 添付1-3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 5	原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保※1	運転員 (中央制御室, 現場)	3	540 分以内
		重大事故等対応要員	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。）

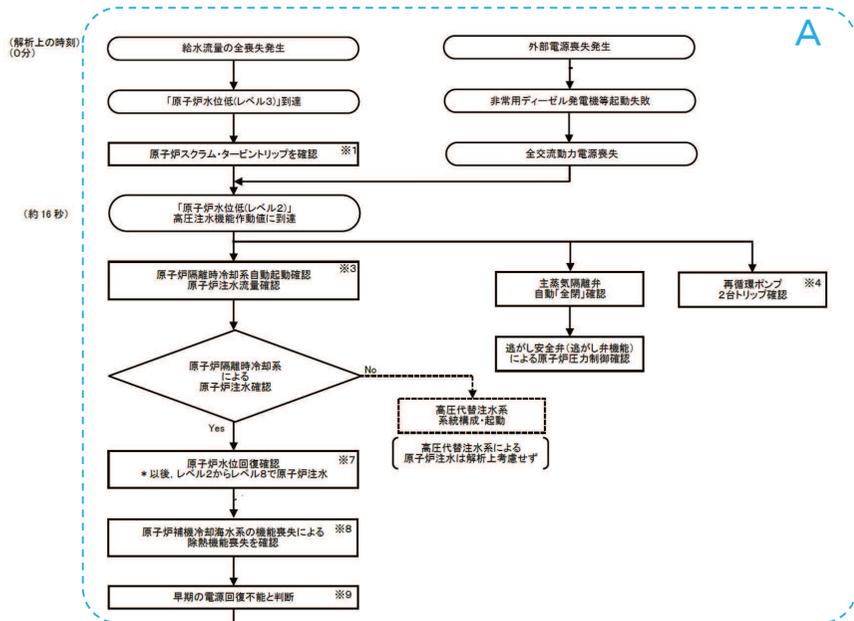


枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



保安規定 添付1-1

1. 原子炉制御 (1) スクラム	
①目的 ・ 原子炉を停止する。 ・ 十分な炉心冷却状態を維持する。 ・ 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 ・ 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む)	
②導入条件 ・ 原子炉スクラム信号が発生した場合 ・ 手動スクラムした場合 ・ 各制御の脱出条件が成立した場合	③脱出条件
④基本的な考え方 ・ 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 ・ 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 ・ 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には原子炉制御「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」の制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「電源・タービン」の各制御を並行して行う。 ・ 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。	
⑤主な監視操作内容 A. 原子炉出力 ・ 「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。 ・ 全制御棒挿入状態を確認する。 ・ 平均出力領域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まで挿入されていない場合、代替制御棒挿入機能を動作させる。 ・ 全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本を超える場合、「反応度制御」へ移行する。また、「反応度制御」に移行した場合には、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。 ・ 全制御棒が全挿入位置まで挿入された場合または全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本以下の場合、原子炉水位、原子炉圧力、スクラム排出容器ドレン弁、ベント弁の閉鎖および原子炉再循環ポンプ速度を確認する。 ・ 平均出力領域モニタおよび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 ② 原子炉水位を確認する。 ③ 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。 ④ タービン駆動給水ポンプを停止し [*] 、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(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(主復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動動作する。(原子炉隔離時冷却系が自動動作した場合は不要) ⑤ 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、非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認する。 ⑥ 給復水系、非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系により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、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には、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 ・ 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 ⑦ 原子炉水位を連続的に監視する。 ※：タービン駆動給水ポンプは、原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。	



保安規定 添付1-1

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、主復水器が使用可能であることを確認する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合または主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、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。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、主蒸気逃がし安全弁を開いて、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、主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。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、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または主蒸気逃がし安全弁により制御されていることを連続的に監視する。また主蒸気逃がし安全弁で制御している場合は、主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D. 電源・タービン

- 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることおよびタービン自動トリップを確認する。
- タービントリップ状態およ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。
- 直流電源が確保されない場合は、「電源回復(直流電源復旧)」へ移行する。起動変圧器から受電されていない場合、「電源回復(交流電源復旧)」へ移行する。非常用母線が正常であることを確認する。正常でない場合、「電源回復」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、主復水器が使用可能であることを確認する。原子炉圧力制御が正常でない場合または主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。タービンおよび発電機の停止状態を確認する。空気抽出器およびグランドシールの切替により主復水器真空度を維持する。

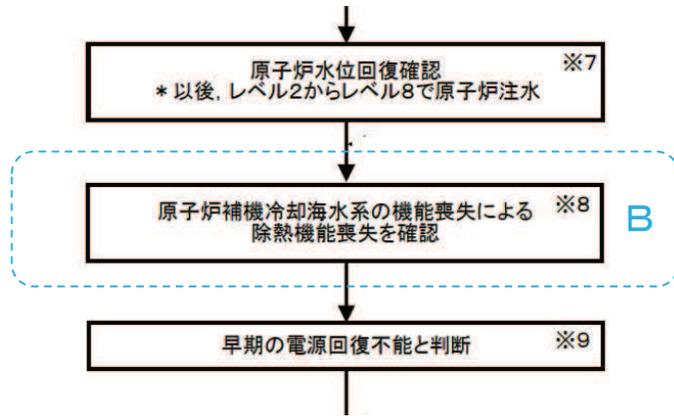
E. モニタ確認

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

F. 復旧

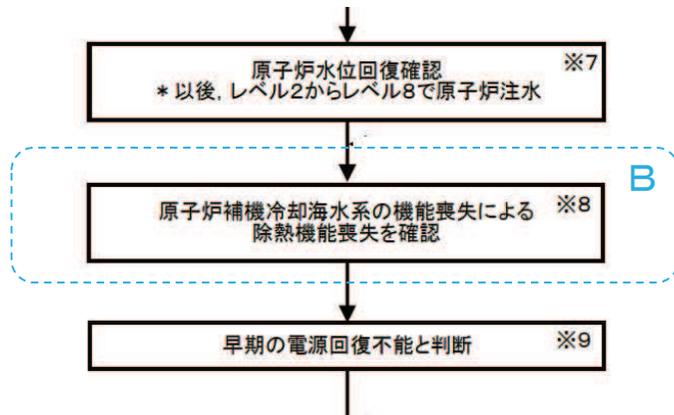
- 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- 格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- 原子炉圧力等の主要パラメータが整定していることを確認する。
- 外部電源により電源が確保されていることを確認する。
- 直流電源負荷抑制を実施していた場合、負荷抑制を復旧する。
- 格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- 原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- 原子炉再循環ポンプが停止している場合、原子炉水位を原子炉水位高タービントリップ設定値以上で維持する。
- 原子炉を冷温停止する。

保安規定 添付1-1



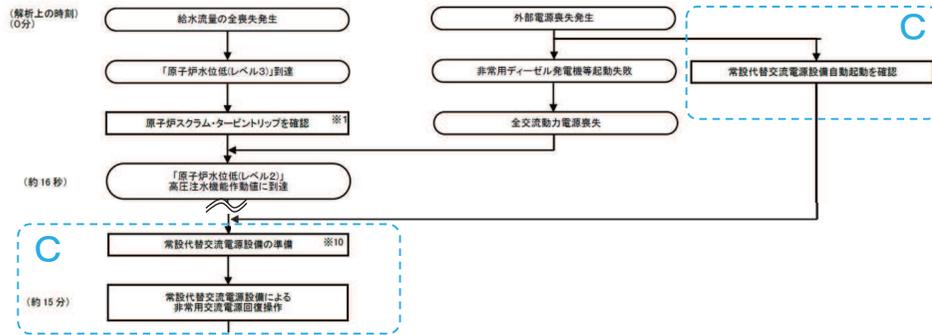
1. 原子炉制御 (1) スクラム
⑤主な監視操作内容
G. 一次格納容器制御への導入
① ・一次格納容器制御への導入条件を監視する (原子炉がスクラムしない場合を含む。)
H. 二次格納容器制御への導入
・二次格納容器制御への導入条件を監視する (原子炉がスクラムしない場合を含む。)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



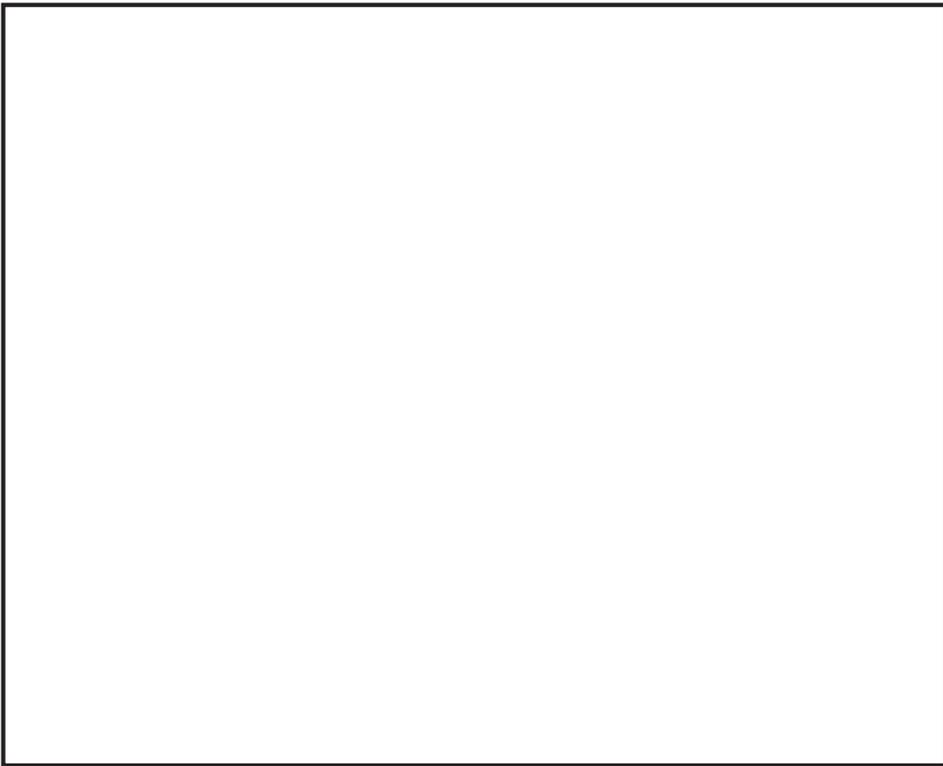
保安規定 添付1-1

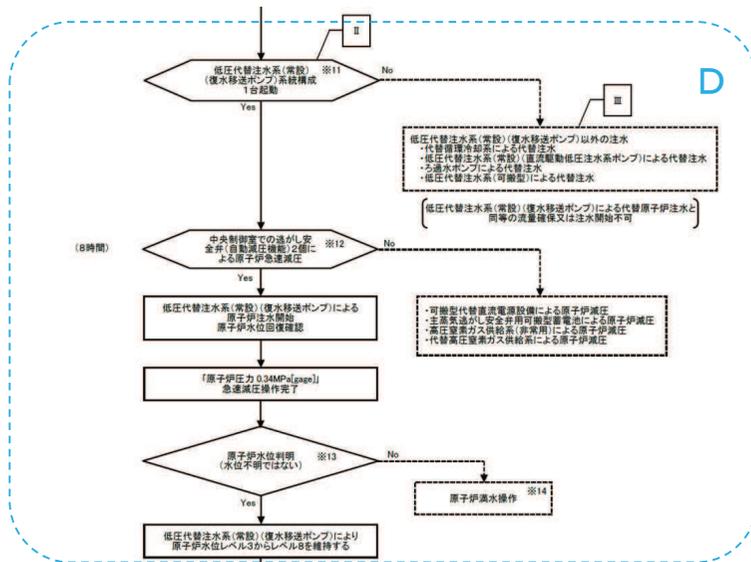
2. 一次格納容器制御 (3) サプレッションプール温度制御	
①目的 ・サプレッションプールの水温および空間部温度を監視し、制御する。	
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合 ・サプレッションプール水の平均温度が通常運転時制限温度を超えた場合 ・サプレッションプール空間部の局所温度が温度高警報設定点以上の場合	③脱出条件 ・サプレッションプール水の平均温度が通常運転時制限温度未満となった場合 ・サプレッションプール空間部の局所温度が温度高警報設定点未満となった場合
④基本的な考え方 ・サプレッションプール水温およびサプレッションプール空間部局所温度が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。	
⑤主な監視操作内容	
A. サプレッションプール水温制御	
② ③ ・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する。 ・サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら、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。 ・サプレッションプール水温が80℃に到達した場合、高圧炉心スプレイ系の水源切替えを行う。	
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温度が温度高警報設定点まで上昇したら、サプレッションプール冷却を実施するとともに、サプレッションプール空間部温度上昇の原因（原子炉隔離時冷却系の運転、主蒸気逃がし安全弁排気管の異常、サプレッションプール・ドライウェル間真空破壊等の異常等）を復旧する。 ・サプレッションプール空間部温度が温度高警報設定点まで上昇したら、サプレッションプールスプレイを作動させる。 ・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が温度高警報設定値未満に維持できない場合は、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

5. 電源制御		
(1) 電源回復		
①目的		
・ 交流電源および直流電源の供給を回復し維持する。		
②導入条件		③脱出条件
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」において、直流電源が喪失した場合 原子炉制御「スクラム」において、起動用変圧器からの受電に失敗した場合 原子炉制御「スクラム」において、非常用C母線またはD母線の電源が喪失した場合 		<ul style="list-style-type: none"> 起動用変圧器から所内電源を受電した場合
④基本的な考え方		
<ul style="list-style-type: none"> 非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。 非常用交流電源喪失が長期化する場合には常設125V直流電源および250V直流電源延命のため、直流負荷の切り離しを実施し、直流電源延命させる。 使用可能な設備を確認し、C、D母線の受電操作を行う。C、D母線の復旧が不可能な場合は、G母線の受電を行い、交流電源切替盤で切り替えを実施する。 直流電源喪失時は、常設代替直流電源（125V代替蓄電池および250V蓄電池）より受電する。常設代替直流電源からできない場合には、可搬型計測器にて中央制御室で計器毎に確認する。 非常用交流電源喪失が長期化する場合には常設代替直流電源（125V代替蓄電池および250V蓄電池）の延命のため、負荷の切り離しを行う。 		
⑤主な監視操作内容		
A. 非常用交流高圧電源確保		
<ul style="list-style-type: none"> 非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認する。 運転している非常用ディーゼル発電機に対応する原子炉補機冷却海水系の運転状態を確認する。当該原子炉補機冷却海水系の運転不可の場合は、常設代替交流電源設備を起動し、非常用ディーゼル発電機を停止する。 非常用ディーゼル発電機からの受電ができない場合、予備変圧器より受電する。予備変圧器からの受電ができない場合は常設代替交流電源設備より受電し、常設代替交流電源設備からの受電もできない場合は、号炉間等より受電する。 		
②		
<ul style="list-style-type: none"> 非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合、常設代替交流電源設備より受電する。 非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合であって、常設代替交流電源設備から受電できた非常用交流高圧電源母線が1系統である場合、直流250V充電器を受電した交流高圧電源母線側へ切り替える。 非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合であって、2系統とも常設代替交流電源設備から受電できなかった場合、直流駆動低圧注水系の系統構成、発電機水素ガス放出ならびに直流250V電源確保および直流125V電源確保を行うとともに、号炉間等からの受電を実施する。 非常用交流高圧電源母線の号炉間等からの受電ができなかった場合、可搬型代替交流電源設備より受電する。 		
③		
<ul style="list-style-type: none"> 給電設備容量に応じた設備復旧を行う。常設代替交流電源設備から受電している場合は、受電後1時間および24時間にて常設代替交流電源設備の負荷抑制を実施する。 		
B. 直流電源確保		
<ul style="list-style-type: none"> 非常用ディーゼル発電機および常設代替交流電源設備から直流電源A系およびB系への給電ができない場合、1時間後および8時間後までに負荷の切り離しによる負荷抑制を実施する。 直流電源A系およびB系が喪失または枯渇した場合、常設代替直流電源設備より給電する。 直流電源A系およびB系が喪失または枯渇し、常設代替直流電源設備より給電している場合であって、G母線の受電ができない場合は、8時間後に負荷抑制を実施する。また、代替直流電源用切替盤への電源車接続を実施し、常設代替直流電源設備の充電器へ給電する。 		
C. 直流250V電源確保		
<ul style="list-style-type: none"> 発電機水素ガスの放出の完了または、直流電源A系およびB系が喪失した場合は負荷抑制を実施する。 		





保安規定 添付1-1

4. 不測事態
(2) 急速減圧

①目的

- 原子炉を速やかに減圧する。

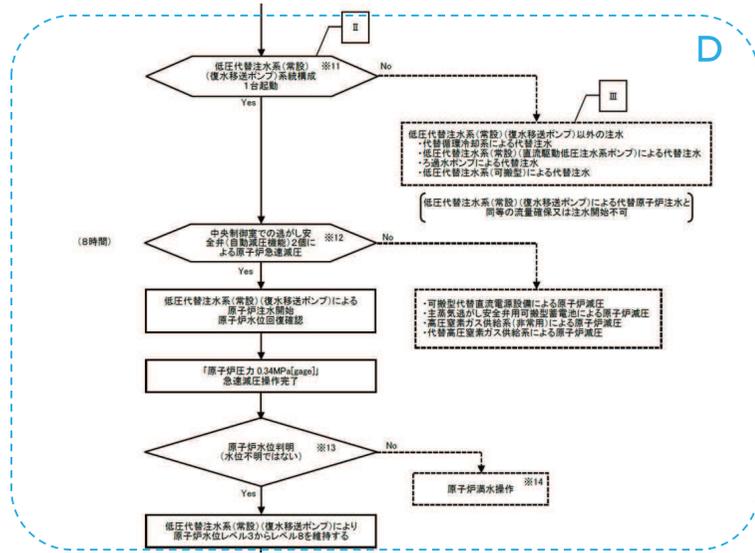
②導入条件

- 原子炉制御「水位確保」において、給復水系もしくは非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系もしくは高圧代替注水系による原子炉水位の維持ができず、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）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設計基準事故時最高圧力以上となった場合
- 一次格納容器制御「ドライウェル温度制御」において、ドライウェル空間部局所温度がドライウェル設計温度に到達した場合
- ① 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
- 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急速減圧へ移行するサブプレッションプール水位以下になった場合
- 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」において、中央制御室からの漏えい箇所隔離に失敗した場合
- 不測事態「水位回復」において、給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上の起動ができない場合かつ原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系による原子炉水位の維持ができない場合であって、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）が起動でき、原子炉隔離時冷却系機能維持最低圧力以上の場合
- 不測事態「水位回復」において、給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上を起動しても原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合

④基本的な考え方

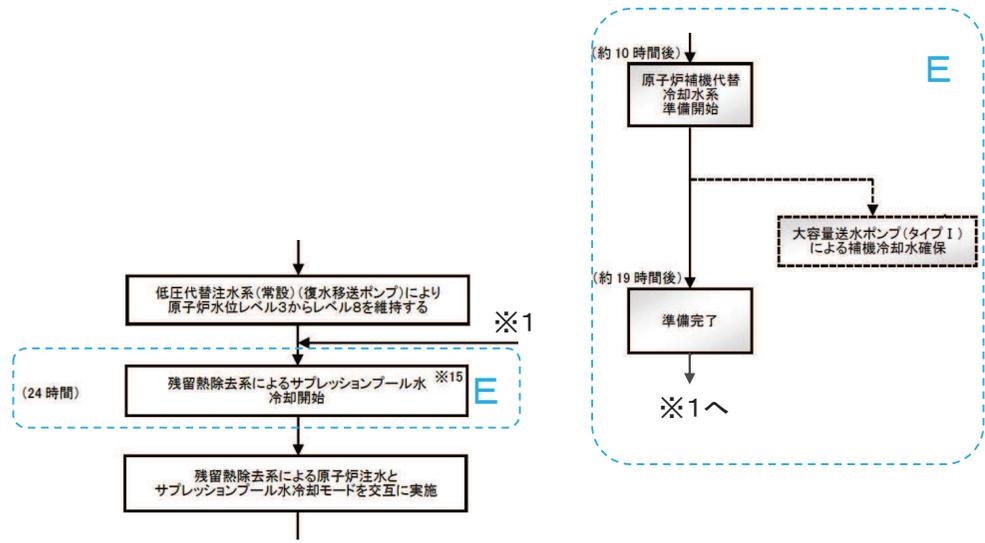
- 原子炉圧力低下必要時に自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。または、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
- 主蒸気逃がし安全弁が「急速減圧」時必要弁数開放できない場合は、タービンバイパス弁および原子炉隔離時冷却系等を使用して減圧する。
- 原子炉減圧の結果、原子炉水位が不明になった場合は、不測事態「水位不明」へ移行する。
- 原子炉減圧時の原子炉冷却材温度変化率は原子炉冷却材温度変化率制限値を遵守する必要はない。
- 急速減圧中に原子炉注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、原子炉注へ注水可能な系統を再起動する。

保安規定 添付1-1



⑤ 主な監視操作内容

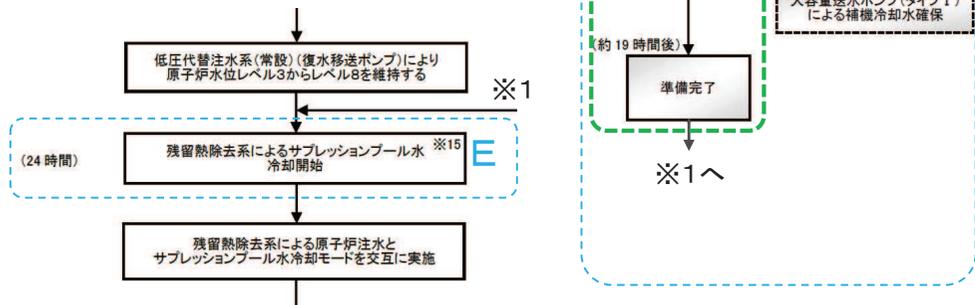
- ① 給復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を起動する。
- ② 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を順次開放する。
 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最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主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、高圧代替注水系または原子炉冷却材浄化系ブローラインを使用して減圧する。
- ③ 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」およ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

2. 一次格納容器制御 (3) サプレッションプール温度制御	
①目的 ・サブプレッションプールの水温および空間部温度を監視し、制御する。	
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合 ・サブプレッションプール水の平均温度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の局所温度が温度高警報設定点以上の場合	③脱出条件 ・サブプレッションプール水の平均温度が通常運転時制限温度未満となった場合 ・サブプレッションプール空間部の局所温度が温度高警報設定点未満となった場合
④基本的な考え方 ・サブプレッションプール水温およ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。	
⑤主な監視操作内容	
A. サプレッションプール水温制御	
① ・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する。 ・サブプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら、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。 ・サブプレッションプール水温が80℃に到達した場合、高圧炉心スプレイ系の水源切替えを行う。	
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温度が温度高警報設定点まで上昇したら、サブプレッションプール冷却を実施するとともに、サブプレッションプール空間部温度上昇の原因（原子炉隔離時冷却系の運転、主蒸気逃がし安全弁排気管の異常、サブプレッションプール・ドライウェル間真空破壊弁の異常等）を復旧する。 ・サブプレッションプール空間部温度が温度高警報設定点まで上昇したら、サブプレッションプールスプレイを作動させる。 ・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が温度高警報設定値未満に維持できない場合は、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。	

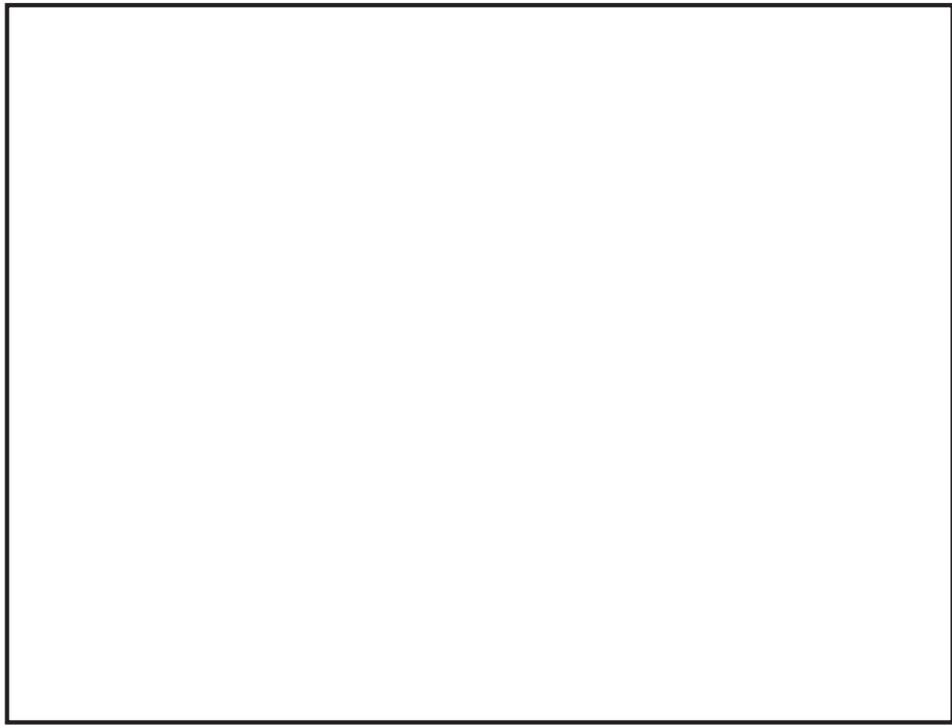
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



保安規定 添付1-3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

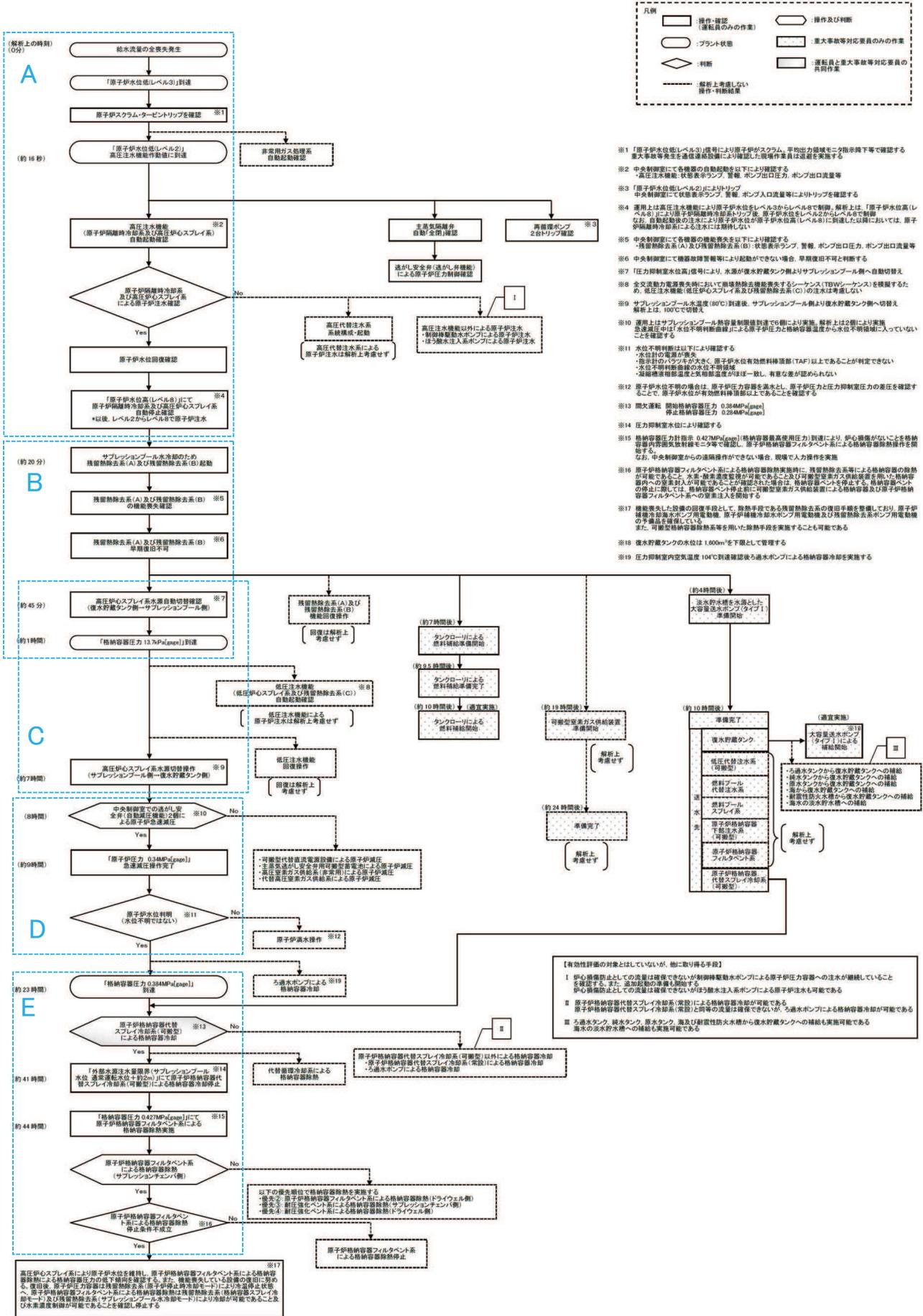
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 5	原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保 ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	3	540分以内
		重大事故等対応要員	6	

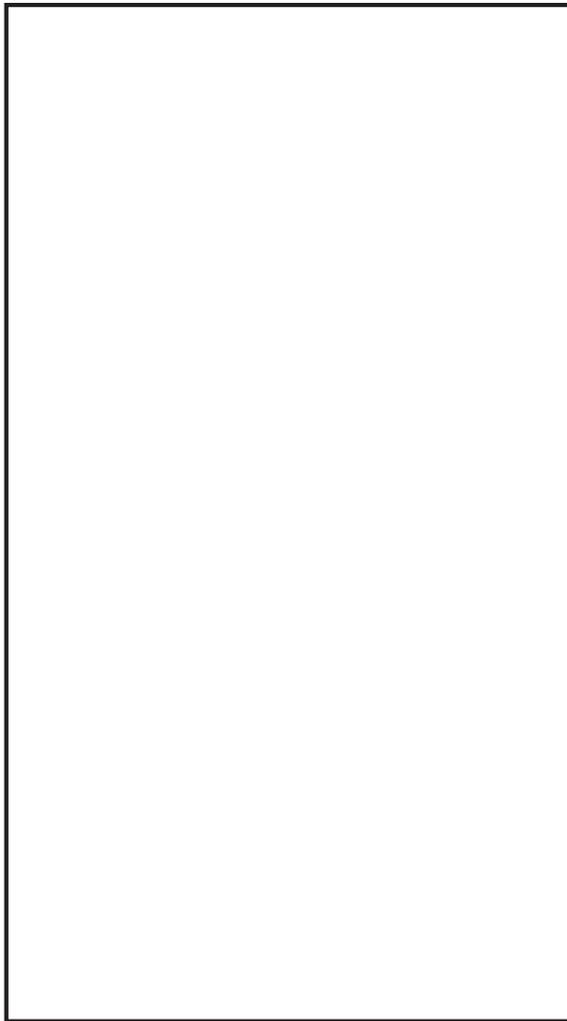
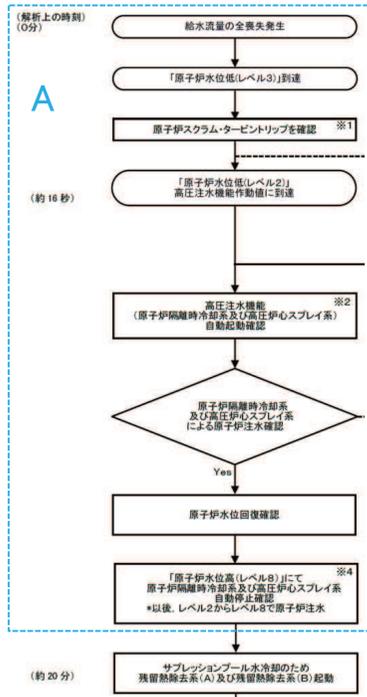
※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段 (以下, 本表において同じ。)



Ⅲ. 重要事故シナリオ等の対応手順に対する保安規定の記載内容の整理
 7. 「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

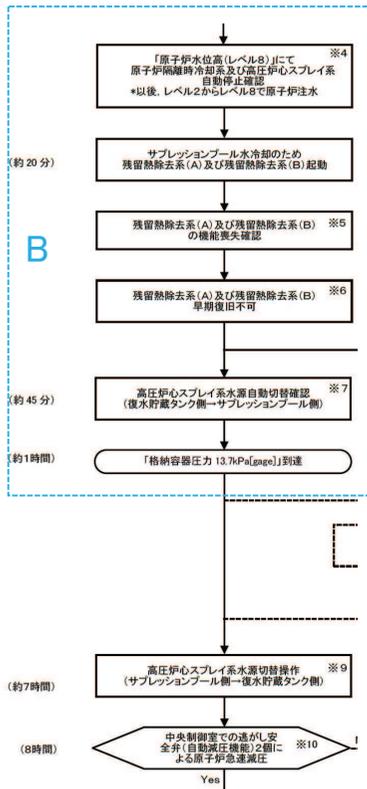
第7. 1. 4. 2-4 図 「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」の対応手順の概要





保安規定 添付1-1

1. 原子炉制御 (1) スクラム		
①目的		
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉を停止する。 十分な炉心冷却状態を維持する。 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む) 		
②導入条件	③脱出条件	
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム信号が発生した場合 手動スクラムした場合 各制御の脱出条件が成立した場合 		
④基本的な考え方		
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実にを行う。 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。 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には原子炉制御「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」の制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「電源・タービン」の各制御を並行して行う。 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。 		
⑤主な監視操作内容		
A. 原子炉出力		
<ul style="list-style-type: none"> 「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。 全制御棒挿入状態を確認する。 平均出力領域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まで挿入されていない場合、代替制御棒挿入機能を動作させる。 全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本を超える場合、「反応度制御」へ移行する。また、「反応度制御」に移行した場合には、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。 全制御棒が全挿入位置まで挿入された場合または全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本以下の場合、原子炉水位、原子炉圧力、スクラム排出容器ドレン弁、ベント弁の閉鎖および原子炉再循環ポンプ速度を確認する。 平均出力領域モニタおよび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		
②	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を確認する。 	
③	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 	
④	<ul style="list-style-type: none"> タービン駆動給水ポンプを停止し[*]、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(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(主復水器を含む)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、非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認する。 	
⑤	<ul style="list-style-type: none"> 給復水系、非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系により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、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には、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 	
⑥	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を連続的に監視する。 ※：タービン駆動給水ポンプは、原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。 	



保安規定 添付1-1

1. 原子炉制御

(1) スクラム

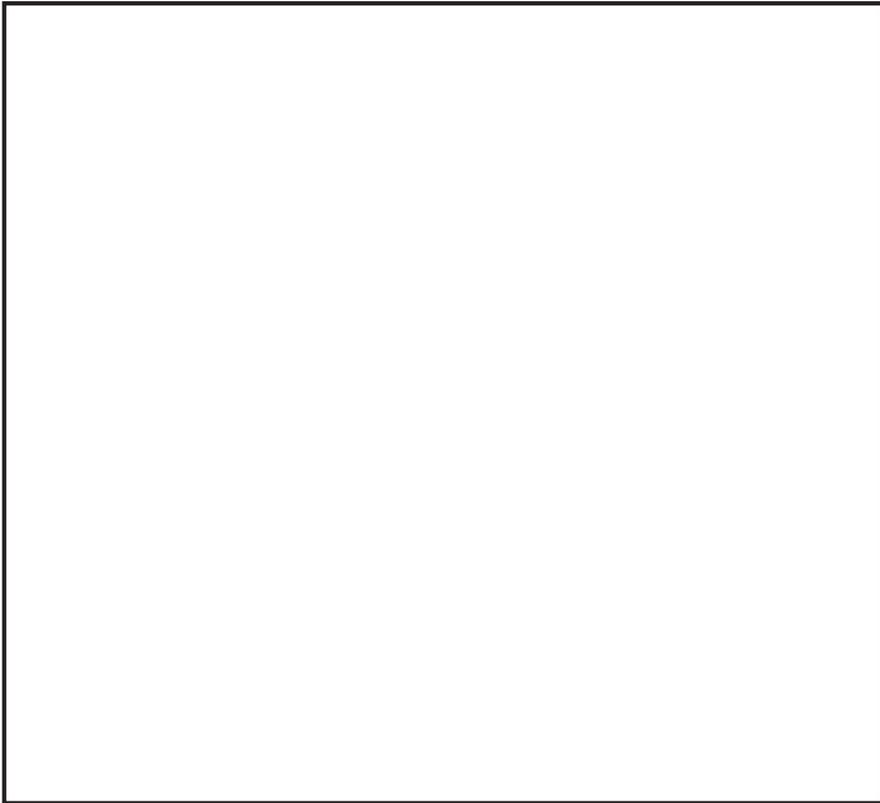
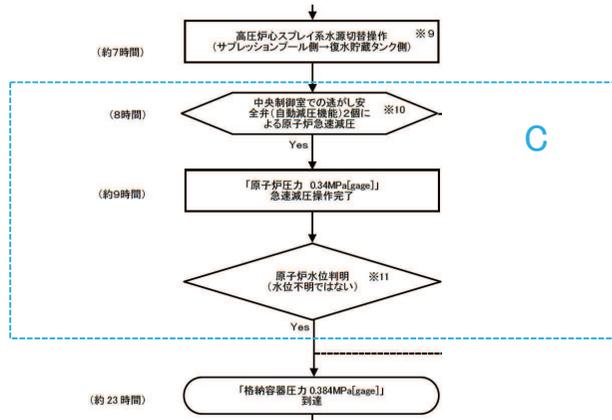
⑤ 主な監視操作内容

G. 一次格納容器制御への導入

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

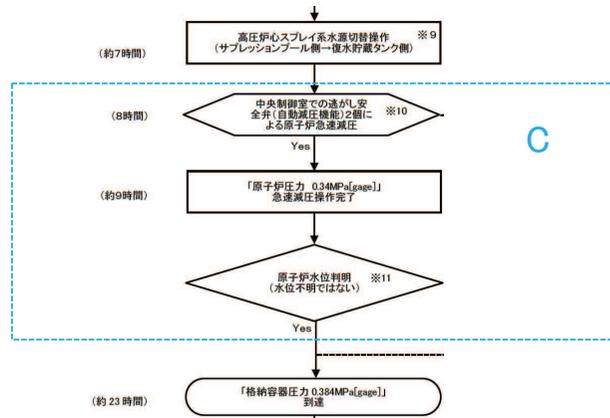
H. 二次格納容器制御への導入

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

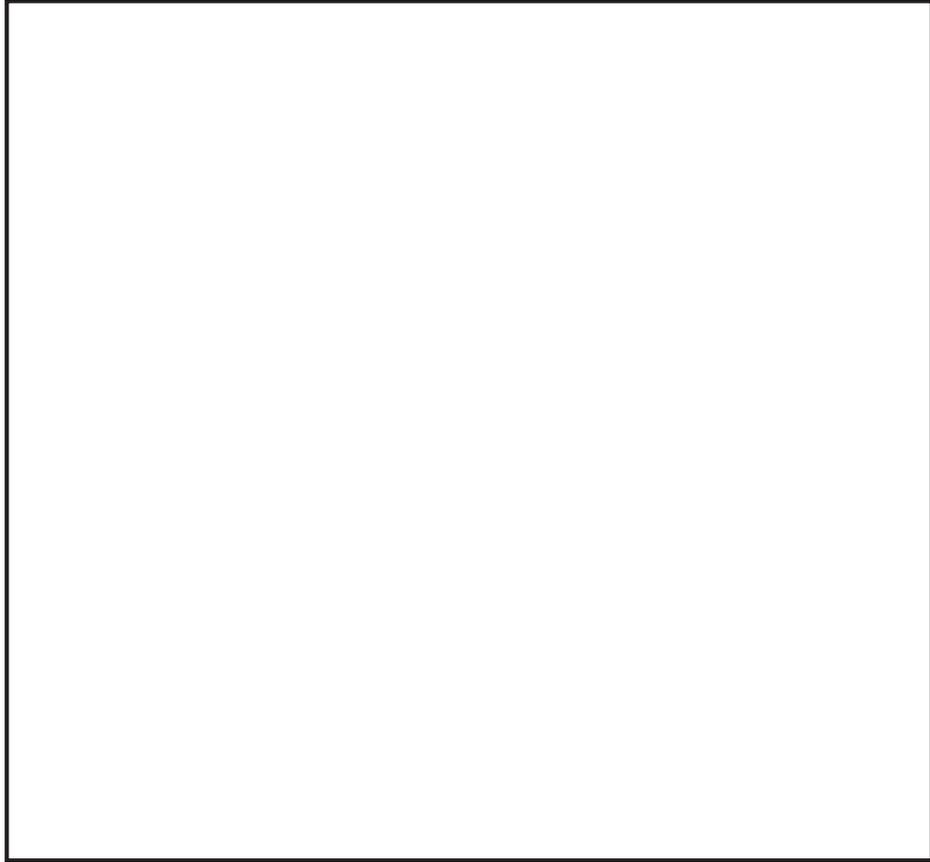


保安規定 添付1-1

2. 一次格納容器制御	
(3) サプレッションプール温度制御	
①目的	
・ サプレッションプールの水温および空間部温度を監視し、制御する。	
②導入条件	③脱出条件
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合 サプレッションプール水の平均温度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の局所温度が温度高警報設定点以上の場合 	<ul style="list-style-type: none"> サプレッションプール水の平均温度が通常運転時制限温度未満となった場合 サプレッションプール空間部の局所温度が温度高警報設定点未満となった場合
④基本的な考え方	
・ サプレッションプール水温およ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。	
⑤主な監視操作内容	
A. サプレッションプール水温制御	
②	・ 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する。
③	・ サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら、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。
	・ サプレッションプール水温が 80℃に到達した場合、高圧炉心スプレイ系の水源切替えを行う。
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温度が温度高警報設定点まで上昇したら、サプレッションプール冷却を実施するとともに、サプレッションプール空間部温度上昇の原因（原子炉隔離時冷却系の運転、主蒸気逃がし安全弁排気管の異常、サプレッションプール・ドライウエル間真空破壊等の異常等）を復旧する。
	・ サプレッションプール空間部温度が温度高警報設定点まで上昇したら、サプレッションプールスプレイを作動させる。
	・ 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が温度高警報設定値未満に維持できない場合は、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。



C

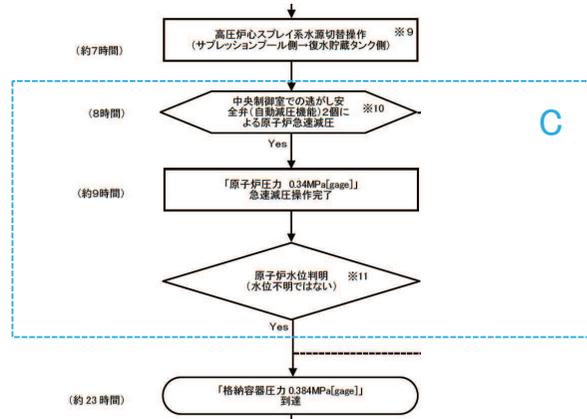


枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

保安規定 添付1-1

4. 不測事態 (2) 急速減圧
①目的 ・原子炉を速やかに減圧する。
②導入条件 ・原子炉制御「水位確保」において、給復水系もしくは非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系もしくは高圧代替注水系による原子炉水位の維持ができず、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）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設計基準事故時最高圧力以上となった場合 ・一次格納容器制御「ドライウェル温度制御」において、ドライウェル空間部局所温度がドライウェル設計温度に到達した場合 ① 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 ・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急速減圧へ移行するサブプレッションプール水位以下になった場合 ・二次格納容器制御「原子炉建屋制御」において、中央制御室からの漏えい箇所隔離に失敗した場合 ・不測事態「水位回復」において、給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上の起動ができない場合かつ原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系による原子炉水位の維持ができない場合であって、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）が起動でき、原子炉隔離時冷却系機能維持最低圧力以上の場合 ・不測事態「水位回復」において、給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上を起動しても原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合
④基本的な考え方 ・原子炉圧力低下必要時に自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。または、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。 ・主蒸気逃がし安全弁が「急速減圧」時必要弁数開放できない場合は、タービンバイパス弁および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。 ・急速減圧中に原子炉注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、原子炉注へ注水可能な系統を再起動する。

保安規定 添付1-1

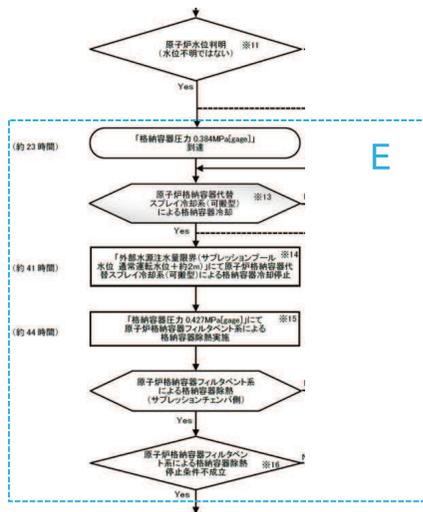


⑤主な監視操作内容

- ① ・ 給復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を起動する。
- ② ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。
- ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。
- ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最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主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、高圧代替注水系または原子炉冷却材浄化系ブローラインを使用して減圧する。
- ③ ・ 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」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



保安規定 添付1-1

1. 原子炉制御
(1) スクラム

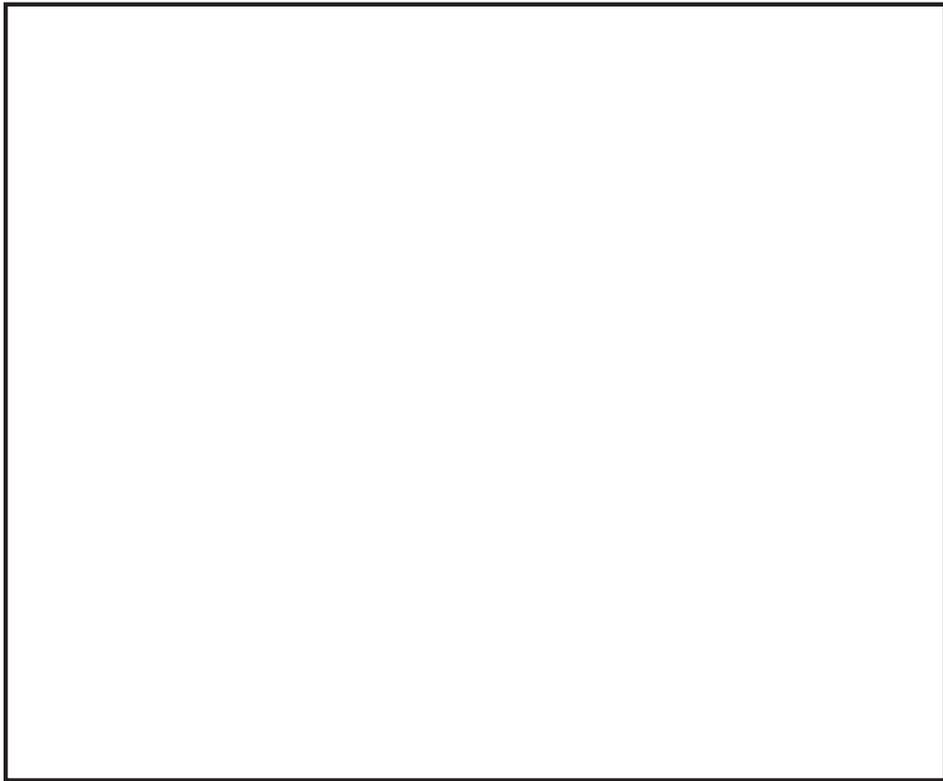
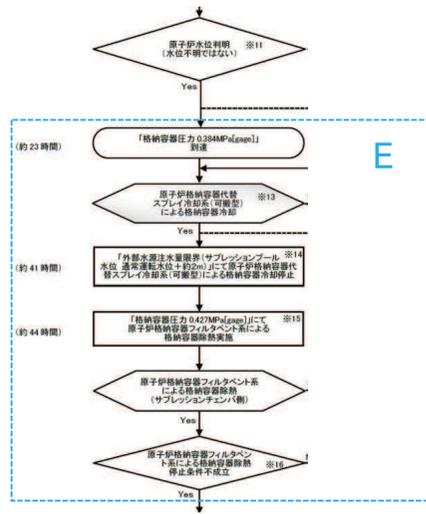
⑤ 主な監視操作内容

G. 一次格納容器制御への導入

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

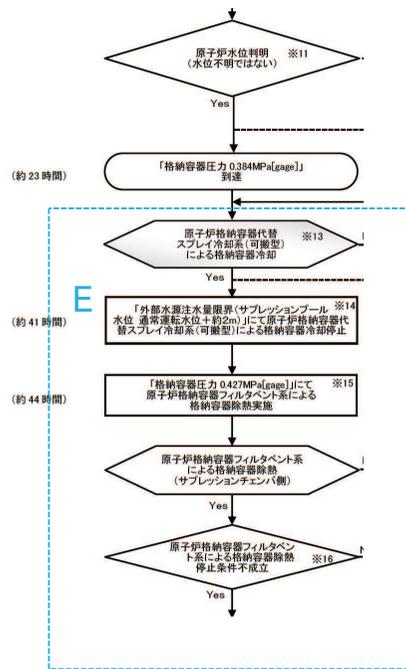
H. 二次格納容器制御への導入

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



保安規定 添付1-1

2. 一次格納容器制御	
(1) 格納容器圧力制御	
①目的	
・格納容器圧力を監視し、制御する。	
②導入条件	③脱出条件
①	<ul style="list-style-type: none"> ・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 ・ドライウェル圧力の上昇の原因が、窒素ガスまたは空気の漏えいであり、ドライウェル温度が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
④基本的な考え方	
<ul style="list-style-type: none"> ・サブプレッションプー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、格納容器設計圧力に達する前に原子炉を急速減圧する。 ・サブプレッションプール圧力を格納容器設計圧力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ーおよびサブプレッションプールのスプレー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ーおよびサブプレッションプールのスプレーを起動する。 ・原子炉制御「反応度制御」を実施中は、原子炉制御「反応度制御」を優先する。 	
⑤主な監視操作内容	
A. 格納容器圧力制御	
②	<ul style="list-style-type: none"> ・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、窒素ガスまたは空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウェルベントを行う。 ・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、原子炉水位を有効炉心長の3分の2に相当する水位以上に維持可能であることを確認した後に、ドライウェルスプレーおよびサブプレッションプールのスプレーを実施する。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。 ・原子炉水位が不明となった場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」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以上で、かつドライウェルスプレー起動圧力以下の状態が24時間継続した場合は、サブプレッションプールのスプレーを起動する。 ・サブプレッションプール圧力がドライウェルスプレー起動圧力以上かつ設計基準事故時最高圧力未満の状態が24時間継続した場合またはサブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以上の場合は、原子炉再循環ポンプおよびドライウェル空調機を停止し、ドライウェルスプレーおよびサブプレッションプールのスプレーを起動する。
③	<ul style="list-style-type: none"> ・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以上の場合、ドライウェル代替スプレーを間欠で実施する。なお、サブプレッションプール水位が外部水源注水量限界に到達した場合、ドライウェル代替スプレーを停止する。
B. 原子炉満水	
<ul style="list-style-type: none"> ・サブプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以上の場合であって、ドライウェルスプレーまたはサブプレッションプールのスプレーおよびドライウェル代替スプレーを起動できない場合、非常用炉心冷却系を起動後、「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁を開し、主蒸気隔離弁、主蒸気ドレン弁、原子炉隔離時冷却系および原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。 ・原子炉水位をできるだけ高く維持する。 	
C. 格納容器ベント	
④	<ul style="list-style-type: none"> ・サブプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力に到達した場合は、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。
⑤	<ul style="list-style-type: none"> ・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する。サブプレッションプール側が使用できない場合は、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できない場合は、サブプレッションプール側耐圧ベントラインを優先する。サブプレッションプール側が使用できない場合は、ドライウェル側耐圧ベントラインを使用する。

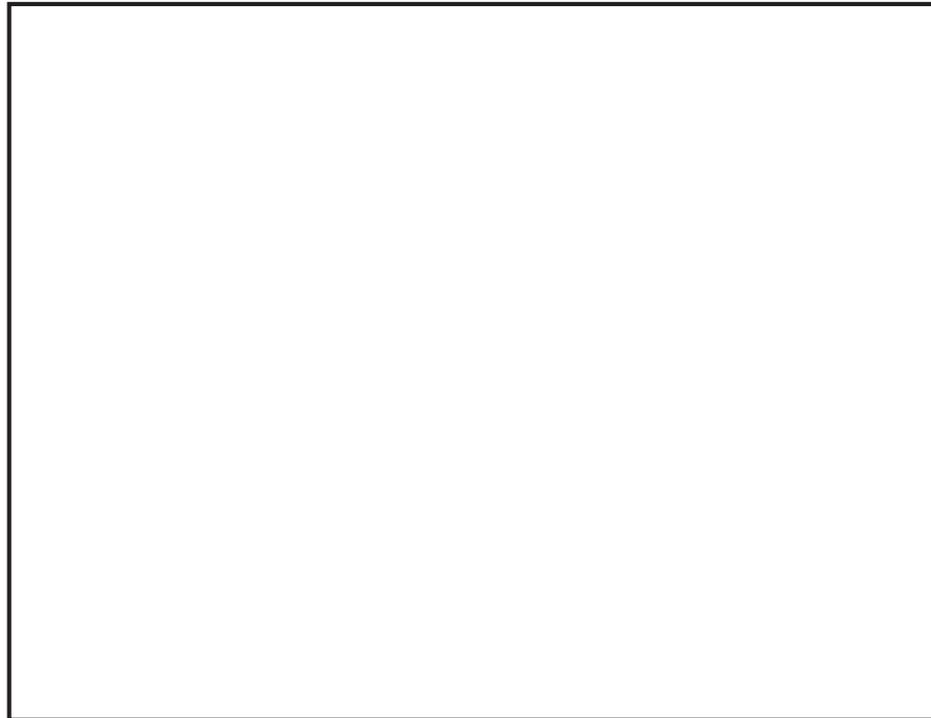


操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 6	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	3※2	385分以内
		重大事故等対応要員	10※2	

※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

※2 有効性評価の重要事故シーケンスにおいては、運転員1名および重大事故等対応要員9名で想定時間は385分以内である。

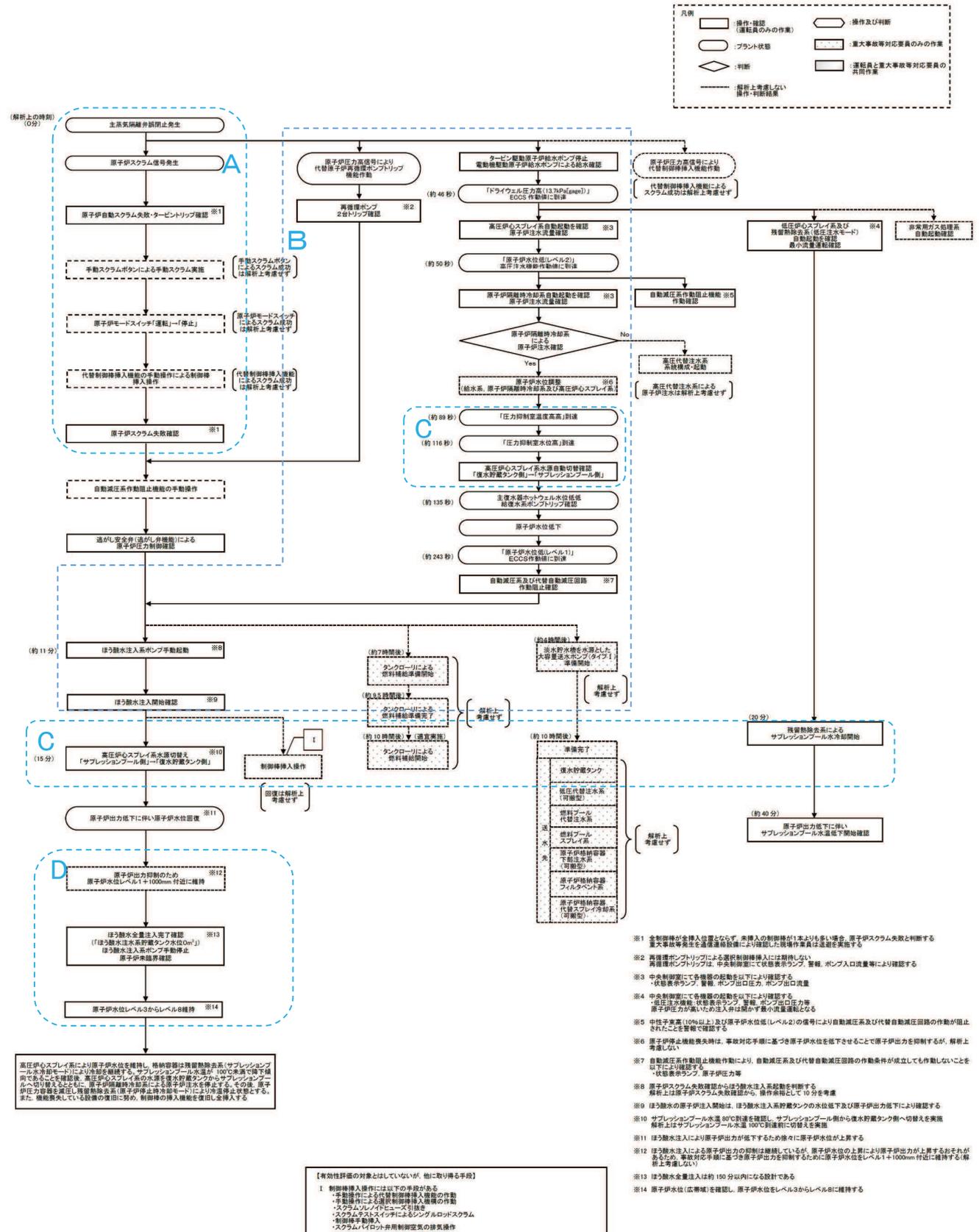
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
② 5	原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱(現場操作)(系統構成)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	75分以内
③ 5	原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱(現場操作)(ベント操作: S/C側ベントの場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	95分以内



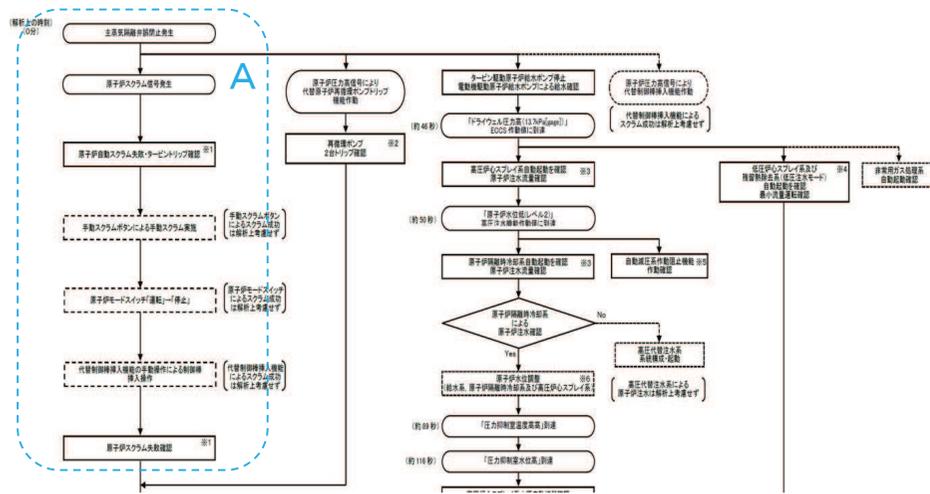
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

Ⅲ. 重要事故シナリオ等の対応手順に対する保安規定の記載内容の整理
 8. 「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1-1



1. 原子炉制御 (1) スクラム

- ①目的
- 原子炉を停止する。
 - 十分な炉心冷却状態を維持する。
 - 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。
 - 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む)

- ②導入条件
- 原子炉スクラム信号が発生した場合
 - 手動スクラムした場合
 - 各制御の脱出条件が成立した場合
- ③脱出条件

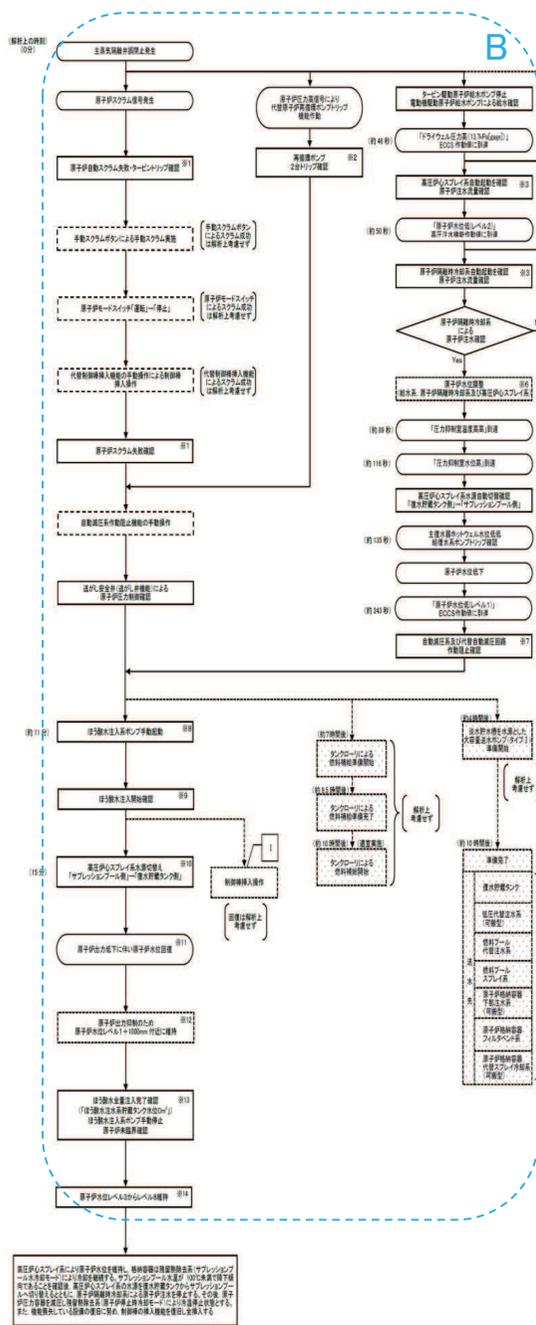
- ④基本的な考え方
- 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に進行。
 - 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。
 - 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。
 - 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合には原子炉制御「スクラム」と一次格納容器制御を並行して行う。
 - 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」から要求される操作は原子炉制御「スクラム」と二次格納容器制御を並行して行う。
 - 原子炉制御「スクラム」においては、最初に「原子炉出力」の制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「電源・タービン」の各制御を並行して行う。
 - 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。

⑤主な監視操作内容

- A. 原子炉出力
- 「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。
 - 全制御棒挿入状態を確認する。
 - 平均出力領域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まで挿入されていない場合、代替制御棒挿入機能を動作させる。
 - 全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本を超える場合、「反応度制御」へ移行する。また、「反応度制御」に移行した場合には、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。
 - 全制御棒が全挿入位置まで挿入された場合または全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本以下の場合、原子炉水位、原子炉圧力、スクラム排出容器ドレン弁、ベント弁の閉鎖および原子炉再循環ポンプ速度を確認する。
 - 平均出力領域モニタおよび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を停止し*、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(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(主復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動動作する。(原子炉隔離時冷却系が自動動作した場合は不要)
 - 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認する。
 - 給復水系、非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系により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、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には、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
 - 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。
 - 原子炉水位を連続的に監視する。
- ※：タービン駆動給水ポンプは、原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。



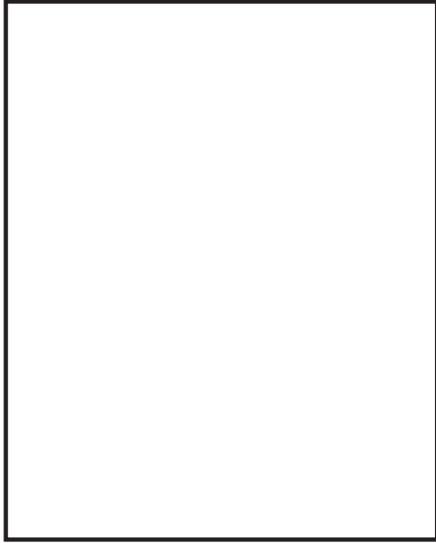
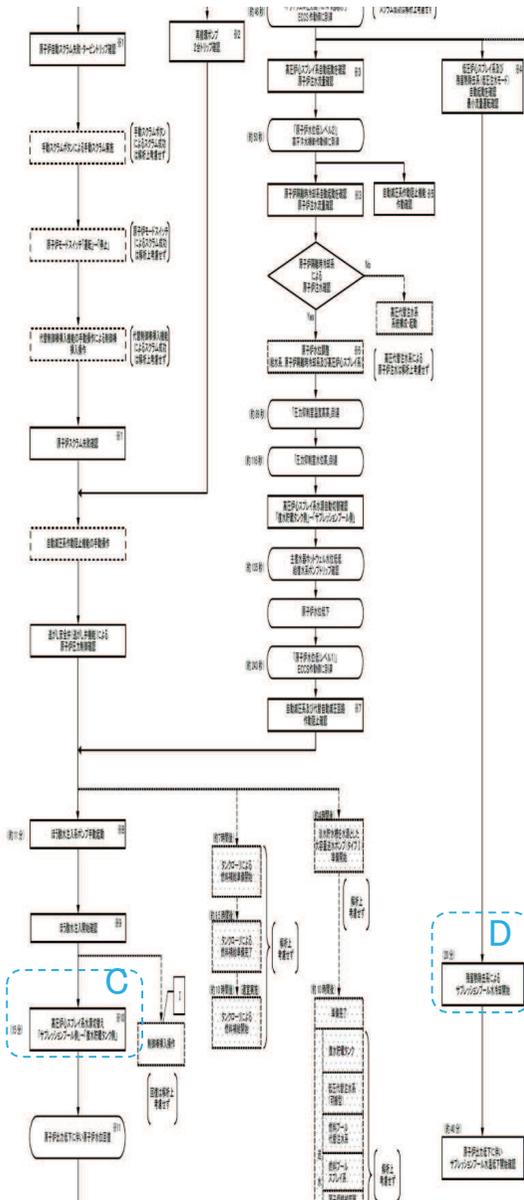
保安規定 添付1-1

<p>1. 原子炉制御 (2) 反応度制御</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> スクラム不能異常過渡事象発生時に、原子炉を安全に停止させる。 なお、スクラム不能異常過渡事象とは、ATWSのことをいう。 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」により1本を超える制御棒が全挿入されていない場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 未挿入制御棒が1本以下まで全挿入された場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 短期的には原子炉の健全性を維持し、長期的には非常用炉心冷却系の水源であるサブプレッション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。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 反応度制御</p> <ul style="list-style-type: none"> 全制御棒が全挿入位置まで挿入されず、1本を超える制御棒が全挿入位置まで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および水位制御、制御棒操作、圧力制御を並行操作する。 原子炉再循環ポンプを停止する。 自動減圧系作動阻止スイッチにより自動減圧系の動作を阻止する。 <p>B. ほう酸水注入系</p> <ul style="list-style-type: none"> ほう酸水注入系を起動する。 原子炉冷却材浄化系が隔離したことを確認する。 全量注入完了後、ほう酸水注入系を停止する。ただし、全制御棒が全挿入位置または未挿入制御棒が1本以下まで全挿入された場合は、ほう酸水注入系を停止する。 未臨界を確認する。 <p>C. 水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位が不明となった場合、「反応度制御」水位不明および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値以上の場合、または原子炉が隔離状態の場合「水位低下」操作として、原子炉給水流量を原子炉出力がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値以下になるまで低下させる（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。）。 原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下制限値（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は、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下制限値以上に維持する。 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で、かつ原子炉が隔離状態でない場合、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以上を目標として維持する。）。 ほう酸水が全量注入完了し原子炉が未臨界となった場合は、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。 原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下制限値以上に維持できない場合は、給復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を起動後、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、原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持する。 	

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

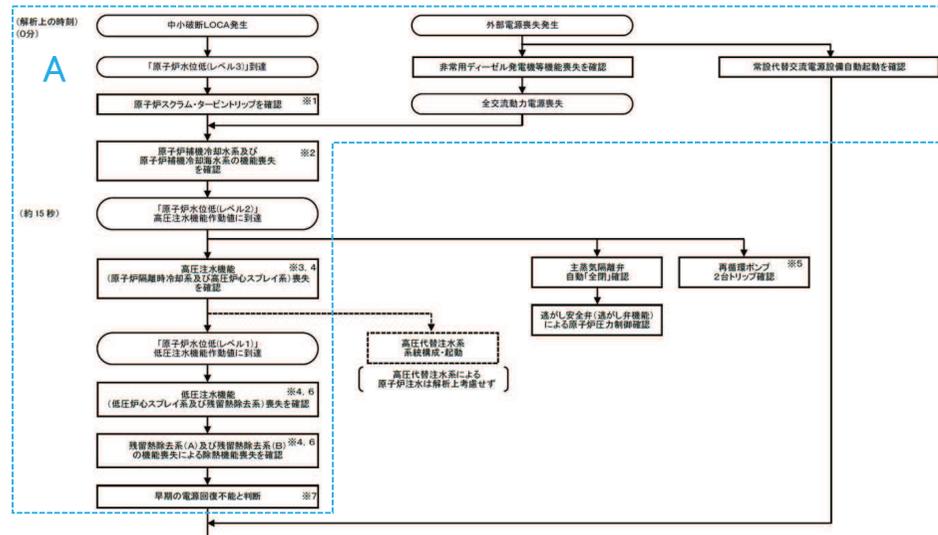
保安規定 添付1-1

2. 一次格納容器制御 (3) サプレッションプール温度制御	
①目的 ・ サプレッションプールの水温および空間部温度を監視し、制御する。	
②導入条件 ・ 原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合 ・ サプレッションプール水の平均温度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の局所温度が温度高警報設定点以上の場合	③脱出条件 ・ サプレッションプール水の平均温度が通常運転時制限温度未満となった場合 ・ サプレッションプール空間部の局所温度が温度高警報設定点未満となった場合
④基本的な考え方 ・ サプレッションプール水温およ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。	
⑤主な監視操作内容	
A. サプレッションプール水温制御	
② ・ 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する。	
③ ・ サプレッションプール水温がスクラム制限温度に到達したら、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。	
④ ・ サプレッションプール水温が80℃に到達した場合、高圧炉心スプレイ系の水源切替えを行う。	
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温度が温度高警報設定点まで上昇したら、サプレッションプール冷却を実施するとともに、サプレッションプール空間部温度上昇の原因（原子炉隔離時冷却系の運転、主蒸気逃がし安全弁排気管の異常、サプレッションプール・ドライウェル間真空破壊弁の異常等）を復旧する。	
・ サプレッションプール空間部温度が温度高警報設定点まで上昇したら、サプレッションプールスプレイを作動させる。	
・ 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が温度高警報設定値未満に維持できない場合は、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。	



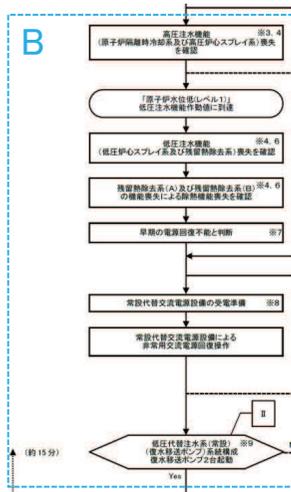
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

保安規定 添付1-1

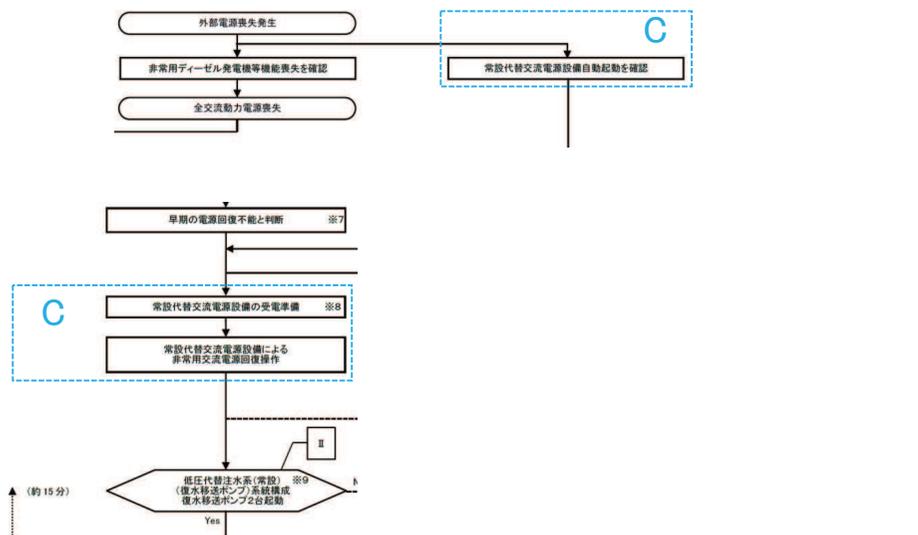


1. 原子炉制御 (1) スクラム	
①目的	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉を停止する。 十分な炉心冷却状態を維持する。 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む)
②導入条件	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム信号が発生した場合 手動スクラムした場合 各制御の脱出条件が成立した場合
③脱出条件	
④基本的な考え方	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 各計器を並行監視し、微候に応じた制御を行う。 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、一次格納容器制御より優先される。ただし、一次格納容器が損傷する恐れがある場合には原子炉制御「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」の制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「タービン・電源」の各制御を並行して行う。
<p>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。</p>	
⑤主な監視操作内容	
A. 原子炉出力	
<ul style="list-style-type: none"> 「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。 全制御棒挿入状態を確認する。 平均出力領域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まで挿入されていない場合、代替制御棒挿入機能を動作させる。 全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本を超える場合、「反応度制御」へ移行する。また、「反応度制御」に移行した場合には、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。 全制御棒が全挿入位置まで挿入された場合または全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本以下の場合、原子炉水位、原子炉圧力、スクラム排出容器ドレン弁、ペント弁の閉鎖および原子炉再循環ポンプ速度を確認する。 平均出力領域モニタおよび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	
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を確認する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 タービン駆動給水ポンプを停止し[*]、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(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(主復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動動作する。(原子炉隔離時冷却系が自動動作した場合は不要) 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認する。 給復水系、非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系により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、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には、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 原子炉水位を連続的に監視する。 	
<p>[*]: タービン駆動給水ポンプは、原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。</p>	

保安規定 添付1-1



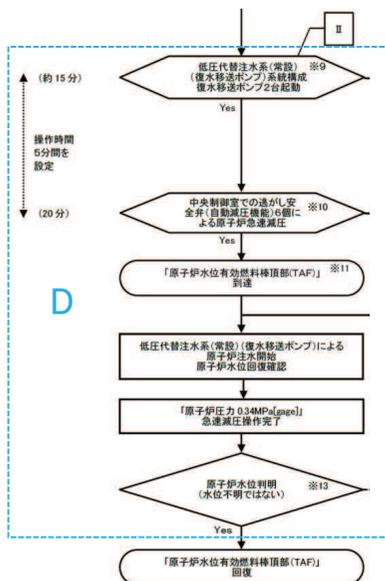
1. 原子炉制御 (3) 水位確保	
①目的 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。	
②導入条件	③脱出条件 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合
④基本的な考え方 ・原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。	
⑤主な監視操作内容 A. 水位	
②	・作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。
③	・給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系または高圧代替注水系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。
④	・原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できず原子炉水位が降下中の場合であって、給復水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系により原子炉水位の維持ができない場合は、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を起動し、不測事態「急速減圧」に移行する。低圧代替注水系が起動できない場合は、不測事態「水位回復」に移行する。 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位が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。



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

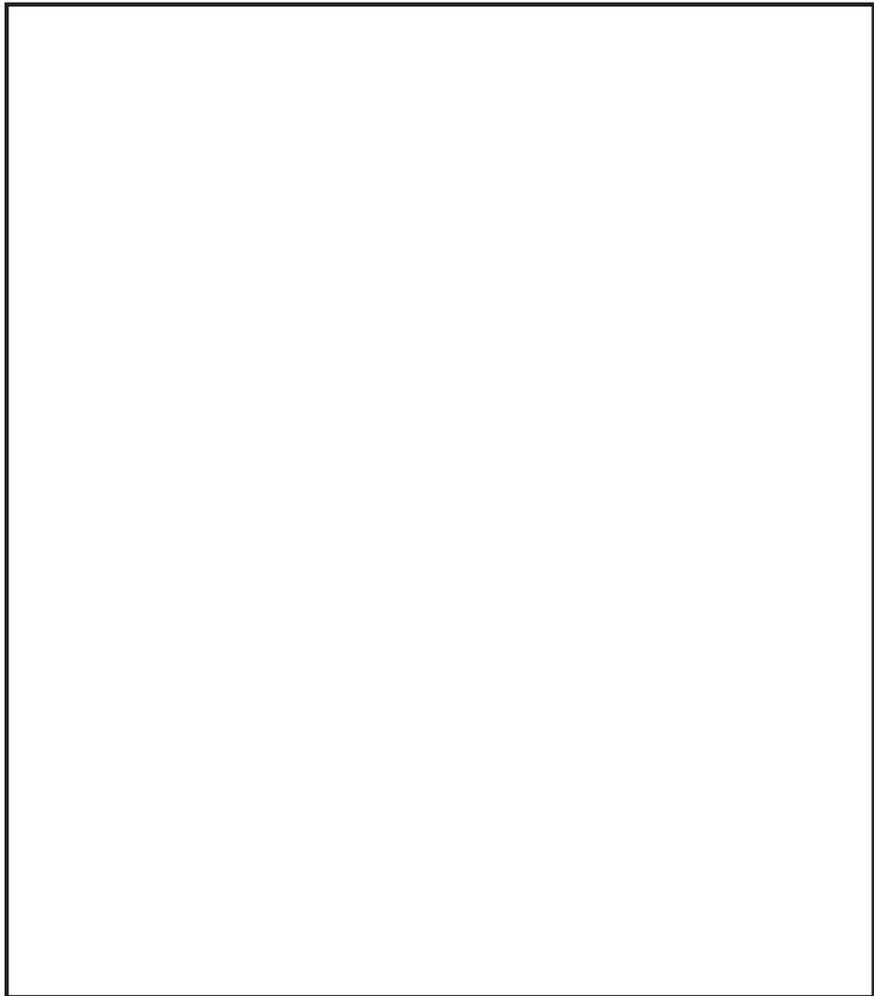
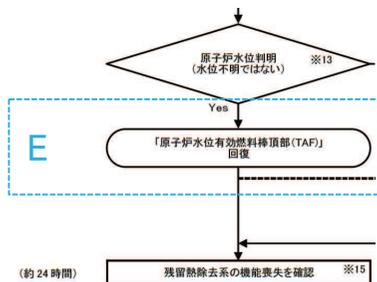
保安規定 添付1-1

5. 電源制御 (1) 電源回復	
①目的 ・非常用交流電源および直流電源喪失事象発生時に、喪失した電源を回復させる。	
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において、直流電源が喪失した場合 ・原子炉制御「スクラム」において、起動用変圧器からの受電に失敗した場合 ・原子炉制御「スクラム」において、非常用C母線またはD母線の電源が喪失した場合	③脱出条件 ・起動用変圧器から所内電源を受電した場合
④基本的な考え方 ・非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。 ・非常用交流電源喪失が長期化する場合には常設125V直流電源および250V直流電源延命のため、直流負荷の切り離しを実施し、直流電源延命させる。 ・使用可能な設備を確認し、C、D母線の受電操作を行う。C、D母線の復旧が不可能な場合は、G母線の受電を行い、交流電源切替盤で切り替えを実施する。 ・直流電源喪失時は、常設代替直流電源（125V代替蓄電池および250V蓄電池）より受電する。常設代替直流電源からできない場合には、可搬型計測器にて中央制御室で計器毎に確認する。 ・非常用交流電源喪失が長期化する場合には常設代替直流電源（125V代替蓄電池および250V蓄電池）の延命のため、負荷の切り離しを行う。	
⑤主な監視操作内容	
A. 非常用交流高圧電源確保 ・非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認する。 ・運転している非常用ディーゼル発電機に対応する原子炉補機冷却海水系の運転状態を確認する。当該原子炉補機冷却海水系の運転不可の場合は、常設代替交流電源設備を起動し、非常用ディーゼル発電機を停止する。 ・非常用ディーゼル発電機からの受電ができない場合、予備変圧器より受電する。予備変圧器からの受電ができない場合は常設代替交流電源設備より受電し、常設代替交流電源設備からの受電もできない場合は、号炉間等より受電する。	
② ・非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合、常設代替交流電源設備より受電する。 ・非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合であって、常設代替交流電源設備から受電できた非常用交流高圧電源母線が1系統である場合、直流250V充電器を受電した交流高圧電源母線側へ切り替える。 ・非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合であって、2系統とも常設代替交流電源設備から受電できなかった場合、直流駆動低圧注水系の系統構成、発電機水素ガス放出ならびに直流250V電源確保および直流125V電源確保を行うとともに、号炉間等からの受電を実施する。 ・非常用交流高圧電源母線の号炉間等からの受電ができなかった場合、可搬型代替交流電源設備より受電する。	
③ ・給電設備容量に応じた設備復旧を行う。常設代替交流電源設備から受電している場合は、受電後1時間および24時間にて常設代替交流電源設備の負荷抑制を実施する。	
B. 直流電源確保 ・非常用ディーゼル発電機および常設代替交流電源設備から直流電源A系およびB系への給電ができない場合、1時間後および8時間後までに負荷の切り離しによる負荷抑制を実施する。 ・直流電源A系およびB系が喪失または枯渇した場合、常設代替直流電源設備より給電する。 ・直流電源A系およびB系が喪失または枯渇し、常設代替直流電源設備より給電している場合であって、G母線の受電ができない場合は、8時間後に負荷抑制を実施する。また、代替直流電源用切替盤への電源車接続を実施し、常設代替直流電源設備の充電器へ給電する。	
C. 直流250V電源確保 ・発電機水素ガスの放出の完了または、直流電源系A系およびB系が喪失した場合は負荷抑制を実施する。	



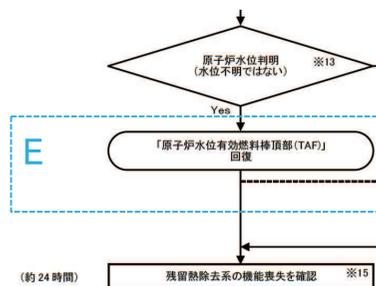
保安規定 添付1-1

4. 不測事態 (2) 急速減圧
① 目的 ・ 原子炉を速やかに減圧する。
② 導入条件 ① ・ 原子炉制御「水位確保」において、給復水系もしくは非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系もしくは高圧代替注水系による原子炉水位の維持ができず、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）が起動してきた場合 ・ 原子炉制御「減圧冷却」において、サブプレッション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設計基準事故時最高圧力以上となった場合 ・ 一次格納容器制御「ドライウェル温度制御」において、ドライウェル空間部局所温度がドライウェル設計温度に到達した場合 ・ 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 ・ 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急減圧へ移行するサブプレッションプール水位以下になった場合 ・ 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」において、中央制御室からの漏えい箇所隔離に失敗した場合 ・ 不測事態「水位回復」において、給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上の起動ができない場合かつ原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系による原子炉水位の維持ができない場合である、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）が起動でき、原子炉隔離時冷却系機能維持最低圧力以上の場合 ・ 不測事態「水位回復」において、給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上を起動しても原子炉水位を有効燃料棒頂部以上に維持できない場合
④ 基本的な考え方 ・ 原子炉圧力低下必要時に自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急減圧する。または、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急減圧」時必要弁数開放する。 ・ 主蒸気逃がし安全弁が「急減圧」時必要弁数開放できない場合は、タービンバイパス弁および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。 ・ 急減圧中に原子炉注へ注水可能な系統が喪失した場合は、急減圧操作を中断し、原子炉注へ注水可能な系統を再起動する。
⑤ 主な監視操作内容 ・ 給復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を起動する。
③ ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。 ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急減圧」時必要弁数開放する。 ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急減圧」時必要弁数開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急減圧」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主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、高圧代替注水系または原子炉冷却材浄化系ブローラインを使用して減圧する。
④ ・ 原子炉水位が判明している場合は、不測事態「急減圧」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」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。



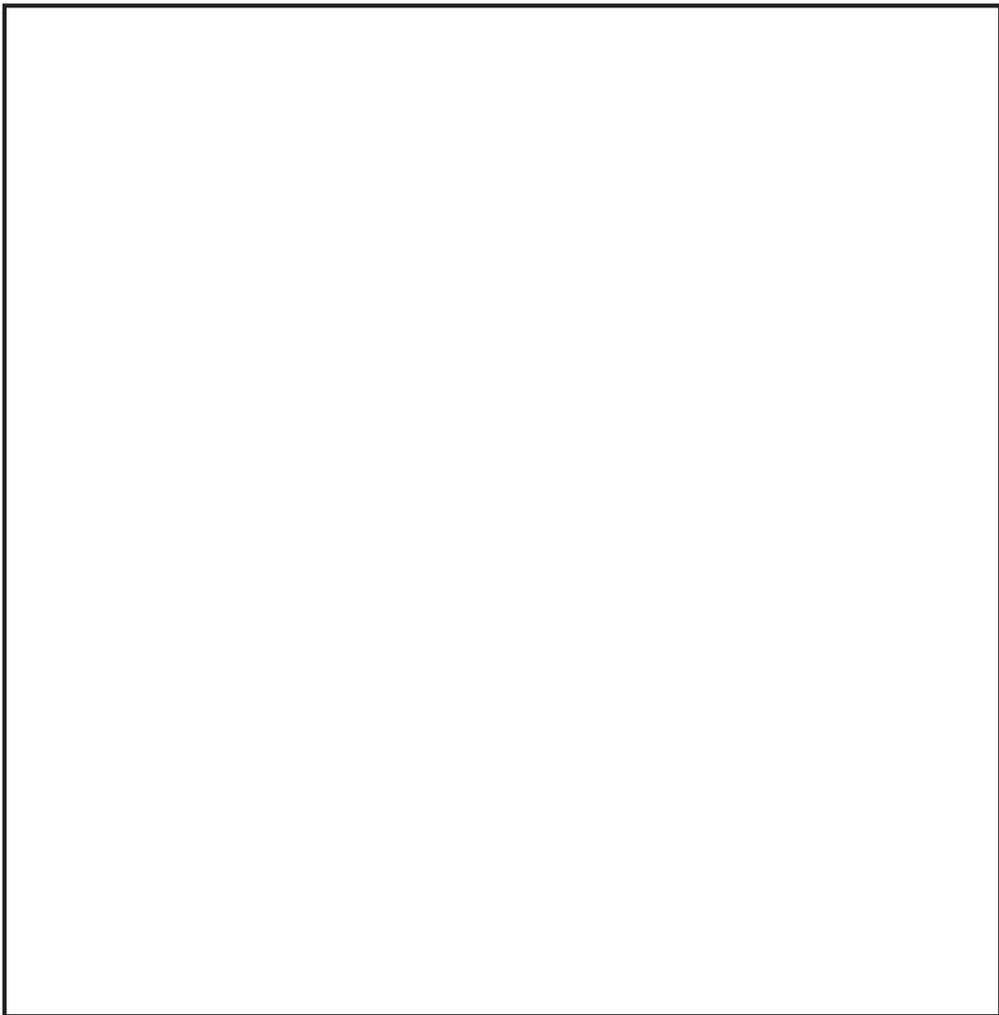
保安規定 添付1-1

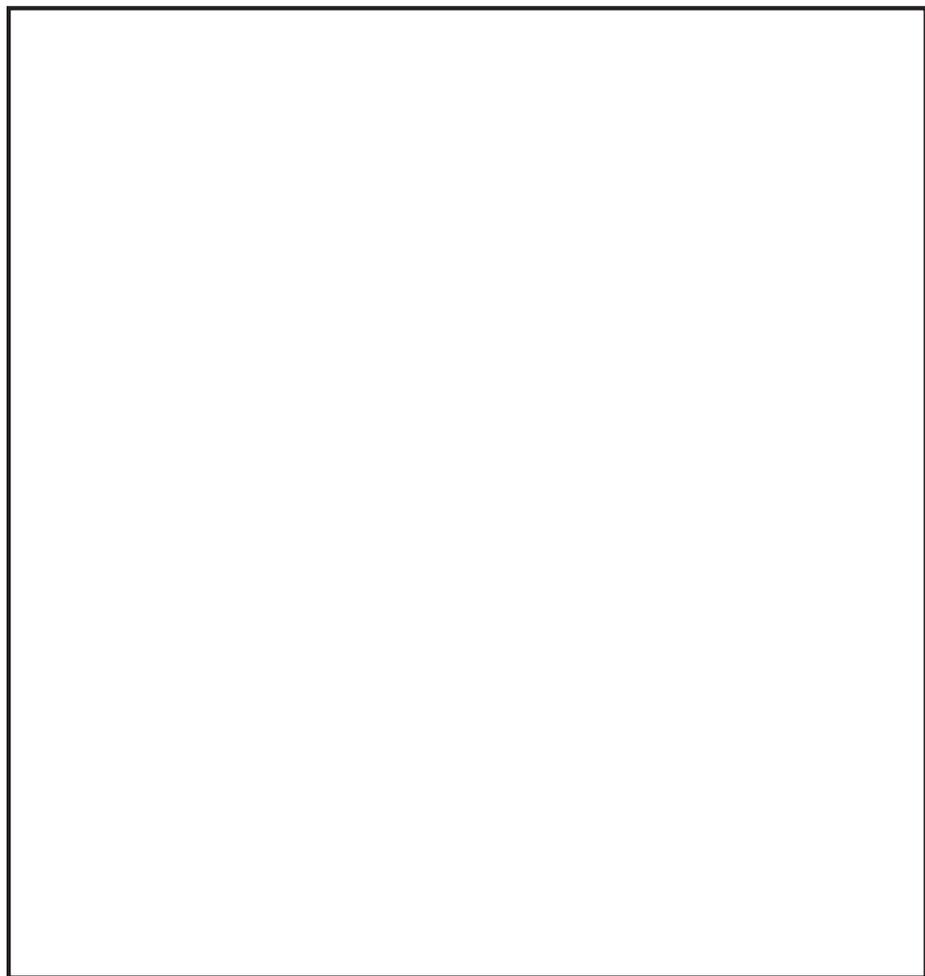
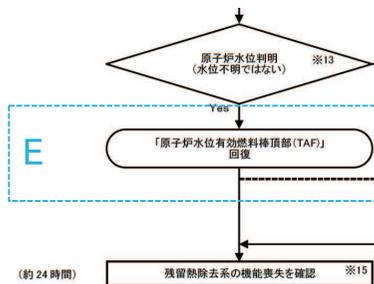
1. 原子炉制御 (3) 水位確保	
①目的 ・原子炉水位を有効燃料棒頂部以上に回復させ、安定に維持する。	
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合 ・不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料棒頂部以上に維持できる場合または有効燃料棒頂部以上で安定している場合	③脱出条件 ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合
④ 基本的な考え方 ・原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。	
⑤ 主な監視操作内容 A. 水位	
②	・作動すべきものが不作動の場合は、手動で作動させる。
③	・給復水系, 原子炉隔離時冷却系, 非常用炉心冷却系または高圧代替注水系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。 ・原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できず原子炉水位が降下中の場合であって、給復水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系により原子炉水位の維持ができない場合は、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）(復水移送ポンプ)、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）(直流駆動低圧注水系ポンプ)、ろ過水系)を起動し、不測事態「急速減圧」に移行する。低圧代替注水系が起動できない場合は、不測事態「水位回復」に移行する。 ・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」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位が有効燃料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。



保安規定 添付1-1

1. 原子炉制御 (3) 水位確保	
①目的 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。	
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合 ・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または有効燃料頂部以上で安定している場合 ・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いる場合 ・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	③脱出条件 ③ 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ベントリップ設定値の間に維持できる場合
④基本的な考え方 ・原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。	
⑤主な監視操作内容 A. 水位	
①	・作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。
②	・給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系または高圧代替注水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ベントリップ設定値の間に維持する。 ・原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できず原子炉水位が降下中の場合であって、給復水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系により原子炉水位の維持ができない場合は、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を起動し、不測事態「急速減圧」に移行する。低圧代替注水系が起動できない場合は、不測事態「水位回復」に移行する。 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位が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。



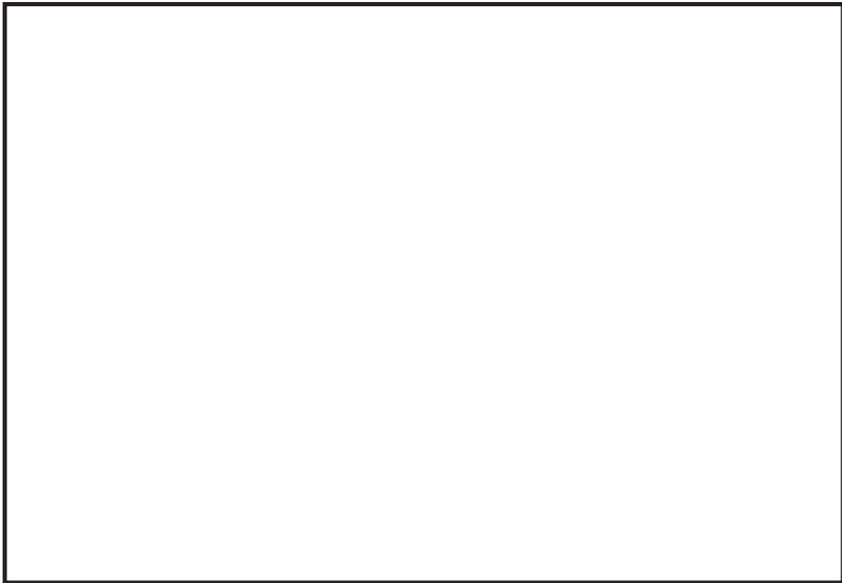
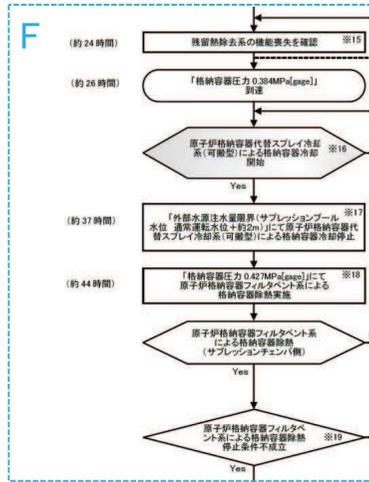


枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

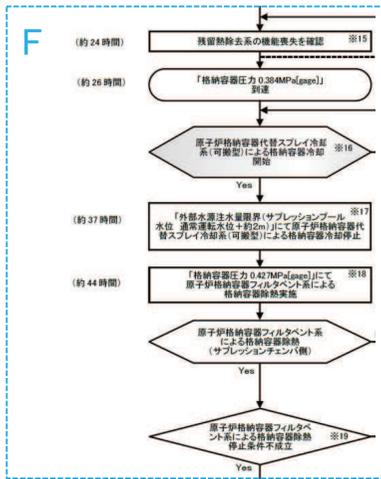
保安規定 添付1-1

1. 原子炉制御 (1) スクラム	
①目的 ・原子炉を停止する。 ・十分な炉心冷却状態を維持する。 ・原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 ・一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む)	
②導入条件 ・原子炉スクラム信号が発生した場合 ・手動スクラムした場合 ・各制御の脱出条件が成立した場合	③脱出条件
④基本的な考え方 ・原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 ・単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 ・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には原子炉制御「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」の制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「電源・タービン」の各制御を並行して行う。 ・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。	
⑤主な監視操作内容 A. 原子炉出力 ・「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。 ・全制御棒挿入状態を確認する。 ・平均出力領域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まで挿入されていない場合、代替制御棒挿入機能を動作させる。 ・全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本を超える場合、「反応度制御」へ移行する。また、「反応度制御」に移行した場合には、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。 ・全制御棒が全挿入位置まで挿入された場合または全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本以下の場合、原子炉水位、原子炉圧力、スクラム排出容器ドレン弁、ベント弁の閉鎖および原子炉再循環ポンプ速度を確認する。 ・平均出力領域モニタおよび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を停止し [*] 、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(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(主復水器を含む)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、非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認する。 ・給復水系、非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系により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、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には、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 ・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」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。	
① 原子炉水位を連続的に監視する。 ※：タービン駆動給水ポンプは、原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。	

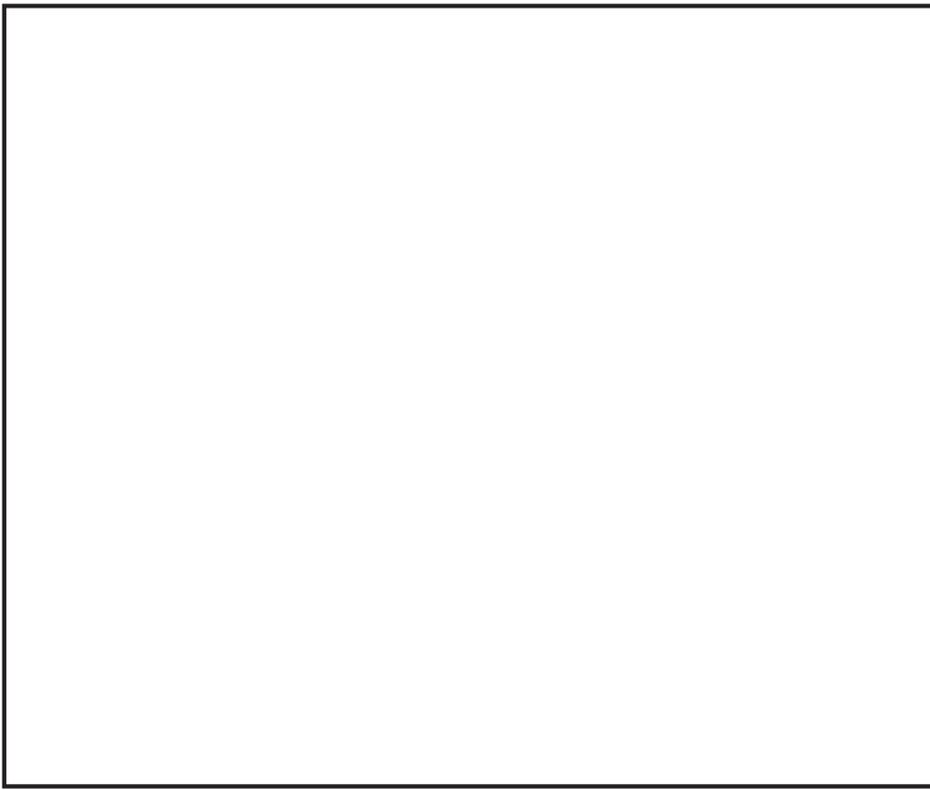
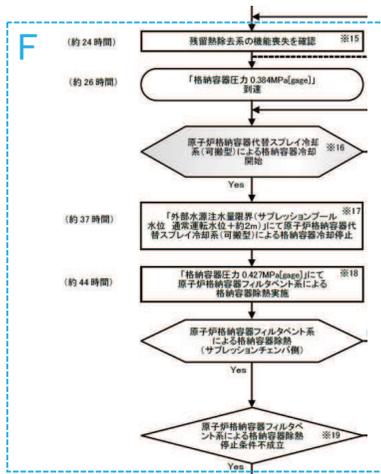
保安規定 添付1-1



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



2. 一次格納容器制御 (1) 格納容器圧力制御	
① 目的 ・格納容器圧力を監視し、制御する。	
② 導入条件 ・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	③ 脱出条件 ・ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガスまたは空気の漏えいであり、ドライウエル温度が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
① 基本的な考え方 ・サブプレッションプー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、格納容器設計圧力に達する前に原子炉を急速減圧する。 ・サブプレッションプール圧力を格納容器設計圧力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およ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およ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」の実施中は、原子炉制御「反応度制御」を優先する。	
② 主な監視操作内容 A. 格納容器圧力制御 ② ・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、窒素ガスまたは空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。 ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、原子炉水位を有効炉心長の3分の2に相当する水位以上に維持可能であることを確認した後に、ドライウエルスプレイおよびサブプレッションプールのスプレイを実施する。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。 ・原子炉水位が不明となった場合は、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」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以上の場合、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以上かつ設計基準事故時最高圧力未満の状態が24時間継続した場合またはサブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以上の場合、原子炉再循環ポンプおよびドライウエル空調機を停止し、ドライウエルスプレイおよびサブプレッション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設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ③ ・サブプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以上の場合、ドライウエル代替スプレイを間欠で実施する。なお、サブプレッションプール水位が外部水源注水量限界に到達した場合、ドライウエル代替スプレイを停止する。	
B. 原子炉満水 ・サブプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以上の場合であって、ドライウエルスプレイまたはサブプレッションプールのスプレイおよびドライウエル代替スプレイを起動できない場合、非常用炉心冷却系を起動後、「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁を開し、主蒸気隔離弁、主蒸気ドレン弁、原子炉隔離時冷却系および原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。 ・原子炉水位をできるだけ高く維持する。	
C. 格納容器ベント ④ ・サブプレッションプール圧力が格納容器最高使用圧力に到達した場合は、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。 ⑤ ・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する。サブプレッションプール側が使用できない場合は、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できない場合は、サブプレッションプール側耐圧ベントラインを優先する。サブプレッションプール側が使用できない場合は、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1-3 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 6	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による原子炉格納容器内へのスプレイ※1	運転員 (中央制御室, 現場)	3※2	385分以内
		重大事故等対応要員	10※2	

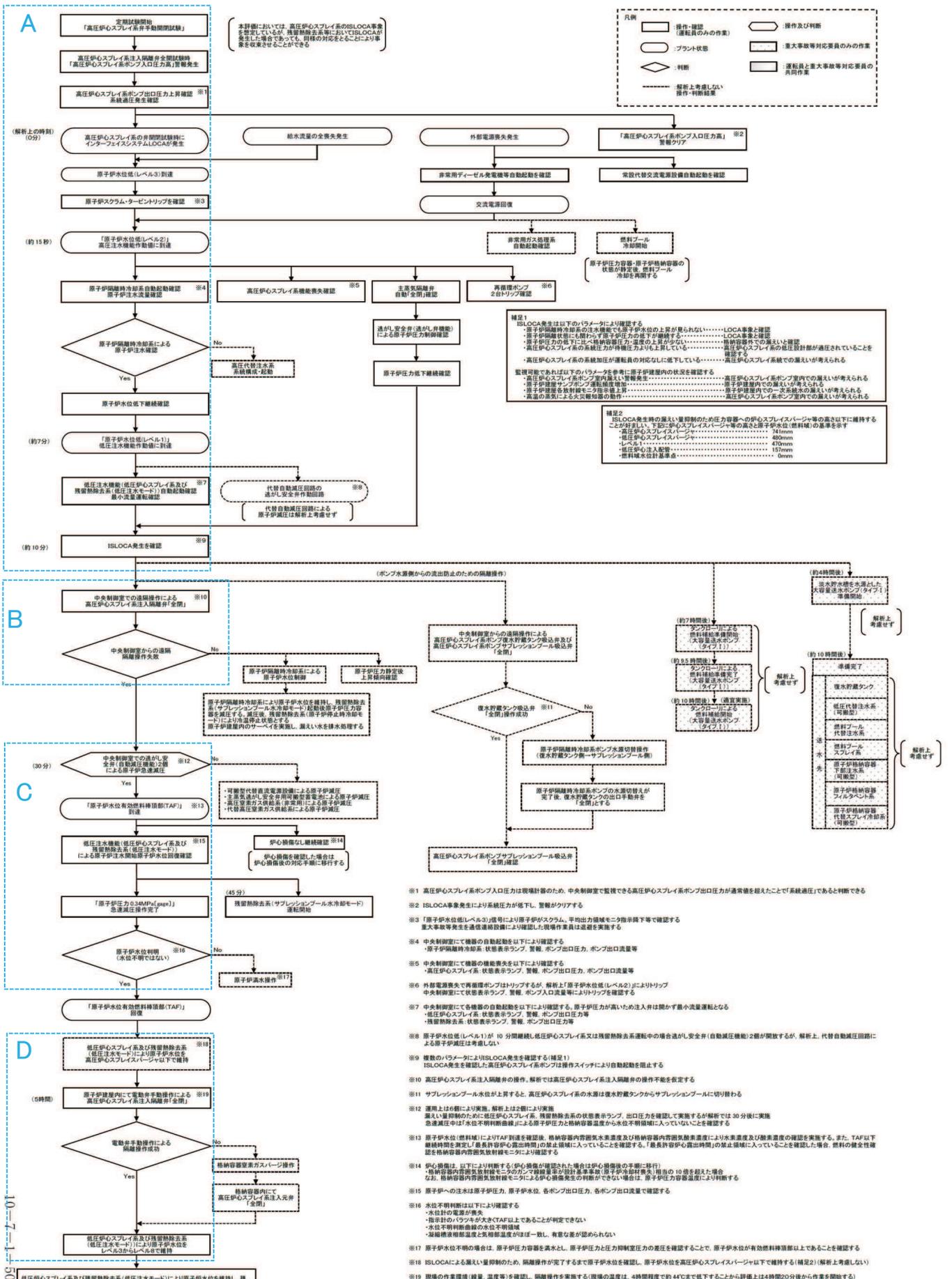
※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

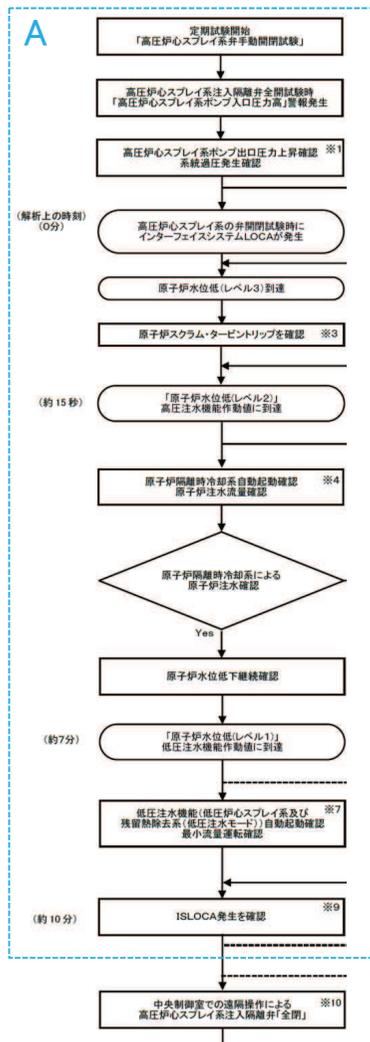
※2 有効性評価の重要事故シーケンスにおいては、運転員1名および重大事故等対応要員9名で想定時間は385分以内である。

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
② 5	原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱(現場操作)(系統構成)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	75分以内
③ 5	原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱(現場操作)(ベント操作: S/C側ベントの場合)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	95分以内

III. 重要事故シナリオ等の対応手順に対する保安規定の記載内容の整理
 10. 「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

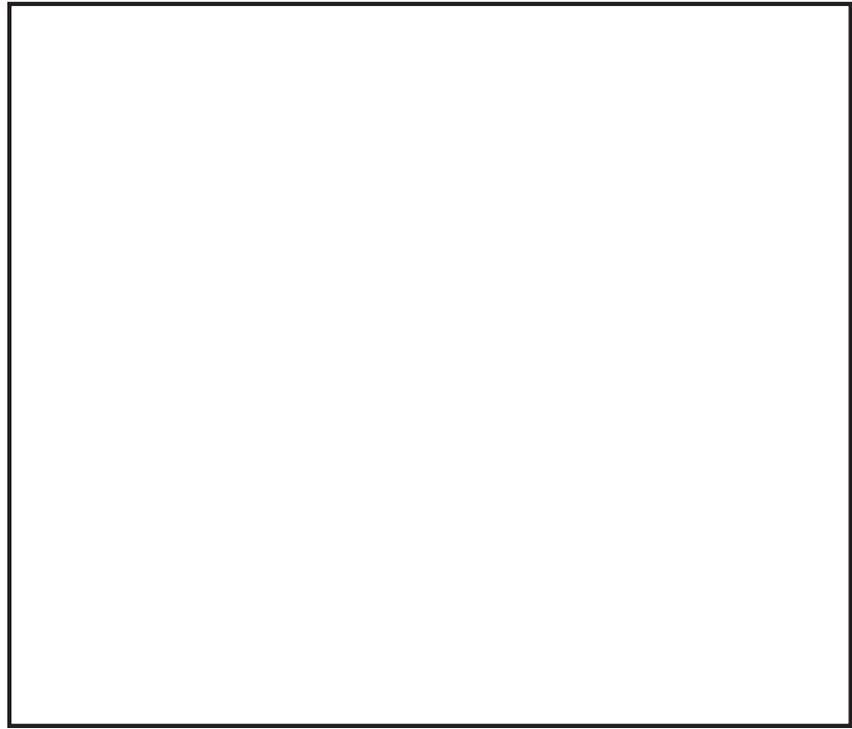
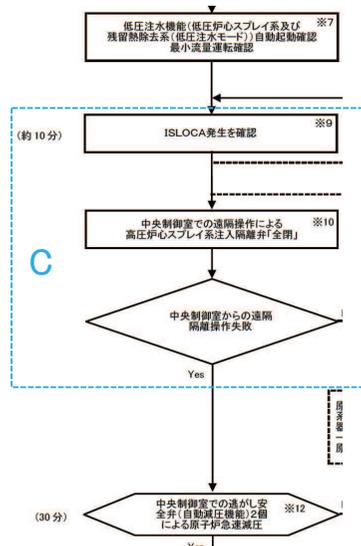
第7.1.7-5図 「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」の対応手順の概要





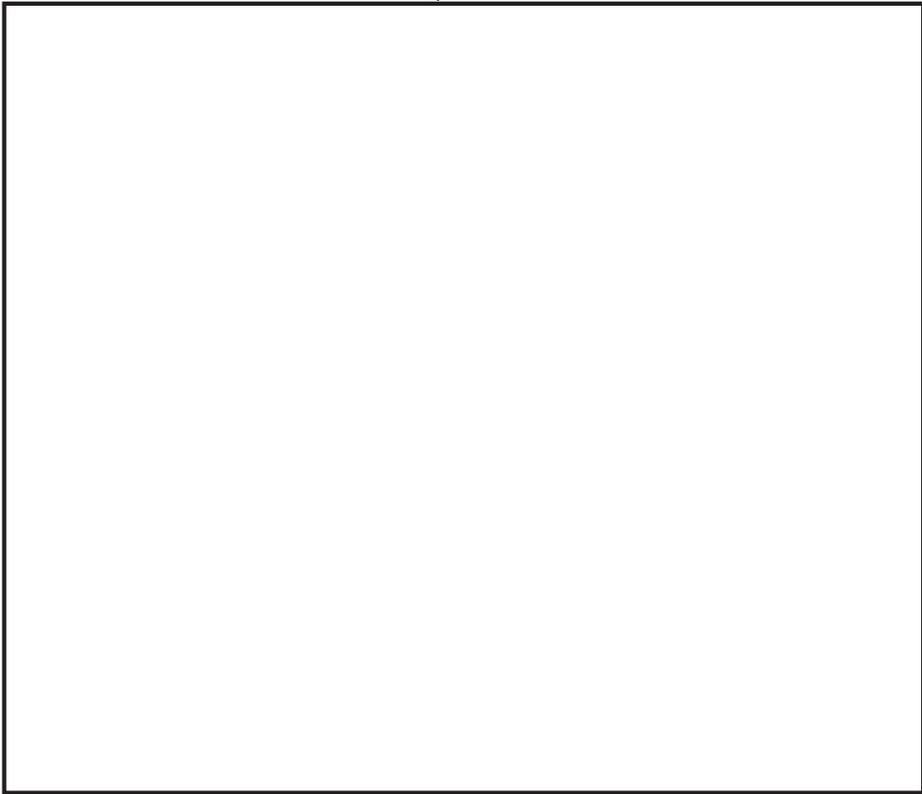
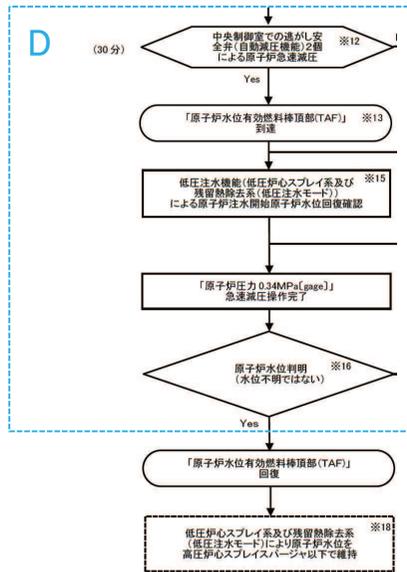
保安規定 添付1-1

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

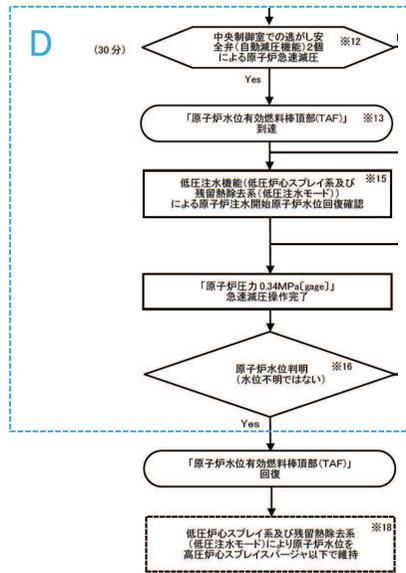
3. 二次格納容器制御 (1) 原子炉建屋制御	
①目的 ・原子炉圧力容器からの原子炉建屋への漏えいを監視し、制御する。	
②導入条件 ① 一次系の漏えいを示す個別警報が発生した場合 ・原子炉建屋放射線量が警報設定値以上複数発生 ・原子炉建屋内への漏えいを示す警報が複数発生	③脱出条件 ・漏えい箇所が隔離が成功し、導入条件より復帰した場合
④基本的な考え方 ・一次格納容器外で原子炉冷却材圧力バウンダリの破断が発生した場合、中央制御室から速やかに漏えい箇所の特定を行い、隔離を行う。 ・速やかな隔離が不可能な場合は、漏えい量の低減を図るために原子炉を手動スクラムし、急速減圧を実施する。原子炉減圧完了後は原子炉を低圧で維持する。 ・原子炉水位は破断箇所を露出させた水位を維持し、原子炉建屋への漏えいを抑制する。 ・原子炉建屋環境を改善し漏えい箇所の隔離を行う。 ・環境緩和（放射線、建屋温度、建屋水位）は導入条件にかかわらず並行して実施する。	
⑤主な監視操作内容 A. 原子炉圧力 ② ③ ・中央制御室から速やかに隔離操作を実施し、隔離が不可の場合は原子炉を手動スクラムする。 ・中央制御室からの漏えい箇所隔離が出来ない場合は、給復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）のうち2系統を起動後、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・急速減圧後、原子炉圧力を低圧に維持する。 ・中央制御室からの漏えい箇所隔離ができず、原子炉隔離冷却系または高圧代替注水系のみが運転中の場合は、主蒸気逃がし安全弁または、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 ・破断箇所に応じて原子炉水位を維持する。 ・原子炉水位を低下させる場合は、原子炉注水に不要な系統を抑制する。	
C. 環境緩和 ・中央制御室の環境を維持するため、非常用ガス処理系を起動し、中央制御室換気空調系を事故時運転モードに切り替える。 ・原子炉建屋環境を改善するため、原子炉建屋換気空調系および使用可能な原子炉建屋全室の空調機を起動する。 ・原子炉建屋内の溢水を処理するため、原子炉建屋内のサンプポンプの起動を確認する。 ・漏えい箇所の隔離が成功し、導入条件より復帰した場合は、原子炉制御「スクラム」に脱出する。	



保安規定 添付1-1

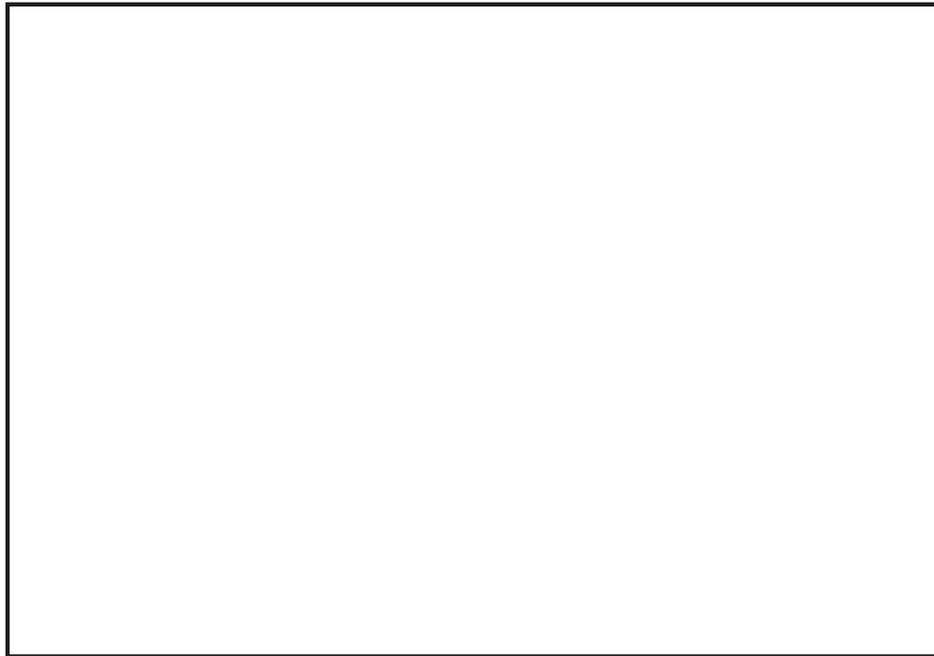
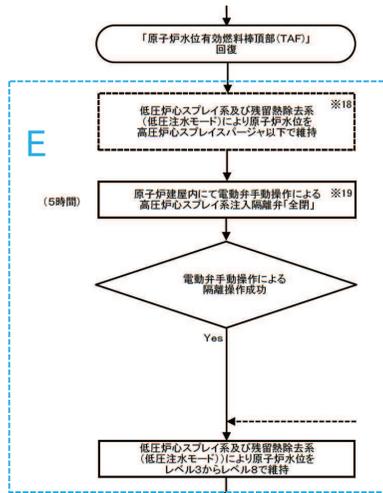
4. 不測事態 (2) 急速減圧
① 目的 ・ 原子炉を速やかに減圧する。
② 導入条件 ・ 原子炉制御「水位確保」において、給復水系もしくは非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系もしくは高圧代替注水系による原子炉水位の維持ができず、低圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)、低圧代替注水系(可搬型)、代替循環冷却系、低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)、ろ過水系)が起動できた場合 ・ 原子炉制御「減圧冷却」において、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止領域に入った場合 ・ 一次格納容器制御「格納容器圧力制御」において、サブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力以上となった場合 ・ 一次格納容器制御「ドライウエル温度制御」において、ドライウエル空間部局所温度がドライウエル設計温度に到達した場合 ・ 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 ・ 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急速減圧へ移行するサブプレッションプール水位以下になった場合
③ ① ・ 二次格納容器制御「原子炉建屋制御」において、中央制御室からの漏えい箇所隔離に失敗した場合 ・ 不測事態「水位回復」において、給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上の起動ができない場合かつ原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系による原子炉水位の維持ができない場合であって、低圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)、低圧代替注水系(可搬型)、代替循環冷却系、低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)、ろ過水系)が起動でき、原子炉隔離時冷却系機能維持最低圧力以上の場合 ・ 不測事態「水位回復」において、給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上を起動しても原子炉水位を有効燃料棒頂部以上に維持できない場合
④ 基本的な考え方 ・ 原子炉圧力低下必要時に自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。または、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。 ・ 主蒸気逃がし安全弁が「急速減圧」時必要弁数開放できない場合は、タービンバイパス弁および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。 ・ 急速減圧中に原子炉注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、原子炉注へ注水可能な系統を再起動する。
⑤ 主な監視操作内容 ② ・ 給復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)、低圧代替注水系(可搬型)、代替循環冷却系、低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)、ろ過水系)を起動する。 ③ ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。 ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。 ・ 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最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主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、高圧代替注水系または原子炉冷却材浄化系ブローラインを使用して減圧する。
④ ・ 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」およ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



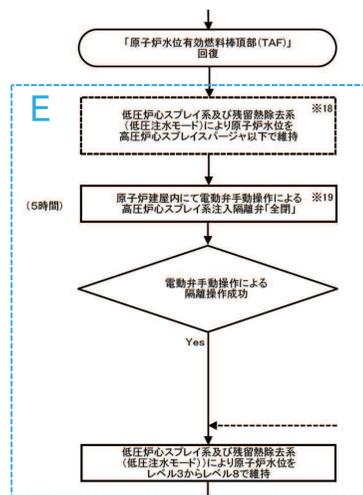
3. 二次格納容器制御 (1) 原子炉建屋制御	
①目的 ・原子炉圧力容器からの原子炉建屋への漏えいを監視し、制御する。	
② 導入条件 一次系の漏えいを示す個別警報が発生した場合 ・原子炉建屋放射線量が警報設定値以上複数発生 ・原子炉建屋内への漏えいを示す警報が複数発生	③ 脱出条件 ・漏えい箇所の隔離が成功し、導入条件より復帰した場合
④ 基本的な考え方 ・一次格納容器外で原子炉冷却材圧力バウンダリの破断が発生した場合、中央制御室から速やかに漏えい箇所の特定を行い、隔離を行う。 ・速やかな隔離が不可能な場合は、漏えい量の低減を図るために原子炉を手動スクラムし、急速減圧を実施する。原子炉減圧完了後は原子炉を低圧で維持する。 ・原子炉水位は破断箇所を露出させた水位を維持し、原子炉建屋への漏えいを抑制する。 ・原子炉建屋環境を改善し漏えい箇所の隔離を行う。 ・環境緩和(放射線、建屋温度、建屋水位)は導入条件にかかわらず並行して実施する。	
⑤ 主な監視操作内容	
A. 原子炉圧力 ・中央制御室から速やかに隔離操作を実施し、隔離が不可の場合は原子炉を手動スクラムする。 ・中央制御室からの漏えい箇所隔離が出来ない場合は、給復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)、低圧代替注水系(可搬型)、代替循環冷却系、低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)、ろ過水系)のうち2系統を起動後、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・急速減圧後、原子炉圧力を低圧に維持する。 ・中央制御室からの漏えい箇所隔離ができず、原子炉隔離冷却系または高圧代替注水系のみが運転中の場合は、主蒸気逃がし安全弁または、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 ・破断箇所に応じて原子炉水位を維持する。 ・原子炉水位を低下させる場合は、原子炉注水に不要な系統を抑制する。	
C. 環境緩和 ・中央制御室の環境を維持するため、非常用ガス処理系を起動し、中央制御室換気空調系を事故時運転モードに切り替える。 ・原子炉建屋環境を改善するため、原子炉建屋換気空調系および使用可能な原子炉建屋全室の空調機を起動する。 ・原子炉建屋内の溢水を処理するため、原子炉建屋内のサンプポンプの起動を確認する。 ・漏えい箇所の隔離が成功し、導入条件より復帰した場合は、原子炉制御「スクラム」に脱出する。	

①



保安規定 添付1-1

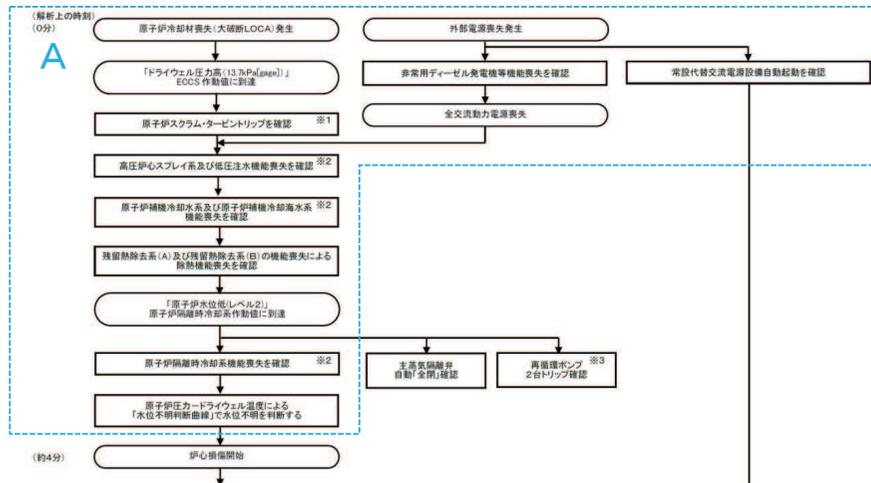
3. 二次格納容器制御 (1) 原子炉建屋制御	
①目的 ・原子炉圧力容器からの原子炉建屋への漏えいを監視し、制御する。	
②導入条件	③脱出条件
① 一次系の漏えいを示す個別警報が発生した場合 ・原子炉建屋放射線量が警報設定値以上複数発生 ・原子炉建屋内への漏えいを示す警報が複数発生	・漏えい箇所の隔離が成功し、導入条件より復帰した場合
④基本的な考え方 ・一次格納容器外で原子炉冷却材圧力バウンダリの破断が発生した場合、中央制御室から速やかに格納容器外で原子炉冷却材圧力バウンダリの破断が発生した場合、中央制御室から速やかに漏えい箇所を特定を行い、隔離を行う。 ・速やかな隔離が不可能な場合は、漏えい量の低減を図るために原子炉を手動スクラムし、急速減圧を実施する。原子炉減圧完了後は原子炉を低圧で維持する。 ・原子炉水位は破断箇所を露出させた水位を維持し、原子炉建屋への漏えいを抑制する。 ・原子炉建屋環境を改善し漏えい箇所の隔離を行う。環境緩和(放射線、建屋温度、建屋水位)は導入条件にかかわらず並行して実施する。	
⑤主な監視操作内容	
A. 原子炉圧力 ・中央制御室から速やかに隔離操作を実施し、隔離が不可の場合は原子炉を手動スクラムする。 ・中央制御室からの漏えい箇所隔離が出来ない場合は、給復水系、非常用炉心冷却系、低圧代替注水系(低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)、低圧代替注水系(可搬型)、代替循環冷却系、低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水系ポンプ)、ろ過水系)のうち2系統を起動後、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・急速減圧後、原子炉圧力を低圧に維持する。 ・中央制御室からの漏えい箇所隔離ができず、原子炉隔離冷却系または高圧代替注水系のみが運転中の場合は、主蒸気逃がし安全弁または、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 ② ・破断箇所に応じて原子炉水位を維持する。 ・原子炉水位を低下させる場合は、原子炉注水に不要な系統を抑制する。	
C. 環境緩和 ③ ・中央制御室の環境を維持するため、非常用ガス処理系を起動し、中央制御室換気空調系を事故時運転モードに切り替える。 ④ ・原子炉建屋環境を改善するため、原子炉建屋換気空調系および使用可能な原子炉建屋全室の空調機を起動する。 ⑤ ・原子炉建屋内の溢水を処理するため、原子炉建屋内のサンプポンプの起動を確認する。 ⑤ ・漏えい箇所の隔離が成功し、導入条件より復帰した場合は、原子炉制御「スクラム」に脱出する。	



保安規定 添付1-3 表 20 重大事故等対策における操作の成立性

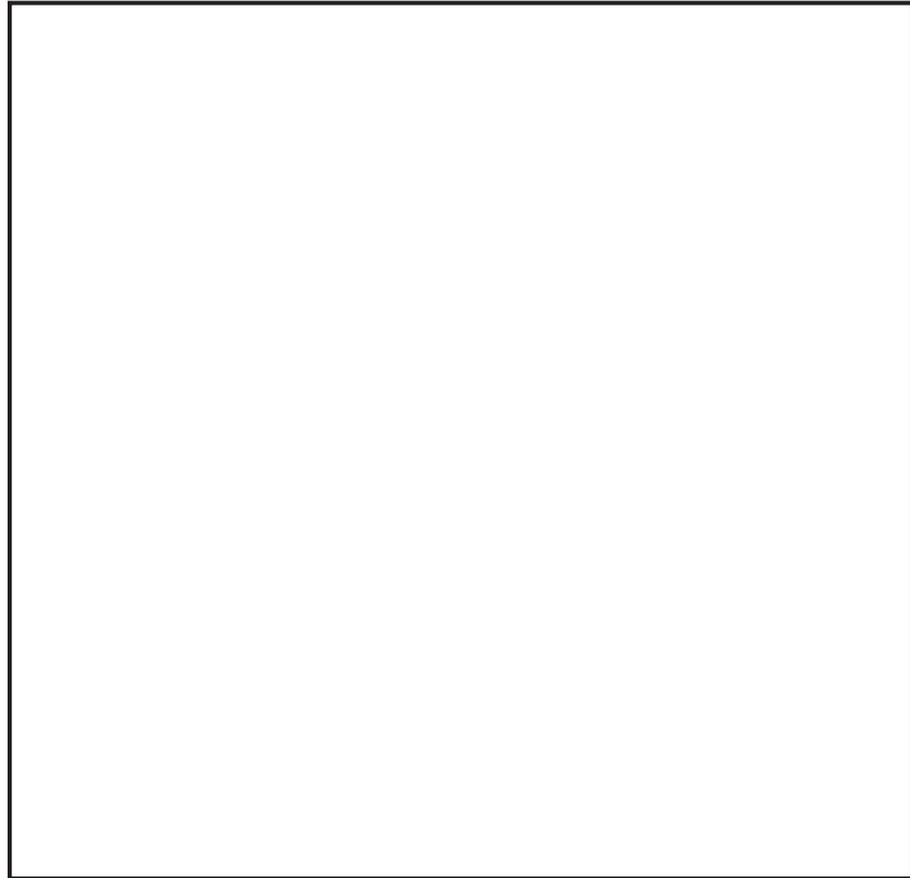
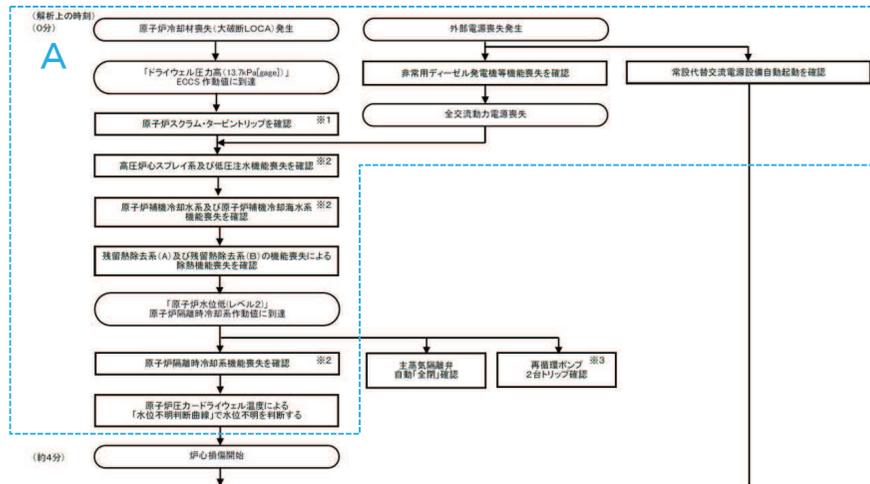
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 3	インターフェイスシステムLOCA発生時の対応（中央制御室からの遠隔操作による漏えい箇所の隔離ができない場合）※1	運転員 (中央制御室、現場)	5	300分以内

※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段



保安規定 添付1-1

1. 原子炉制御 (1) スクラム	
①目的 ・原子炉を停止する。 ・十分な炉心冷却状態を維持する。 ・原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 ・一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む)	
②導入条件 ・原子炉スクラム信号が発生した場合 ・手動スクラムした場合 ・各制御の脱出条件が成立した場合	③脱出条件
④基本的な考え方 ・原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 ・単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 ・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には原子炉制御「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」の制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「電源・タービン」の各制御を並行して行う。 ・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。	
⑤主な監視操作内容 A. 原子炉出力 ・「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。 ・全制御棒挿入状態を確認する。 ・平均出力領域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まで挿入されていない場合、代替制御棒挿入機能を動作させる。 ・全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本を超える場合、「反応度制御」へ移行する。また、「反応度制御」に移行した場合には、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。 ・全制御棒が全挿入位置まで挿入された場合または全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本以下の場合、原子炉水位、原子炉圧力、スクラム排出容器ドレン弁、ベント弁の閉鎖および原子炉再循環ポンプ速度を確認する。 ・平均出力領域モニタおよび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 ②・原子炉水位を確認する。 ③・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。 ④・タービン駆動給水ポンプを停止し [*] 、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(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(主復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動動作する。(原子炉隔離時冷却系が自動動作した場合は不要) ・原子炉水位が非常用炉心冷却系動作水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認する。 ・給復水系、非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系により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、原子炉制御「水位確保」に移行する。 ⑤・原子炉水位が不明になった場合には、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 ・原子炉水位を連続的に監視する。 ※：タービン駆動給水ポンプは、原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。	



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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、主復水器が使用可能であることを確認する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合または主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、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いて、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、主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。
- 主蒸気隔離弁が閉の場合、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または主蒸気逃がし安全弁により制御されていることを連続的に監視する。また主蒸気逃がし安全弁で制御している場合は、主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D. 電源・タービン

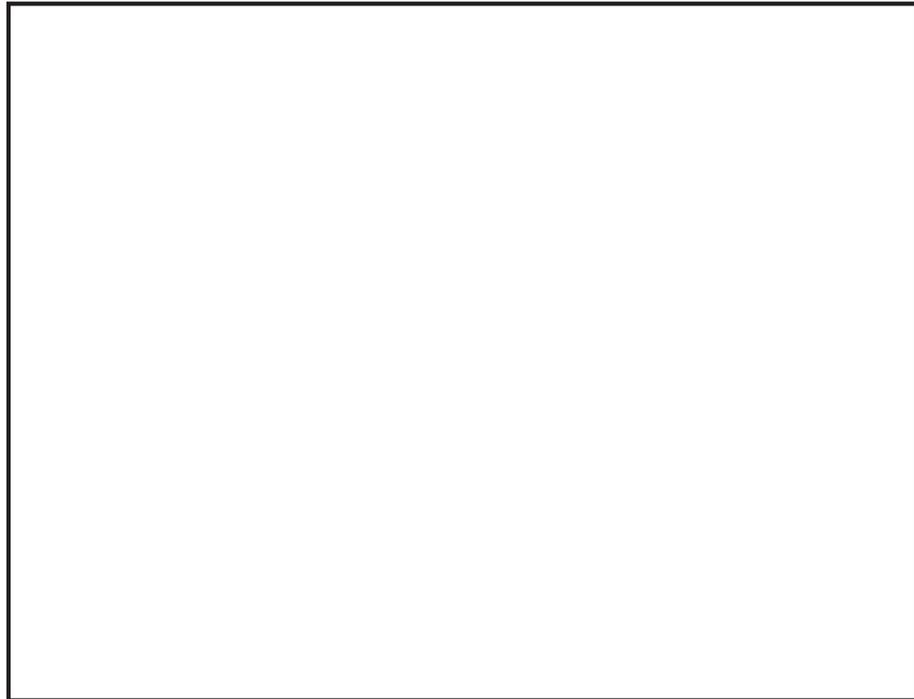
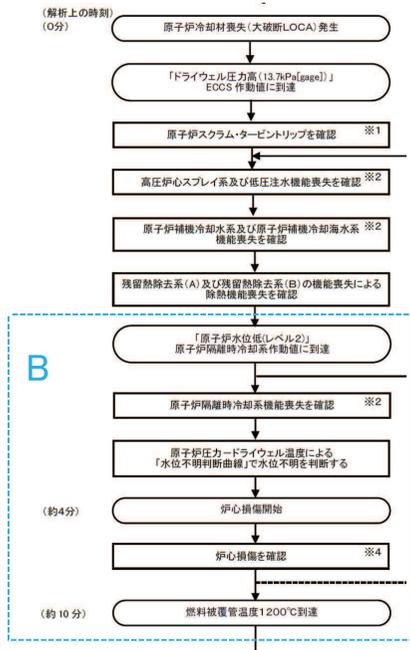
- 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることおよびタービン自動トリップを確認する。
- タービントリップ状態および発電機トリップ状態を確認する。
- 所内電源系が確保されていることを確認する。
- 直流電源が確保されない場合は、「電源回復(直流電源復旧)」へ移行する。
- 起動変圧器から受電されていない場合、「電源回復(交流電源復旧)」へ移行する。
- 非常用母線が正常であることを確認する。正常でない場合、「電源回復」へ移行する。
- 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であること、主復水器が使用可能であることを確認する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合または主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
- タービンおよび発電機の停止状態を確認する。
- 空気抽出器およびグランドシールの切替により主復水器真空度を維持する。

E. モニタ確認

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

F. 復旧

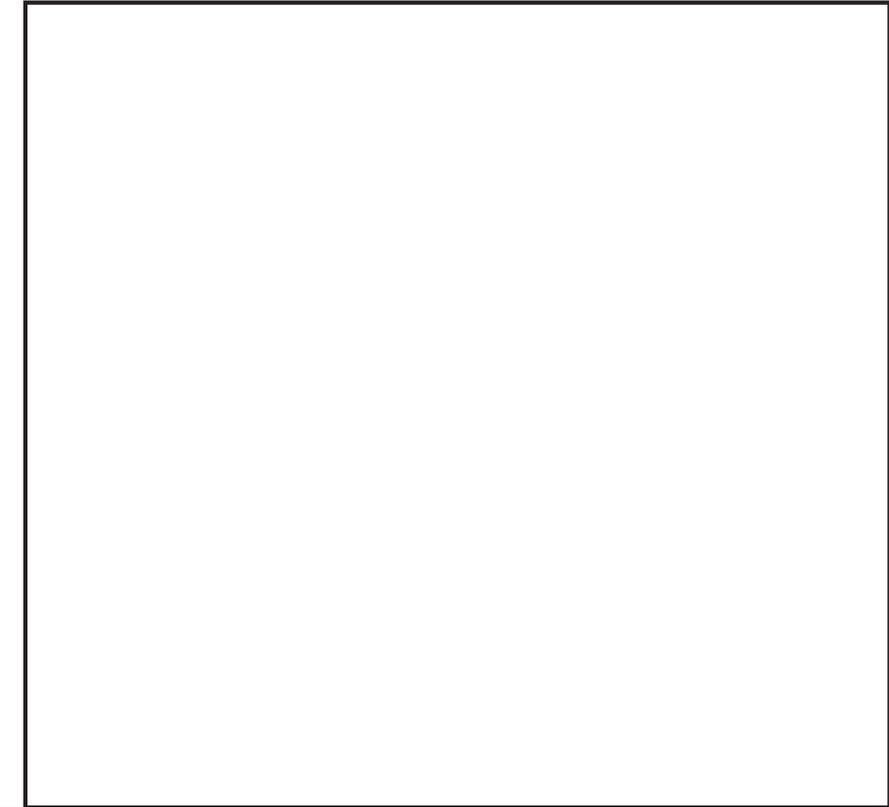
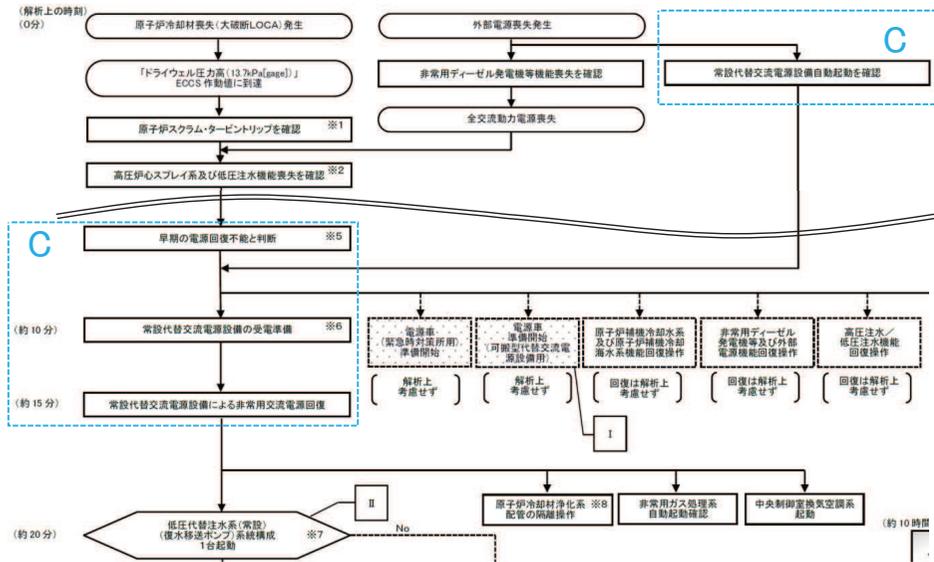
- 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上で安定していることを確認する。
- 格納容器隔離系がリセット可能であることを確認する。
- 原子炉圧力等の主要パラメータが整定していることを確認する。
- 外部電源により電源が確保されていることを確認する。
- 直流電源負荷抑制を実施していた場合、負荷抑制を復旧する。
- 格納容器隔離信号をリセットし、隔離状態を復旧する。
- 原子炉冷却材浄化系により原子炉水位が調整可能であることを確認する。また、原子炉建屋換気空調系を起動し、非常用ガス処理系を停止する。
- スクラム原因を究明し、原因除去後スクラムリセットを行う。
- 原子炉再循環ポンプが停止している場合、原子炉水位を原子炉水位高タービントリップ設定値以上で維持する。
- 原子炉を冷温停止する。



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

保安規定 添付1-1

4. 不測事態 (3) 水位不明
① 目的 ・ 原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。
② 導入条件 ・ 原子炉制御「スクラム」、「水位確保」および「減圧冷却」、一次格納容器制御「格納容器圧力制御」ならびに不測事態「水位回復」、「急速減圧」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、未挿入制御棒が1本以下まで挿入された場合 ・ 一次格納容器制御「ドライウエル温度制御」において、ドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合
④ 基本的な考え方 ・ 原子炉水位不明時に、復水系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系もしくは低圧注水系または低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）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。 ・ 原子炉満水操作は、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。 ・ 原子炉満水が確認できない場合は、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を起動し、主蒸気逃し安全弁を6弁開として原子炉への注水を継続する。
⑤ 主な監視操作内容 <u>A. 注水確保</u> ・ 復水系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系または低圧注水系のうち1系統以上作動した場合は急速減圧を実施する。 ・ 復水系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系または低圧注水系のうち1系統も作動しない場合は、原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系を作動させ、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を起動後、急速減圧を実施する。
<u>B. 満水注入</u> ・ 不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が1弁以上開放可能な場合、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系およ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。 ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統により注水流量調整および、主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用適正弁数に操作して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維持する。 ・ 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維持する。 ・ 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維持できない場合は、他の代替確認方法にて満水を確認する。 ・ 他の代替確認方法によっても原子炉圧力容器満水が確認できない場合には、主蒸気逃がし安全弁を6弁開とし、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を起動し原子炉へ注水を継続する。 ・ 原子炉への注水を継続し、基準水柱の周囲温度を100℃以下にする。



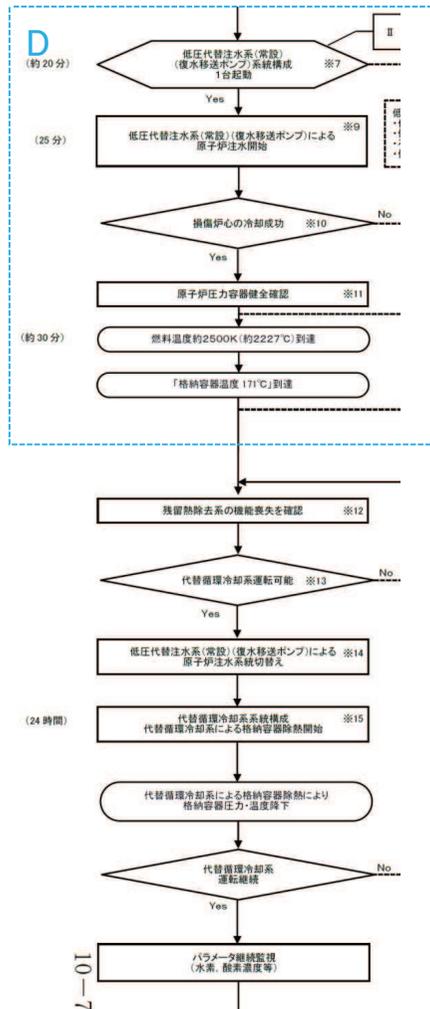
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

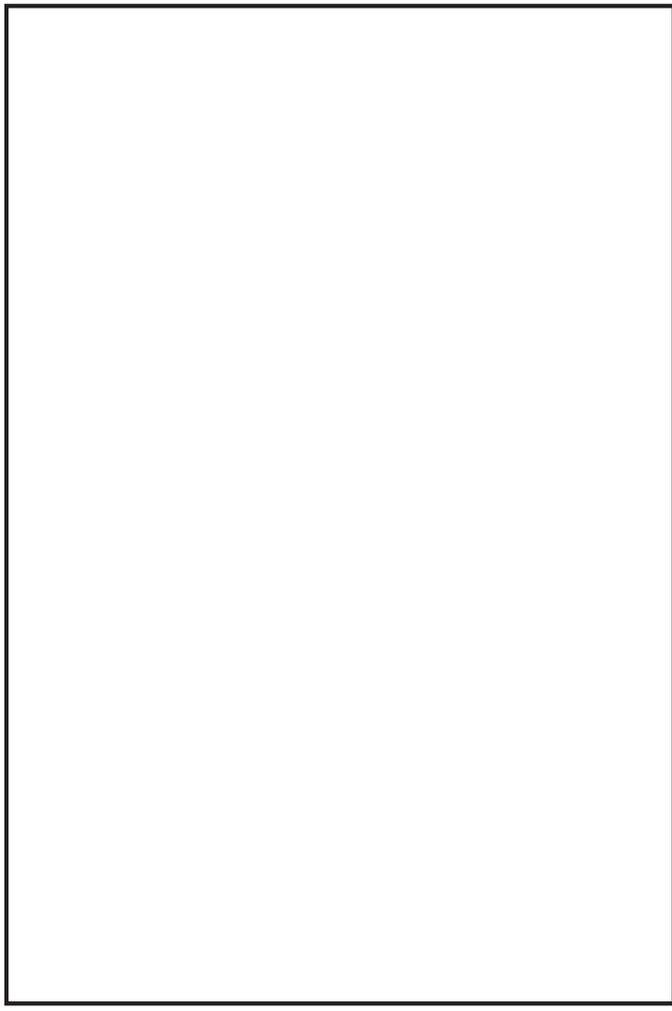
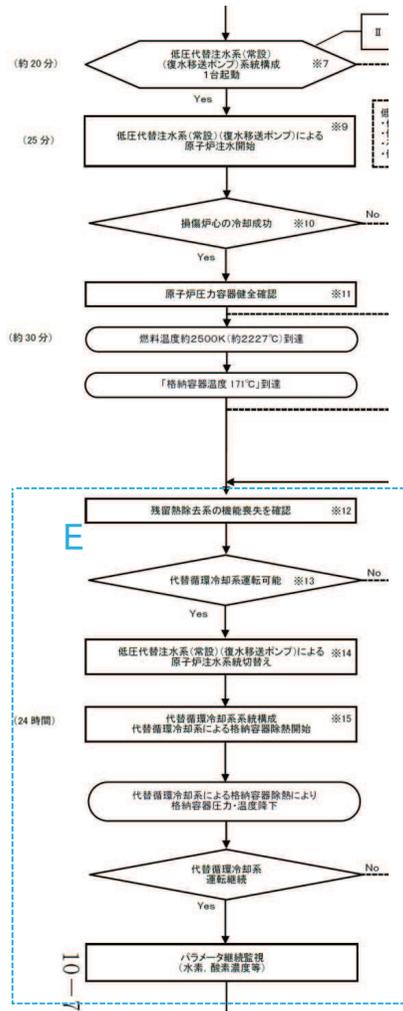
保安規定 添付1-1

5. 電源制御 (1) 電源回復	
①目的 ・交流電源および直流電源の供給を回復し維持する。	③脱出条件 ・起動用変圧器から所内電源を受電した場合
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において、直流電源が喪失した場合 ・原子炉制御「スクラム」において、起動用変圧器からの受電に失敗した場合 ・原子炉制御「スクラム」において、非常用C母線またはD母線の電源が喪失した場合	
④基本的な考え方 ・非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。 ・非常用交流電源喪失が長期化するには常設125V直流電源および250V直流電源延命のため、直流負荷の切り離しを実施し、直流電源延命させる。 ・使用可能な設備を確認し、C、D母線の受電操作を行う。C、D母線の復旧が不可能な場合は、G母線の受電を行い、交流電源切替盤で切り替えを実施する。 ・直流電源喪失時は、常設代替直流電源（125V代替蓄電池および250V蓄電池）より受電する。常設代替直流電源からできない場合には、可搬型計測器にて中央制御室で計器毎に確認する。 ・非常用交流電源喪失が長期化するには常設代替直流電源（125V代替蓄電池および250V蓄電池）の延命のため、負荷の切り離しを行う。	
⑤主な監視操作内容	
A. 非常用交流高圧電源確保	
<ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認する。 ・運転している非常用ディーゼル発電機に対応する原子炉補機冷却海水系の運転状態を確認する。当該原子炉補機冷却海水系の運転不可の場合は、常設代替交流電源設備を起動し、非常用ディーゼル発電機を停止する。 ・非常用ディーゼル発電機からの受電ができない場合、予備変圧器より受電する。予備変圧器からの受電ができない場合は常設代替交流電源設備より受電し、常設代替交流電源設備からの受電もできない場合は、号炉間等より受電する。 	
B. 直流電源確保	
<ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機および常設代替交流電源設備から直流電源A系およびB系への給電ができない場合、1時間後および8時間後までに負荷の切り離しによる負荷抑制を実施する。 ・直流電源A系およびB系が喪失または枯渇した場合、常設代替直流電源設備より給電する。 ・直流電源A系およびB系が喪失または枯渇し、常設代替直流電源設備より給電している場合であって、G母線の受電ができない場合は、8時間後に負荷抑制を実施する。また、代替直流電源用切替盤への電源車接続を実施し、常設代替直流電源設備の充電器へ給電する。 	
C. 直流250V電源確保	
<ul style="list-style-type: none"> ・発電機水素ガスの放出の完了または、直流電源A系およびB系が喪失した場合は負荷抑制を実施する。 	

保安規定 添付1-3

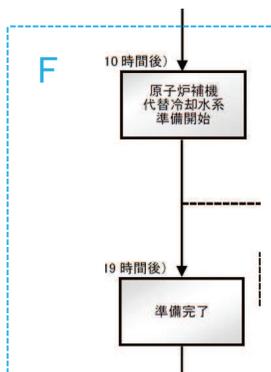
<p>操作手順</p> <p>4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等</p>
<p>方針目的</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により原子炉を冷却する。</p> <p>また、炉心が溶融し、原子炉圧力容器の破損に至った場合で、溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存した場合においても原子炉格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系により残存溶融炉心を冷却する。</p>
<p>対応手段等</p> <p>原子炉運転中の場合 フロントライン系故障時</p> <p>1. 低圧代替注水系による原子炉の冷却</p> <p>発電課長および発電所対策本部は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）および低圧炉心スプレイ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。</p> <p>① 復水貯蔵タンクを水源として、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により注水する。</p> <p>[手順着手の判断基準]</p> <p>復水給水系および非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）が使用可能な場合*。</p> <p>*：設備に異常がなく、電源および水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合。</p> <p>【後略】</p>





保安規定 添付1-3

<p>操作手順 7. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</p>
<p>方針目的 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器フィルタベント系および代替循環冷却系により、原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させる。</p>
<p>対応手段等 1. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧および除熱 発電課長は、原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系により原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させる。 [手順着手の判断基準] 炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系の復旧に見込みがなく^{※2}原子炉格納容器内の減圧および除熱が困難な状況で、以下の条件が全て成立した場合。 ① 代替循環冷却系が使用可能^{※3}であること。 ② 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)または原子炉補機代替冷却水系のいずれかによる冷却水供給が可能であること。 ③ 原子炉格納容器内のドライ条件の酸素濃度が4.3vol%以下^{※4}であること。 ※1: 格納容器内雰囲気放射線モニターで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の1.0倍を超えた場合または格納容器内雰囲気放射線モニターが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。 ※2: 設備に故障が発生した場合または駆動に必要な電源もしくは補機冷却水が確保できない場合。 ※3: 設備に異常がなく、電源および水源(サブプレッションチェンバ)が確保されている場合。 ※4: 格納容器内雰囲気酸素濃度にてドライ条件の酸素濃度が4.3vol%を超過している場合においてウェット条件の酸素濃度が1.5vol%未満の場合は、代替循環冷却系によるスプレーを実施することで、ドライウェル側とサブプレッションチェンバ側のガスの混合を促進させる。</p> <p style="text-align: center;">【中略】</p> <p>(配慮すべき事項) ○重大事故等時の対応手段の選択 残留熱除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合は、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧および除熱を実施する。 代替循環冷却系が起動できない場合は、原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の減圧および除熱を行う。 原子炉格納容器フィルタベント系の原子炉格納容器ベントの実施に当たり、隔離弁を中央制御室から操作できない場合は、現場での手動操作を行う。 なお、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを実施する場合は、スクラッピング効果が期待できるサブプレッションチェンバを経由する経路を第一優先とする。サブプレッションチェンバ側のベントラインが使用できない場合は、ドライウェルを経由する経路を第二優先とする。</p>



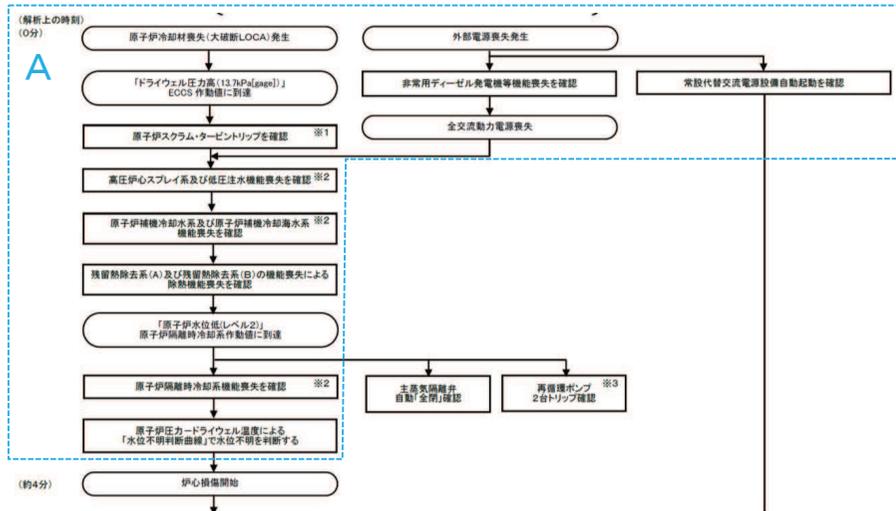
保安規定添付 1-3 表 2 O 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 7	代替循環冷却系使用時における原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保 ^{※1}	操作手順 5 と同様		

※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

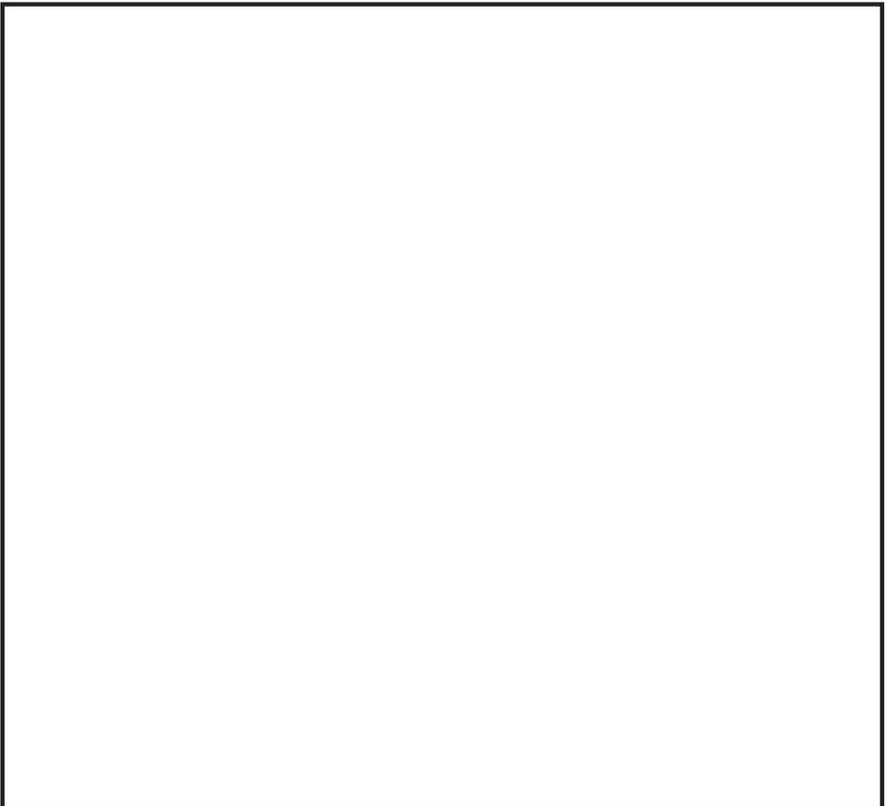
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
5	原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保 ^{※1}	運転員 (中央制御室, 現場)	3	540 分以内
		重大事故等対応要員	6	

※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

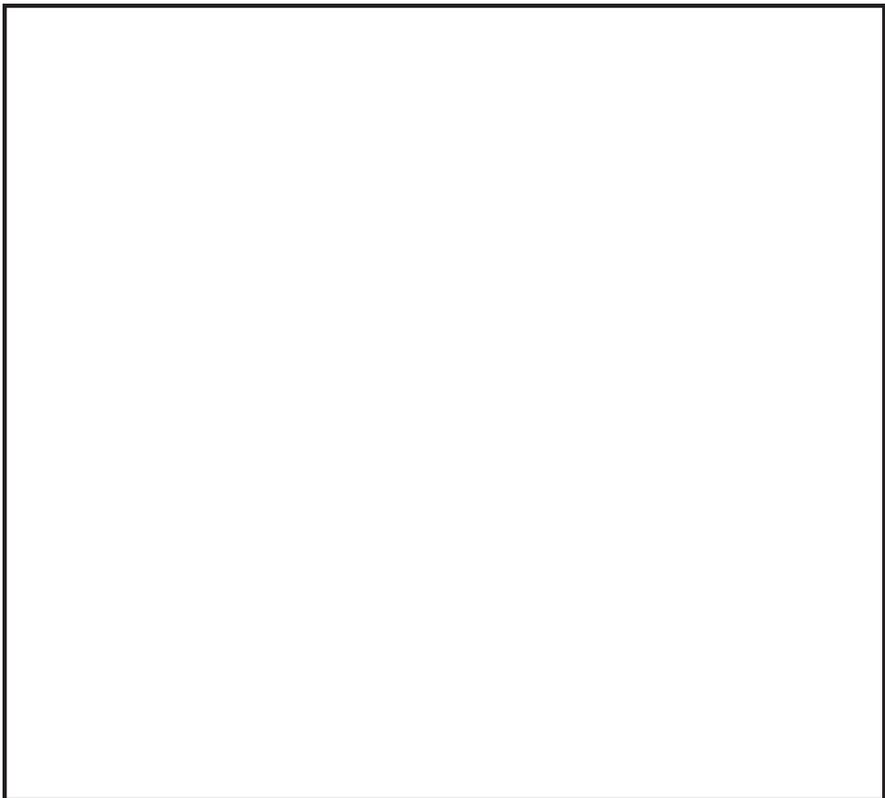
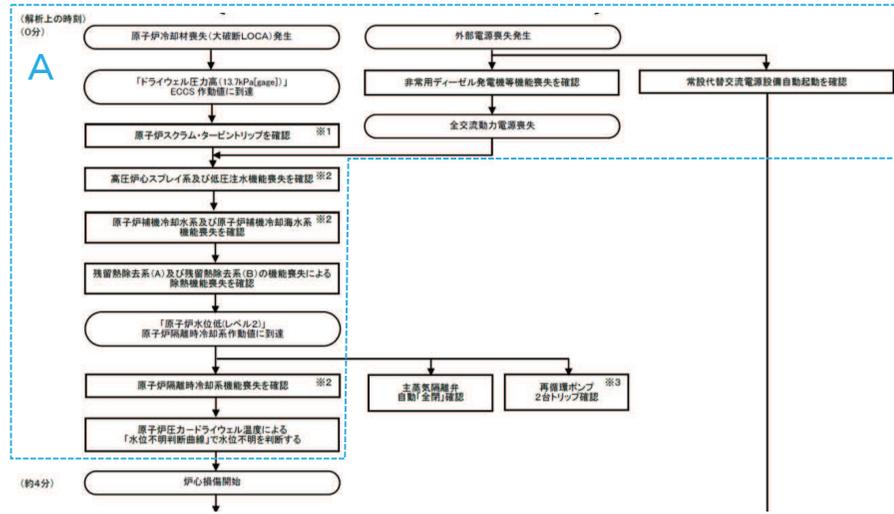


保安規定 添付1-1

<p>1. 原子炉制御 (1) スクラム</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉を停止する。 十分な炉心冷却状態を維持する。 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む) 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム信号が発生した場合 手動スクラムした場合 各制御の脱出条件が成立した場合 	<p>③脱出条件</p>
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実にを行う。 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 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には原子炉制御「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」の制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「電源・タービン」の各制御を並行して行う。 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。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 原子炉出力</p> <ul style="list-style-type: none"> 「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。 全制御棒挿入状態を確認する。 平均出力領域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まで挿入されていない場合、代替制御棒挿入機能を動作させる。 全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本を超える場合、「反応度制御」へ移行する。また、「反応度制御」に移行した場合には、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。 全制御棒が全挿入位置まで挿入された場合または全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本以下の場合、原子炉水位、原子炉圧力、スクラム排出容器ドレン弁、ベント弁の閉鎖および原子炉再循環ポンプ速度を確認する。 平均出力領域モニタおよび起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。 <p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を確認する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 タービン駆動給水ポンプを停止し[※]、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(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(主復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系を手動動作する。(原子炉隔離時冷却系が自動動作した場合は不要) 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認する。 給復水系、非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系により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、原子炉制御「水位確保」に移行する。 	
<p>②</p> <p>③</p> <p>④</p>	<p>⑤</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位が不明になった場合には、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 原子炉水位を連続的に監視する。 ※：タービン駆動給水ポンプは、原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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、主復水器が使用可能であることを確認する。
- 原子炉圧力制御が正常でない場合または主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、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て、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉によって原子炉圧力の調整ができない場合、原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。なお、主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。
- 主蒸気隔離弁が閉の場合、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または主蒸気逃がし安全弁により制御されていることを連続的に監視する。また主蒸気逃がし安全弁で制御している場合は、主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D. 電源・タービン

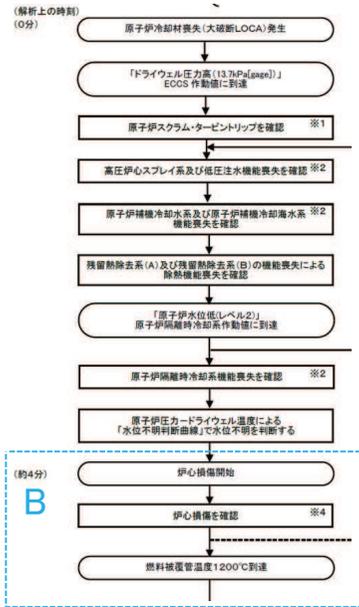
- 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることおよびタービン自動トリップを確認する。
 - タービントリップ状態および発電機トリップ状態を確認する。
 - 所内電源系が確保されていることを確認する。
 - 起動変圧器から受電されていない場合、「電源回復(交流電源復旧)」へ移行する。
- 非常用母線が正常であることを確認する。正常でない場合、「電源回復」へ移行する。
 - 主蒸気隔離弁が開の場合、原子炉圧力制御が正常であること、主復水器が使用可能であることを確認する。
 - 原子炉圧力制御が正常でない場合または主復水器が使用不能である場合は、主蒸気隔離弁を閉鎖し原子炉を隔離する。
 - タービンおよび発電機の停止状態を確認する。
 - 空気抽出器およびグランドシールの切替により主復水器真空度を維持する。

E. モニタ確認

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

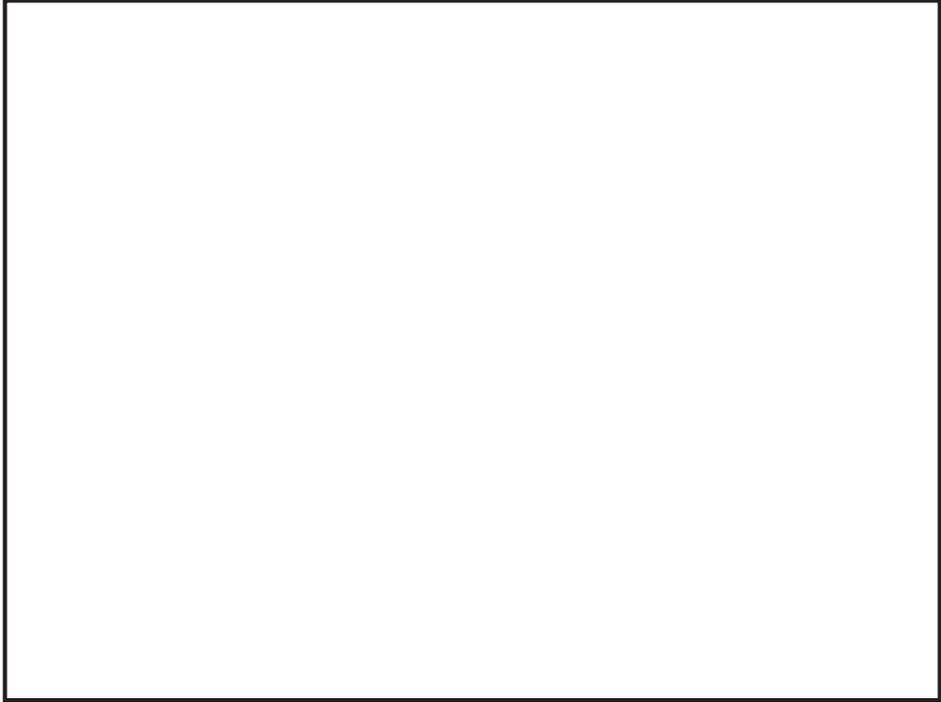
F. 復旧

- 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。
- 外部電源により電源が確保されていることを確認する。
- 直流電源負荷抑制を実施していた場合、負荷抑制を復旧する。
- 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。
- 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ている場合、原子炉水位を原子炉水位高タービントリップ設定値以上で維持する。
- 原子炉を冷温停止する。

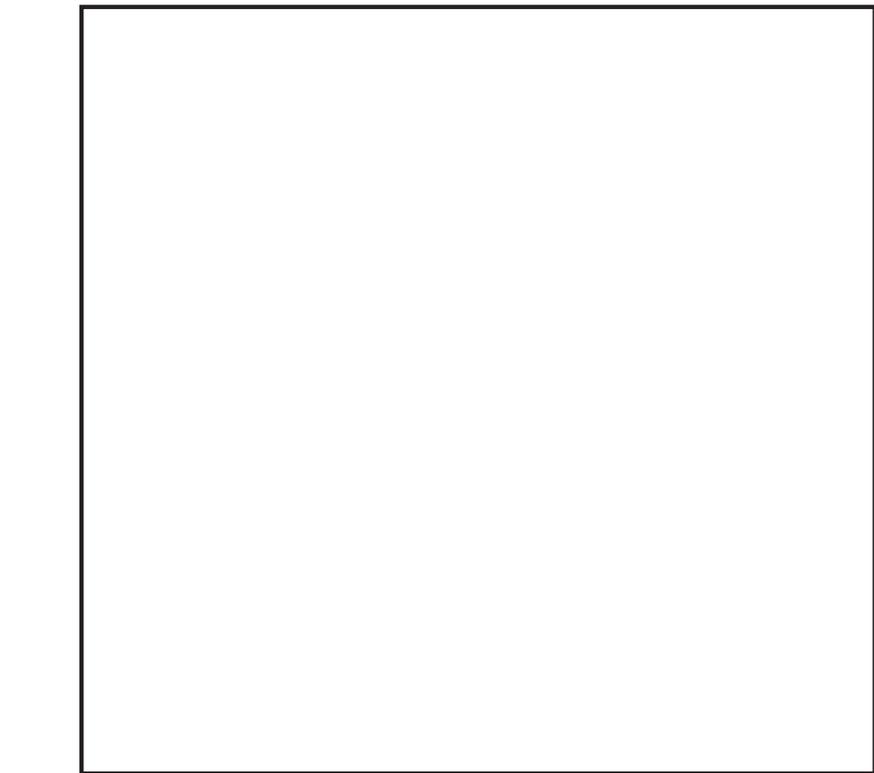
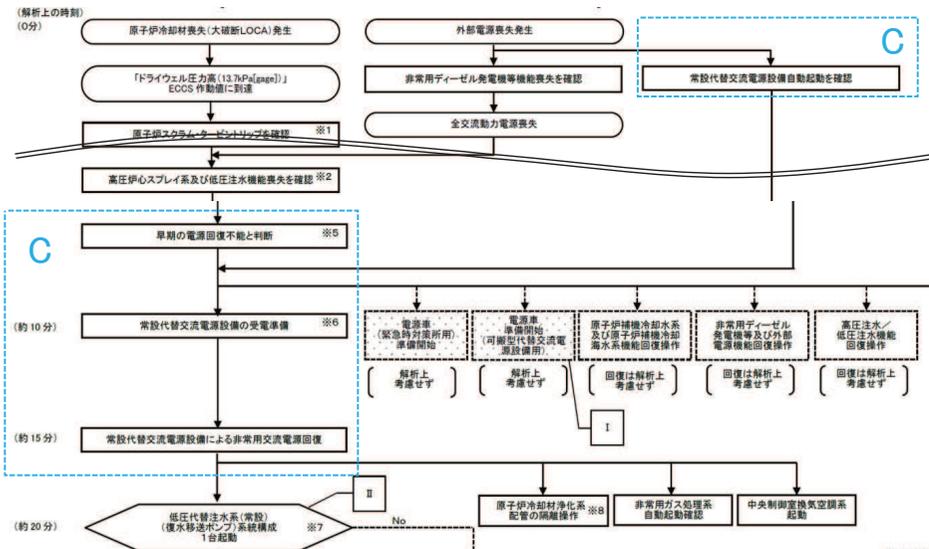


保安規定 添付1-1

4. 不測事態 (3) 水位不明
①目的 ・原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」、「水位確保」および「減圧冷却」、一次格納容器制御「格納容器圧力制御」ならびに不測事態「水位回復」、「急速減圧」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、未挿入制御棒が1本以下まで挿入された場合 ・一次格納容器制御「ドライウエル温度制御」において、ドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合
④基本的な考え方 ・原子炉水位不明時に、復水系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系もしくは低圧注水系または低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）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。 ・原子炉満水操作は、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。 ・原子炉満水が確認できない場合は、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を起動し、主蒸気逃し安全弁を6弁開として原子炉への注水を継続する。
⑤主な監視操作内容 A. 注水確保 ・復水系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系または低圧注水系のうち1系統以上作動した場合は急速減圧を実施する。 ・復水系、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系または低圧注水系のうち1系統も作動しない場合は、原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系を作動させ、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を起動後、急速減圧を実施する。
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、主蒸気逃し安全弁が1弁以上開放可能な場合、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系およ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。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統により注水流量調整および、主蒸気逃し安全弁を原子炉圧力容器満水確認用適正弁数に操作して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維持する。 ・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維持できない場合は、主蒸気逃しが安全弁の開数を原子炉圧力容器満水確認最小必要弁数まで減らし、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維持する。 ・主蒸気逃しが安全弁を原子炉圧力容器満水確認最小必要弁数のみ開としても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、主蒸気逃しが安全弁を6弁開とし、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を起動し原子炉へ注水を継続する。 ・原子炉への注水を継続し、基準水柱の周囲温度を100℃以下にする。



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



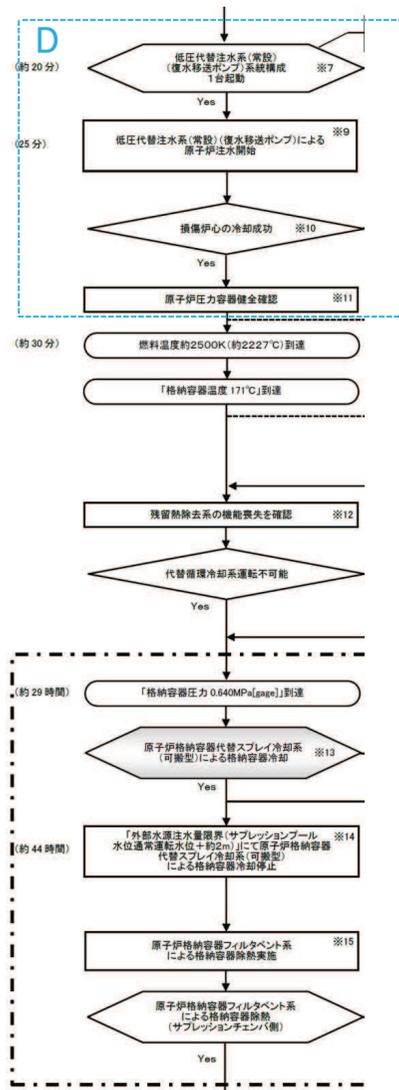
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

保安規定 添付1-1

5. 電源制御	
(1) 電源回復	
①目的 ・交流電源および直流電源の供給を回復し維持する。	
②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において、直流電源が喪失した場合 ・原子炉制御「スクラム」において、起動用変圧器からの受電に失敗した場合 ・原子炉制御「スクラム」において、非常用C母線またはD母線の電源が喪失した場合	③脱出条件 ・起動用変圧器から所内電源を受電した場合
④基本的な考え方 ・非常用ディーゼル発電機の起動状況を確認し、状況に応じて代替電源設備による給電を行う。 ・非常用交流電源喪失が長期化する場合に常設125V直流電源および250V直流電源延命のため、直流負荷の切り離しを実施し、直流電源延命させる。 ・使用可能な設備を確認し、C、D母線の受電操作を行う。C、D母線の復旧が不可能な場合は、G母線の受電を行い、交流電源切替盤で切り替えを実施する。 ・直流電源喪失時は、常設代替直流電源(125V代替蓄電池および250V蓄電池)より受電する。常設代替直流電源からできない場合には、可搬型計測器にて中央制御室で計器毎に確認する。 ・非常用交流電源喪失が長期化する場合に常設代替直流電源(125V代替蓄電池および250V蓄電池)の延命のため、負荷の切り離しを行う。	
⑤主な監視操作内容	
A. 非常用交流高圧電源確保	
<ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機の運転状態を確認する。 ・運転している非常用ディーゼル発電機に対応する原子炉補機冷却海水系の運転状態を確認する。当該原子炉補機冷却海水系の運転不可の場合は、常設代替交流電源設備を起動し、非常用ディーゼル発電機を停止する。 ・非常用ディーゼル発電機からの受電ができない場合、予備変圧器より受電する。予備変圧器からの受電ができない場合は常設代替交流電源設備より受電し、常設代替交流電源設備からの受電もできない場合は、号炉間等より受電する。 	
②	<ul style="list-style-type: none"> ・非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合、常設代替交流電源設備より受電する。 ・非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合であって、常設代替交流電源設備から受電できた非常用交流高圧電源母線が1系統である場合、直流250V充電器を受電した交流高圧電源母線側へ切り替える。 ・非常用交流高圧電源母線2系統喪失となった場合であって、2系統とも常設代替交流電源設備から受電できなかった場合、直流駆動低圧注水系の系統構成、発電機水素ガス放出ならびに直流250V電源確保および直流125V電源確保を行うとともに、号炉間等からの受電を実施する。 ・非常用交流高圧電源母線の号炉間等からの受電ができなかった場合、可搬型代替交流電源設備より受電する。
③	<ul style="list-style-type: none"> ・給電設備容量に応じた設備復旧を行う。常設代替交流電源設備から受電している場合は、受電後1時間および24時間にて常設代替交流電源設備の負荷抑制を実施する。
B. 直流電源確保	
<ul style="list-style-type: none"> ・非常用ディーゼル発電機および常設代替交流電源設備から直流電源A系およびB系への給電ができない場合、1時間後および8時間後までに負荷の切り離しによる負荷抑制を実施する。 ・直流電源A系およびB系が喪失または枯渇した場合、常設代替直流電源設備より給電する。 ・直流電源A系およびB系が喪失または枯渇し、常設代替直流電源設備より給電している場合であって、G母線の受電ができない場合は、8時間後に負荷抑制を実施する。また、代替直流電源用切替盤への電源車接続を実施し、常設代替直流電源設備の充電器へ給電する。 	
C. 直流250V電源確保	
<ul style="list-style-type: none"> ・発電機水素ガスの放出の完了または、直流電源A系およびB系が喪失した場合は負荷抑制を実施する。 	

保安規定 添付1-3

<p>操作手順 4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等</p>
<p>方針目的 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および原子炉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。 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原子炉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。</p>
<p>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 発電課長および発電所対策本部は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モード）および低圧炉心スプレイ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 復水貯蔵タンクを水源として、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により注水する。 【手順着手の判断基準】 復水給水系および非常用炉心冷却系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合において、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）が使用可能な場合*。 ※：設備に異常がなく、電源および水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合。 【後略】</p>



保安規定 添付1-3

<p>操作手順 6. 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等</p>
<p>方針目的 設計基準事故対処設備が有する原子炉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、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させる。 また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力および温度ならびに放射性物質の濃度を低下させる。</p>
<p>【中略】</p> <p>炉心損傷後 フロントライン系故障時 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却 発電課長および発電所対策本部は、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モード）の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉格納容器内へスプレイし、原子炉格納容器内の圧力および温度ならびに放射性物質の濃度を低下させる。</p> <p>【中略】</p> <p>② 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内へスプレイできない場合は、淡水貯水槽（No.1）および淡水貯水槽（No.2）を水源として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）等によりスプレイする。なお、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、海を水源として利用できる。また、原子炉圧力容器破損前に原子炉格納容器代替スプレイを実施することで原子炉格納容器内の温度の上昇を抑制し、主蒸気逃がし安全弁の環境条件を緩和する。 [手順着手の判断基準] 炉心損傷を判断した場合※1において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができず、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合※2。 ※1：格納容器内雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合または格納容器内雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。 ※2：設備に異常がなく、電源、燃料および水源（淡水貯水槽（No.1）または淡水貯水槽（No.2））が確保されている場合。</p>

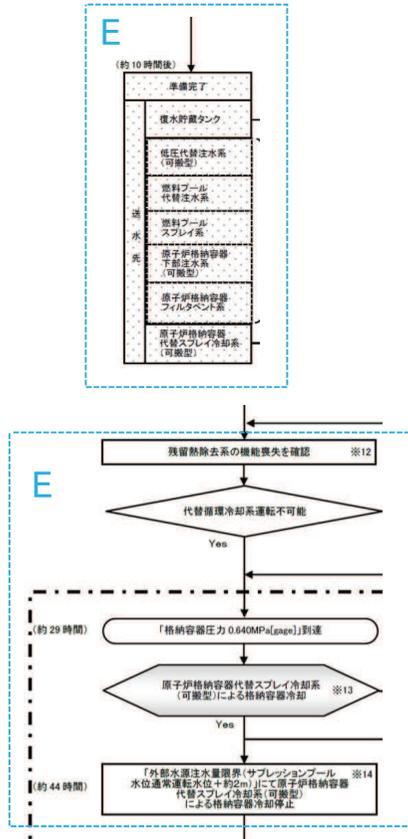
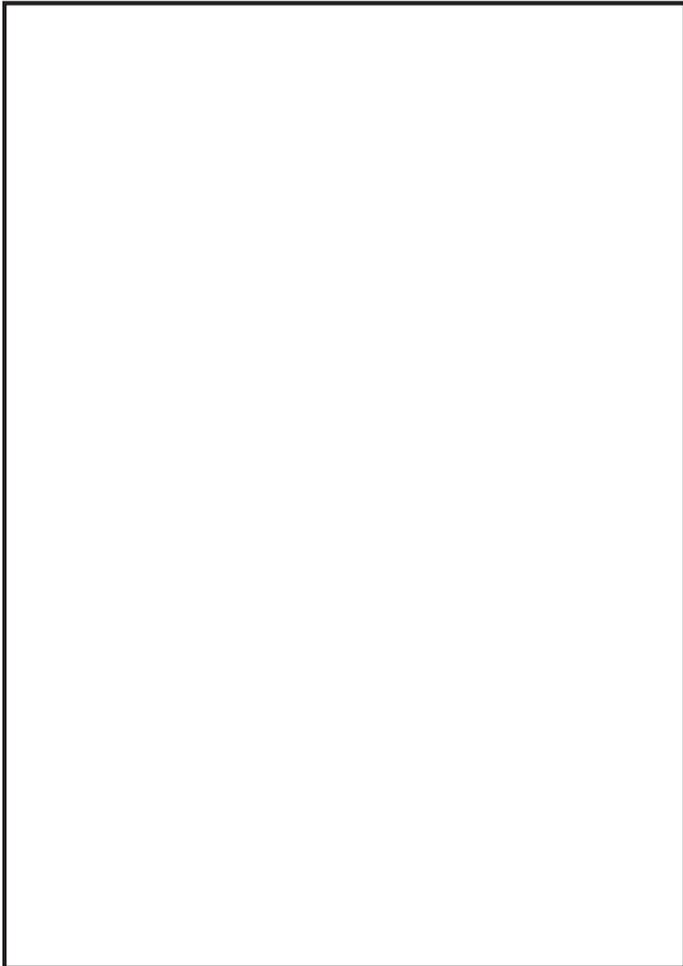
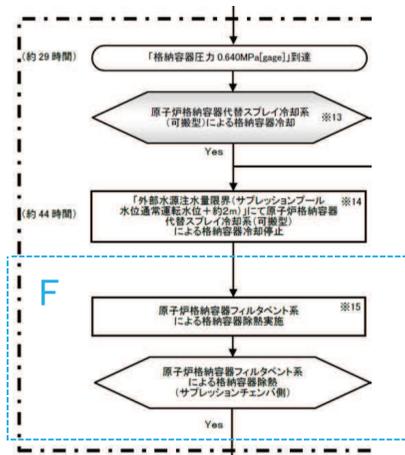


表20 重大事故等対策における操作の成立性（3/10）

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
6	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレイ※1	運転員 （中央制御室、現場） 重大事故等対応要員	3※2 10※2	385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

※2 有効性評価の重要事故シーケンスにおいては、運転員1名および重大事故等対応要員9で想定時間は385分以内である。



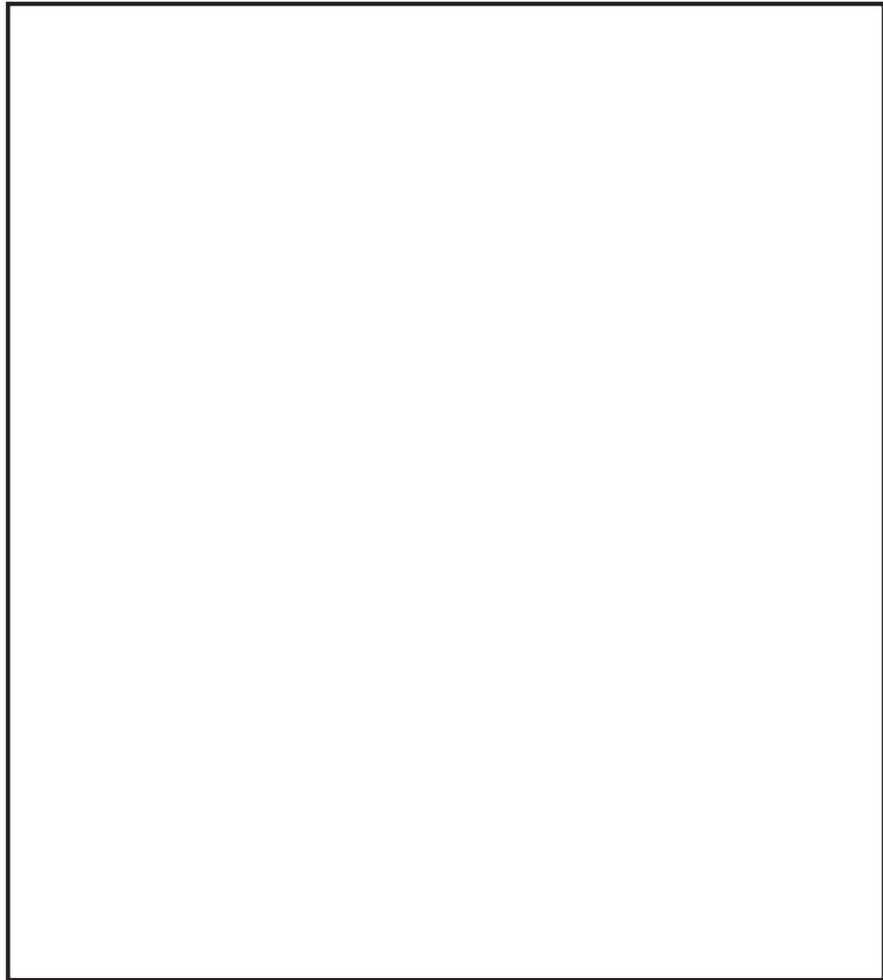
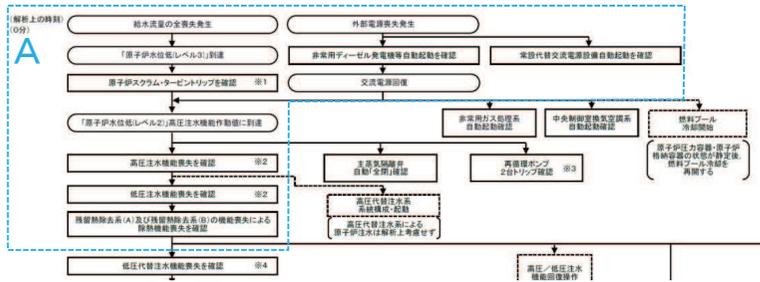
保安規定 添付1-3

操作手順
7. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
方針目的
炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器フィルタベント系および代替循環冷却系により、原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させる。
対応手段等
【中略】
2. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱 発電課長および発電所対策本部は、残留熱除去系の復旧または代替循環冷却系の運転による原子炉格納容器内の減圧および除熱ができない場合または原子炉建屋地上3階（原子炉建屋原子炉棟内）の水素濃度が2.3vol%に到達した場合は、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させる。原子炉格納容器フィルタベント系の隔離弁（電動弁）を中央制御室から操作できない場合は、隔離弁を遠隔で手動操作することにより原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させる。 [手順着手の判断基準] 炉心損傷を判断した場合 ^{※1} において、残留熱除去系および代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧および除熱ができず、原子炉格納容器内の圧力が0.640MPa[gage]に到達した場合 ^{※2} または原子炉建屋地上3階（原子炉建屋原子炉棟内）の水素濃度が2.0vol%に到達した場合。 ※1：格納容器内雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合または格納容器内雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。 ※2：原子炉の冷却ができない場合または原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに原子炉格納容器ベントの準備を開始する。

保安規定添付1-3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

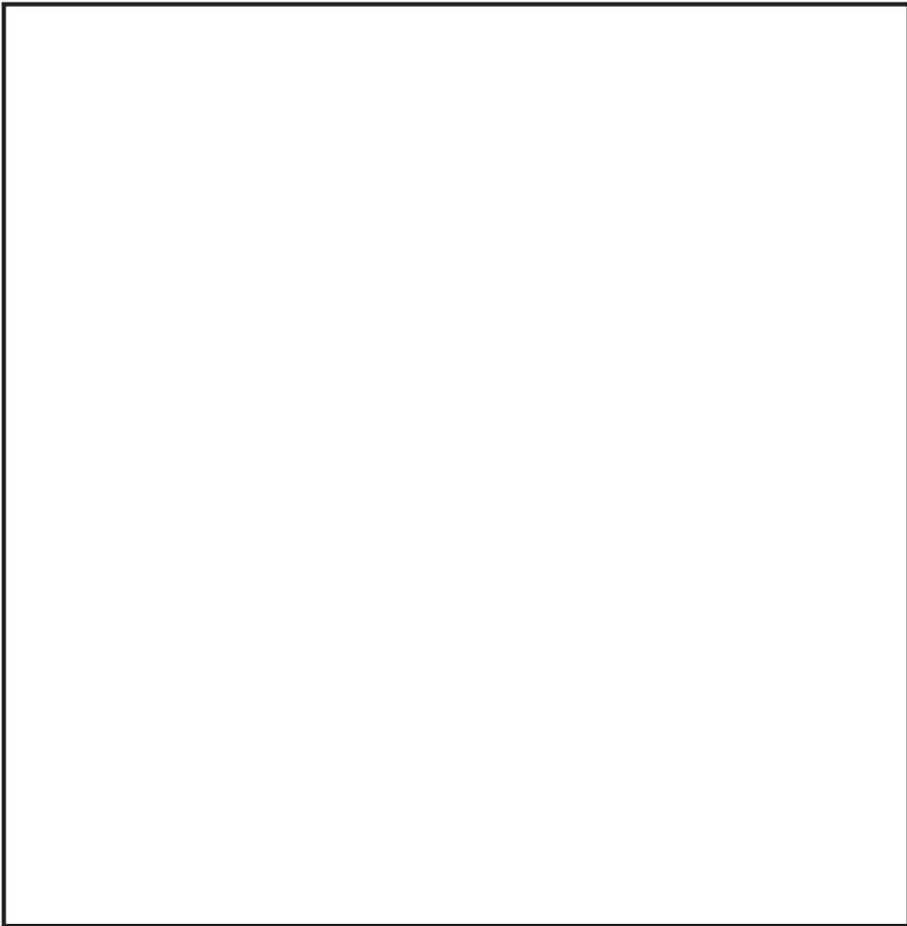
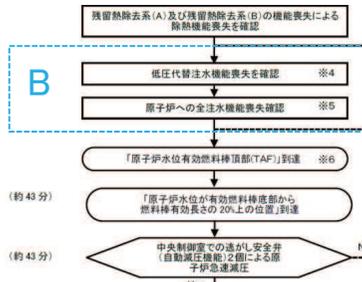
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 7	原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱（現場操作）（系統構成）	運転員 （中央制御室、現場）	3	75分以内
② 7	原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧および除熱（現場操作）（ベント操作：S/C側ベントの場合）	運転員 （中央制御室、現場）	3	115分以内

保安規定 添付1-1



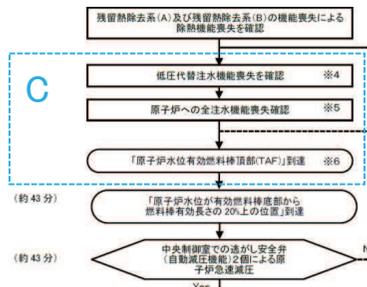
<p>1. 原子炉制御 (1) スクラム</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉を停止する。 十分な炉心冷却状態を維持する。 原子炉を冷温停止状態まで冷却する。 一次および二次格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む) 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム信号が発生した場合 手動スクラムした場合 各制御の脱出条件が成立した場合 	<p>③脱出条件</p>
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実にを行う。 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 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には原子炉制御「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」の制御棒全挿入を確認し、「原子炉水位」、「原子炉圧力」、「電源・タービン」の各制御を並行して行う。 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。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 原子炉出力</p> <ul style="list-style-type: none"> 「原子炉自動スクラム」警報の発信を確認する。 全制御棒挿入状態を確認する。 平均出力領域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まで挿入されていない場合、代替制御棒挿入機能を動作させる。 全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本を超える場合、「反応度制御」へ移行する。また、「反応度制御」に移行した場合には、原子炉水位制御も「反応度制御」で行う。 全制御棒が全挿入位置まで挿入された場合または全挿入位置まで挿入されていない制御棒が1本以下の場合、原子炉水位、原子炉圧力、スクラム排出容器ドレン弁、ベント弁の閉鎖および原子炉再循環ポンプ速度を確認する。 平均出力領域モニタおよび起動領域モニタにより原子炉未臨界を確認する。 <p>B. 原子炉水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を確認する。 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値まで低下した場合、格納容器隔離弁の開閉状態を確認する。 タービン駆動給水ポンプを停止し[*]、電動駆動給水ポンプおよび給水制御系(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(主復水器を含む)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、非常用炉心冷却系および原子炉隔離時冷却系の運転状態を確認する。 給復水系、非常用炉心冷却系または原子炉隔離時冷却系により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、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には、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 原子炉水位を連続的に監視する。 <p>[*]：タービン駆動給水ポンプは、原子炉水位高タービントリップ設定値で自動停止する。</p>	

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



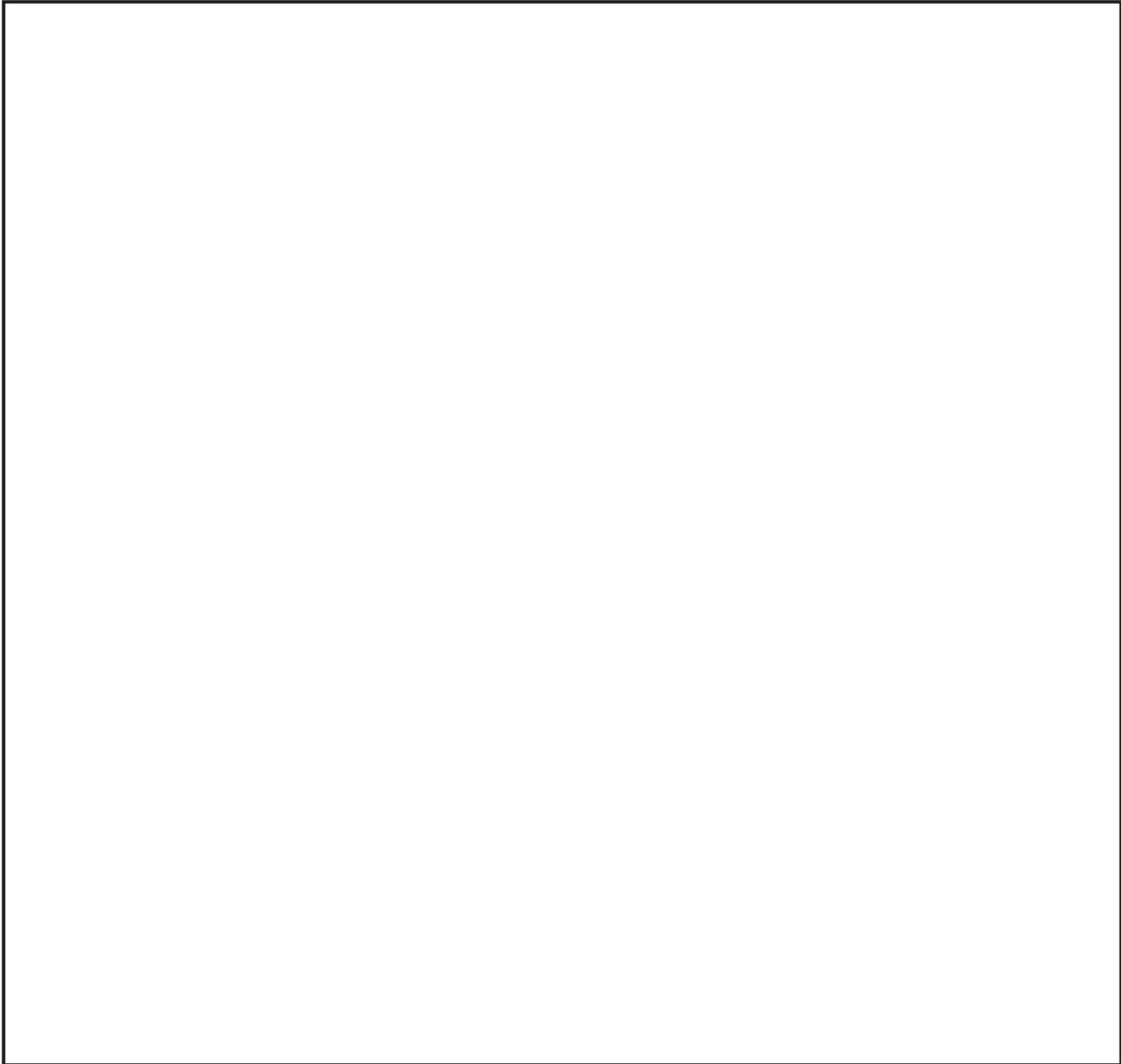
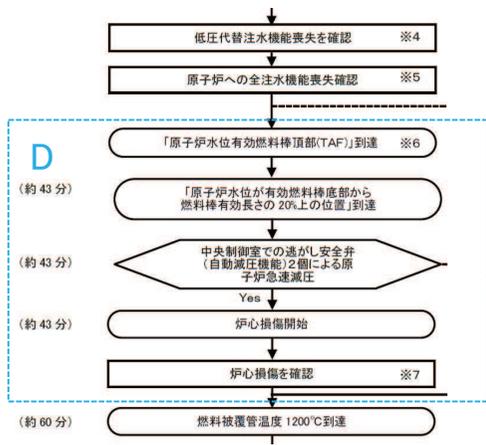
保安規定 添付1-1

<p>1. 原子炉制御 (3) 水位確保</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を有効燃料棒頂部以上に回復させ、安定に維持する。 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合・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または有効燃料棒頂部以上で安定している場合 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いる場合 不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高ターベントリップ設定値の間に維持できる場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 作動すべきものが不動作の場合は、手動で作動させる。 給復水系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系または高圧代替注水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ベントリップ設定値の間に維持する。 原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できず原子炉水位が降下中の場合であって、給復水系および非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系により原子炉水位の維持ができない場合は、低圧注水系または低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を起動し、不測事態「急速減圧」に移行する。低圧代替注水系が起動できない場合は、不測事態「水位回復」に移行する。 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」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉水位が有効燃料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。 	

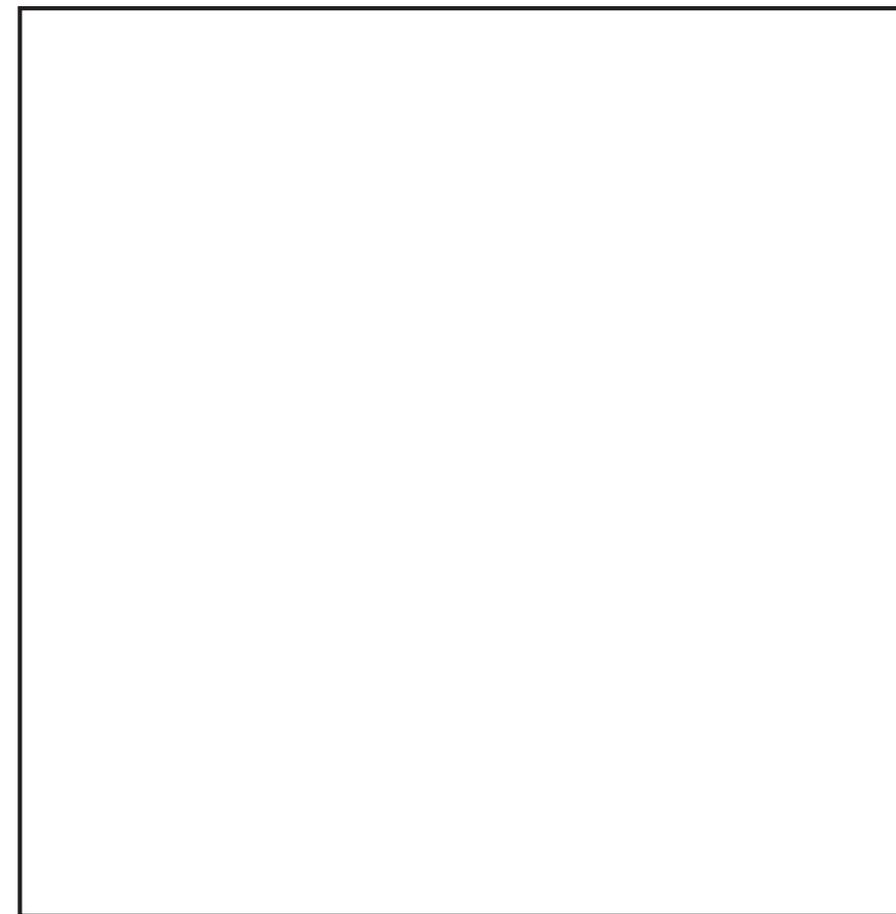
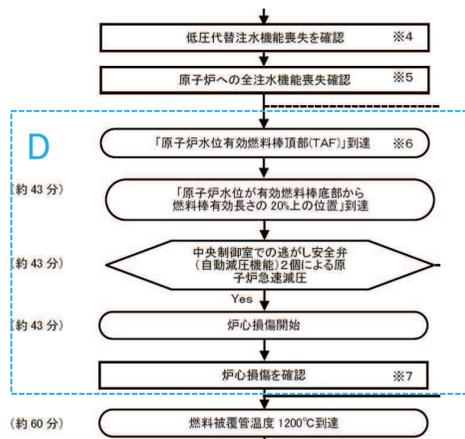


保安規定 添付1-1

4. 不測事態 (1) 水位回復	
①	①目的 ・原子炉水位を回復する。
②	②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 ・原子炉制御「水位確保」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 ・原子炉制御「減圧冷却」において、原子炉水位が有効燃料頂部以上を維持できない場合 ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウェル空間部温度が飽和温度以下の場合
④	④基本的な考え方 ・原子炉水位の徴候に応じて、非常用炉心冷却系の再起動や低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）の起動を行う。 ・原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合、炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならない。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が1,200℃または燃料被覆管酸化割合が15%に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって、炉心が露出した時刻を記録し、前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系、低圧代替注水系（常設）および低圧代替注水系（可搬型）を起動する。 ・原子炉制御「反応度制御」実施中は、本制御を実施しない。
⑤	⑤主な監視操作内容 ・原子炉水位が不明となった場合、不測事態「水位不明」および一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 ・原子炉水位が有効燃料頂部に到達した場合、原子炉水位が有効燃料頂部に到達した時刻を記録するとともに、一次格納容器制御「格納容器水素濃度制御」を導入する。 ・原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系を起動する。 ② ③ ・給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上を起動する。 ・給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上の起動ができない場合であって、原子炉隔離時冷却系または高圧代替注水系による原子炉水位の維持ができない場合は、低圧代替注水系（低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、ろ過水系）を起動し、原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系機能維持最低圧力以上の場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・給復水系または非常用炉心冷却系の1系統以上を起動しても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「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。



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

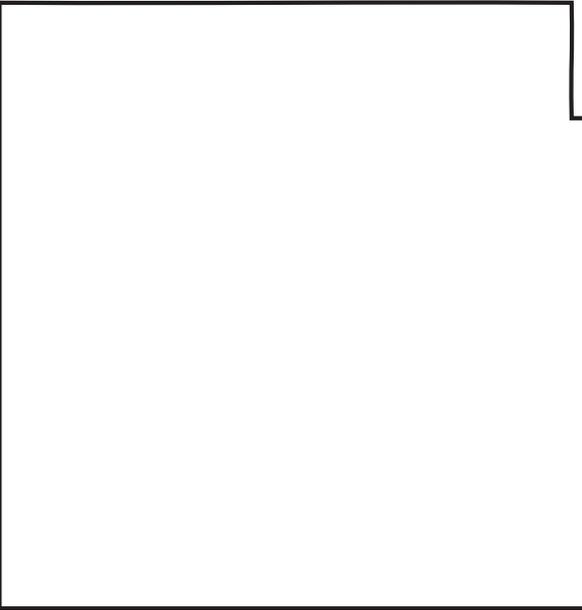
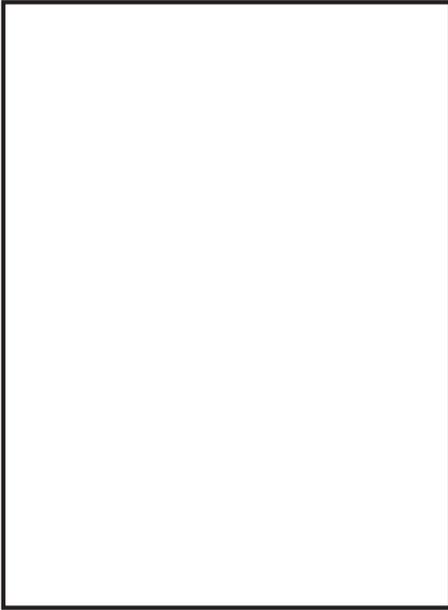
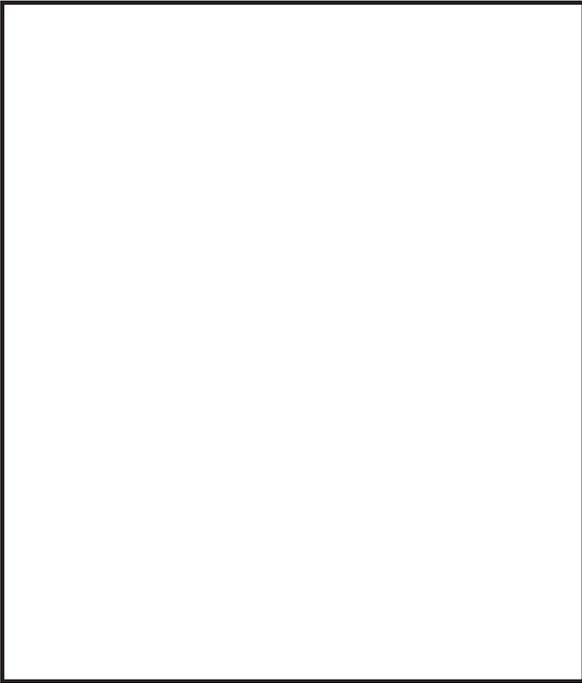
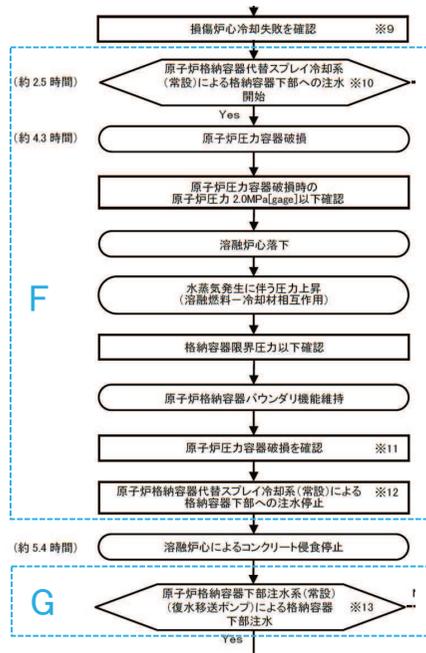


枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

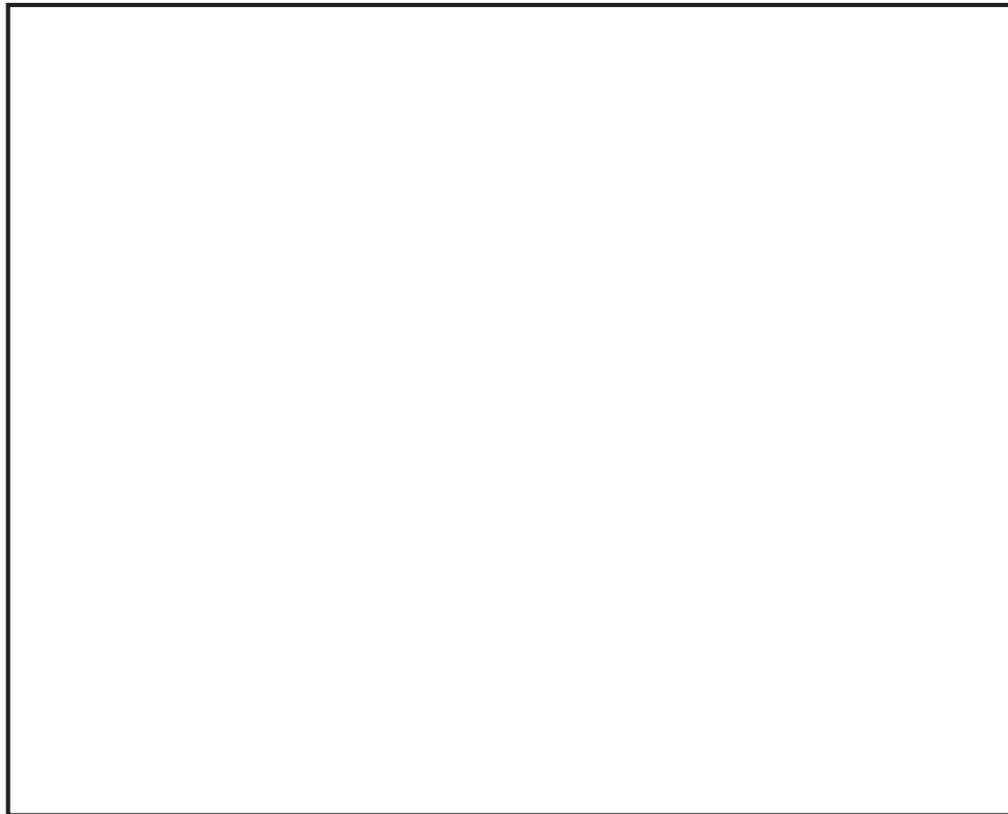
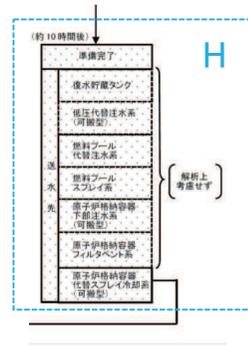
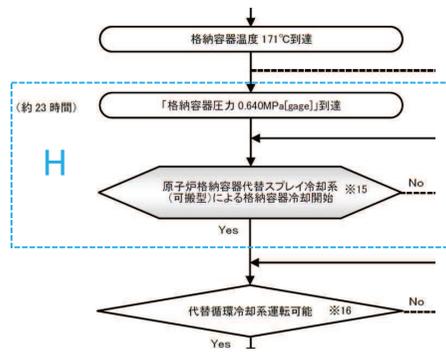
保安規定 添付1-3

<p>操作手順</p> <p>3. 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</p>
<p>方針目的</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および原子炉格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧および減圧の自動化により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。</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。</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、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。</p>
<p>対応手段等</p> <p>フロントライン系故障時</p> <p>1. 手動操作による減圧</p> <p>発電課長は、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放し、原子炉を減圧する。</p> <p>[手順着手の判断基準]</p> <p style="text-align: right;">【中略】</p> <p>④注水手段がない場合</p> <p>炉心損傷後において、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燃料棒有効長さの20%上の位置）に到達した場合で、主蒸気逃がし安全弁の開操作が可能な場合。</p> <p style="text-align: right;">【中略】</p>
<p>高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止</p> <p>発電課長は、炉心損傷時、原子炉圧力容器への注水手段がない場合は、原子炉圧力容器内が高圧の状態破損した場合に溶融物が放出され、原子炉格納容器内の雰囲気が直接加熱されることによる原子炉格納容器の破損を防止するため、主蒸気逃がし安全弁の手動操作により原子炉を減圧する。</p> <p>[手順着手の判断基準]</p> <p>「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 手順着手の判断基準 c. 炉心損傷後の減圧の場合」と同じ。</p> <p style="text-align: right;">【後略】</p>

保安規定 添付1-3

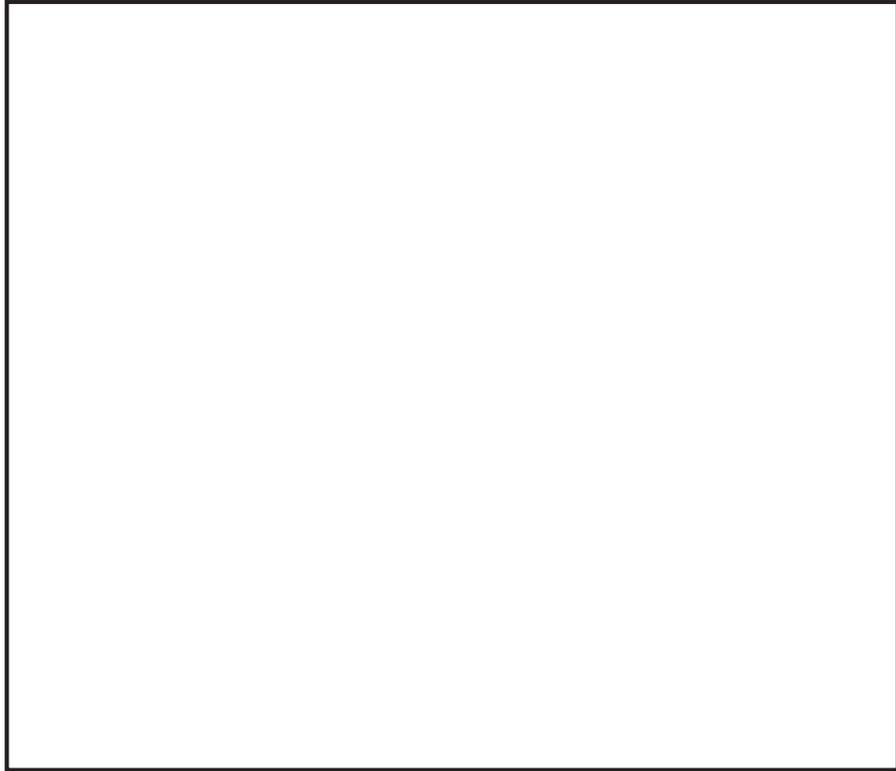
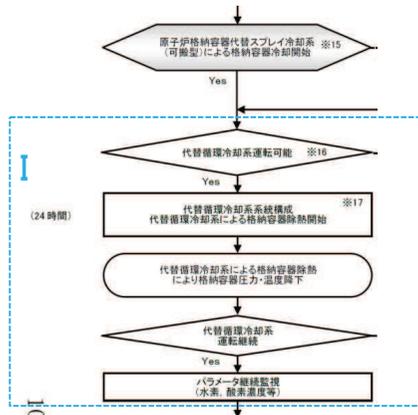


<p>操作手順</p> <p>8. 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等</p>
<p>方針目的</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器下部注水系により原子炉格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却することにより、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制し、溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止する。</p> <p>また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延または防止するため、原子炉圧力容器へ注水する。</p>
<p>対応手段等</p> <p>原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</p> <p>原子炉格納容器下部注水系による原子炉格納容器下部への注水</p> <ol style="list-style-type: none"> 発電課長および発電所対策本部は、炉心の著しい損傷が発生し、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に達した場合は、以下の手段により原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。 <p style="text-align: center;">【中略】</p> <ol style="list-style-type: none"> 代替循環冷却系により注水できない場合は、復水貯蔵タンクを水源として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)により注水する。 <p>[手順着手の判断基準]</p> <p>原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300℃に達した場合で、代替循環冷却系による原子炉格納容器下部への注水ができず、原子炉格納容器代替スプレイ系(常設)が使用可能な場合*。</p> <p>*: 設備に異常がなく、電源および水源(復水貯蔵タンク)が確保されている場合。</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>○重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>炉心の著しい損傷が発生し、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に達した場合の原子炉格納容器下部への初期水張りは、スプレイ管使用による原子炉格納容器下部注水が使用可能な場合は、代替循環冷却系により原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。代替循環冷却系により原子炉格納容器下部への初期水張りを実施できない場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)により原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。スプレイ管使用による原子炉格納容器下部注水が使用できない場合は、原子炉格納容器下部注水系(常設)(代替循環冷却ポンプ)または原子炉格納容器下部注水系(常設)(復水移送ポンプ)により原子炉格納容器下部への初期水張りを実施する。</p> <p style="text-align: center;">【後略】</p>



保安規定 添付1-3

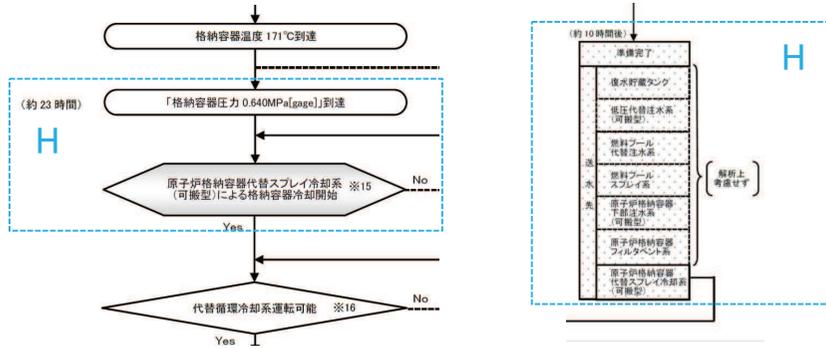
<p>操作手順</p> <p>6. 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等</p>
<p>方針目的</p> <p>設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させる。</p> <p>また、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系により原子炉格納容器内の圧力および温度ならびに放射性物質の濃度を低下させる。</p>
<p>対応手段等</p> <p style="text-align: right;">【中略】</p> <p>炉心損傷後 フロントライン系故障時</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による原子炉格納容器内の冷却</p> <p>発電課長および発電所対策本部は、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モード）の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、以下の手段により原子炉格納容器内へスプレイし、原子炉格納容器内の圧力および温度ならびに放射性物質の濃度を低下させる。</p> <p>② 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内へスプレイできない場合は、淡水貯水槽（No.1）および淡水貯水槽（No.2）を水源として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）等によりスプレイする。なお、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却は、海を水源として利用できる。また、原子炉圧力容器破損前に原子炉格納容器代替スプレイを実施することで原子炉格納容器内の温度の上昇を抑制し、主蒸気逃がし安全弁の環境条件を緩和する。</p> <p>【手順着手の判断基準】</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）による原子炉格納容器内へのスプレイができず、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）が使用可能な場合^{※2}。</p> <p>※1: 格納容器内雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合または格納容器内雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2: 設備に異常がなく、電源、燃料および水源（淡水貯水槽（No.1）または淡水貯水槽（No.2））が確保されている場合。</p> <p>（配慮すべき事項）</p> <p>○重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>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モード）の故障等により原子炉格納容器内の冷却ができない場合において、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）に異常がなく、交流電源および水源（復水貯蔵タンク）が確保されている場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内を冷却する。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）により原子炉格納容器内の冷却ができない場合において、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）に異常がなく、燃料および水源（淡水貯水槽（No.1）または淡水貯水槽（No.2））が確保されている場合は、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）により原子炉格納容器内を冷却する。</p> <p style="text-align: right;">【後略】</p>



保安規定 添付1-3

<p>操作手順</p> <p>7. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</p>
<p>方針目的</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器フィルタベント系および代替循環冷却系により、原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させる。</p>
<p>対応手段等</p> <p>1. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧および除熱</p> <p>発電課長は、原子炉格納容器の破損を防止するため、代替循環冷却系により原子炉格納容器内の圧力および温度を低下させる。</p> <p>[手順着手の判断基準]</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{※1}において、残留熱除去系の復旧に見込みがなく^{※2}原子炉格納容器内の減圧および除熱が困難な状況で、以下の条件が全て成立した場合。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 代替循環冷却系が使用可能^{※3}であること。 ② 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）または原子炉補機代替冷却水系のいずれかによる冷却水供給が可能であること。 ③ 原子炉格納容器内のドライ条件の酸素濃度が4.3vol%以下^{※4}であること。 <p>※1：格納容器内雰囲気放射線モニタで原子炉格納容器内のガンマ線線量率が、設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合または格納容器内雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2：設備に故障が発生した場合または駆動に必要な電源もしくは補機冷却水が確保できない場合。</p> <p>※3：設備に異常がなく、電源および水源（サブプレッションチェンバ）が確保されている場合。</p> <p>※4：格納容器内雰囲気酸素濃度にてドライ条件の酸素濃度が4.3vol%を超過している場合においてウェット条件の酸素濃度が1.5vol%未満の場合は、代替循環冷却系によるスプレイを実施することで、ドライウエル側とサブプレッションチェンバ側のガスの混合を促進させる。</p> <p style="text-align: center;">【中略】</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>○重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>残留熱除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が喪失した場合は、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧および除熱を実施する。</p> <p style="text-align: center;">【後略】</p>

保安規定添付 1-3 表 2 0 重大事故等対策における操作の成立性

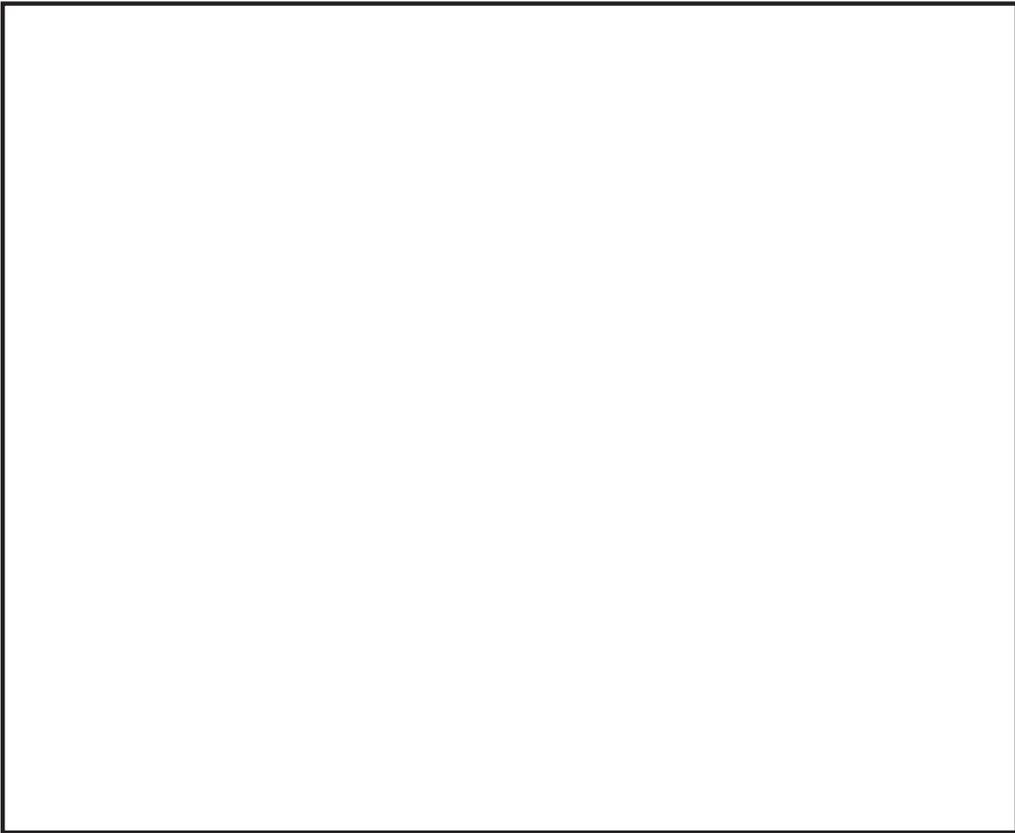


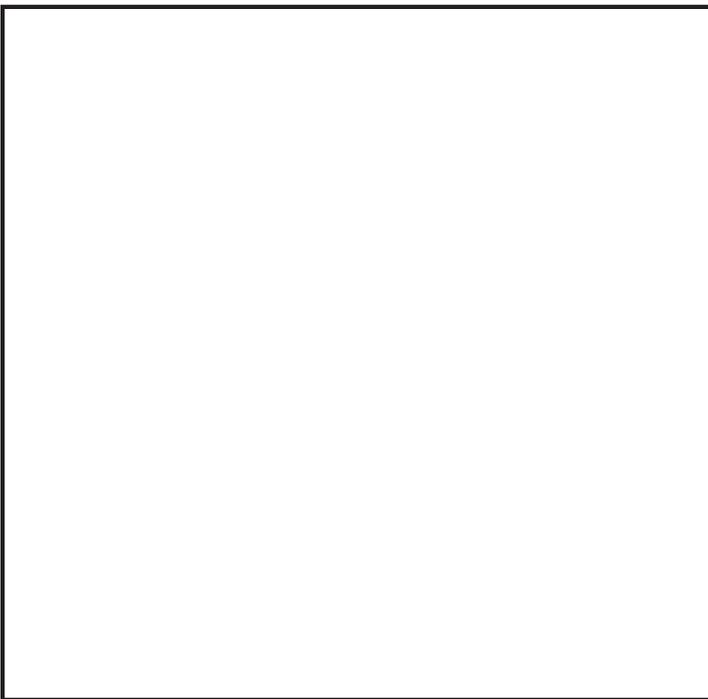
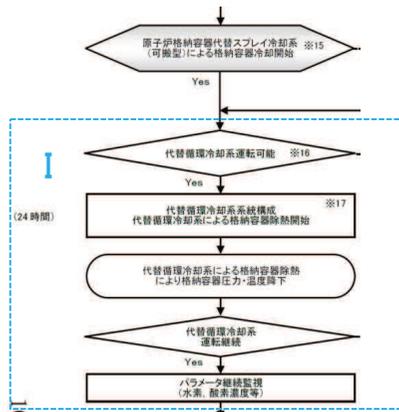
①

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
6	原子炉格納容器代替スプレィ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内へのスプレィ ※1	運転員 （中央制御室，現場）	3※2	385分以内
		重大事故等対応要員	10※2	

※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

※2 有効性評価の重要事故シーケンスにおいては、運転員1名および重大事故等対応要員9で想定時間は385分以内である。





保安規定添付 1-3 表 2 0 重大事故等対策における操作の成立性

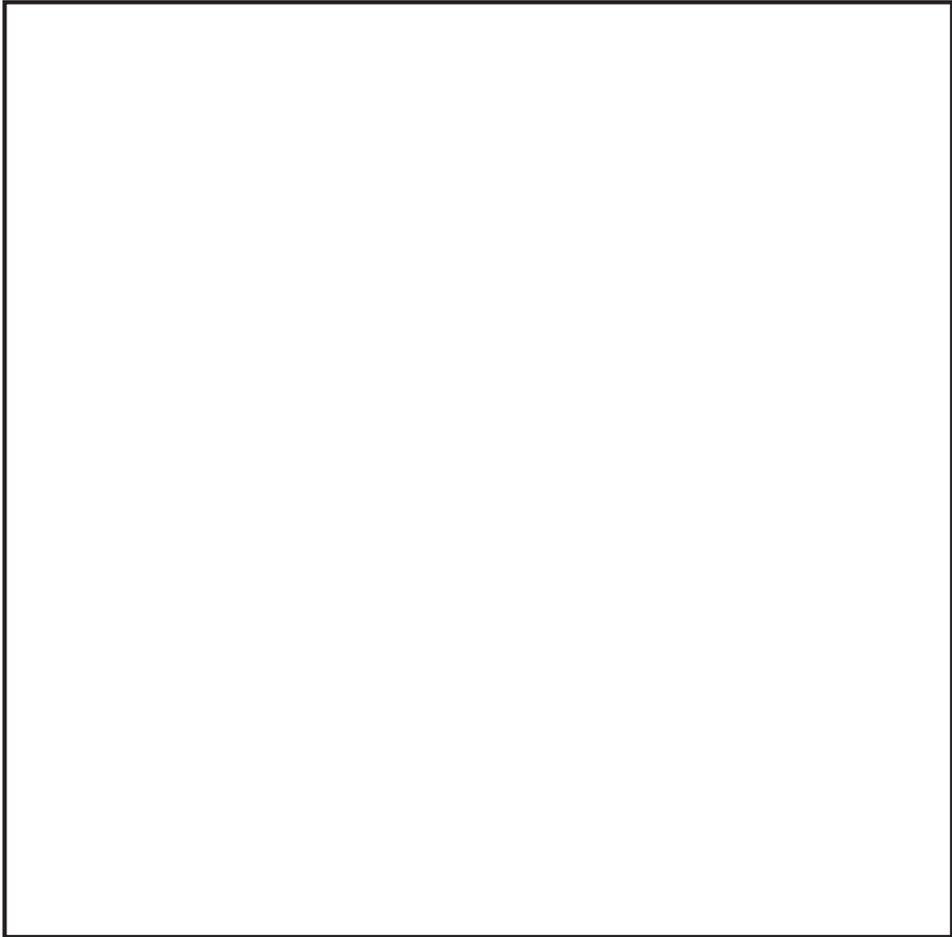
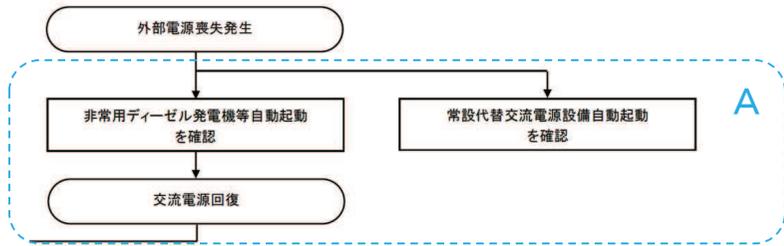
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 7	代替循環冷却系使用時における原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保※1	操作手順 5 と同様		

※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
5	原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保※1	運転員 (中央制御室, 現場)	3	540分以内
		重大事故等対応要員	6	

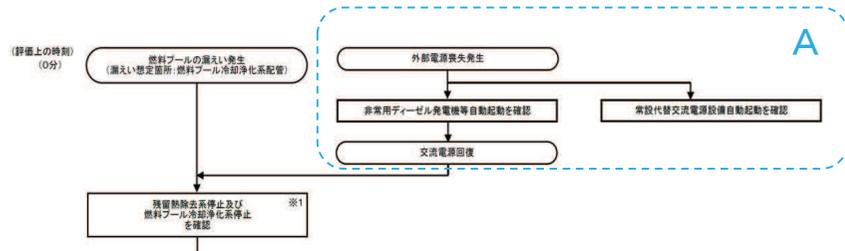
※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

※2 有効性評価の重要事故シーケンスにおいては、運転員 1 名および重大事故等対応要員 9 で想定時間は 385 分以内である。



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

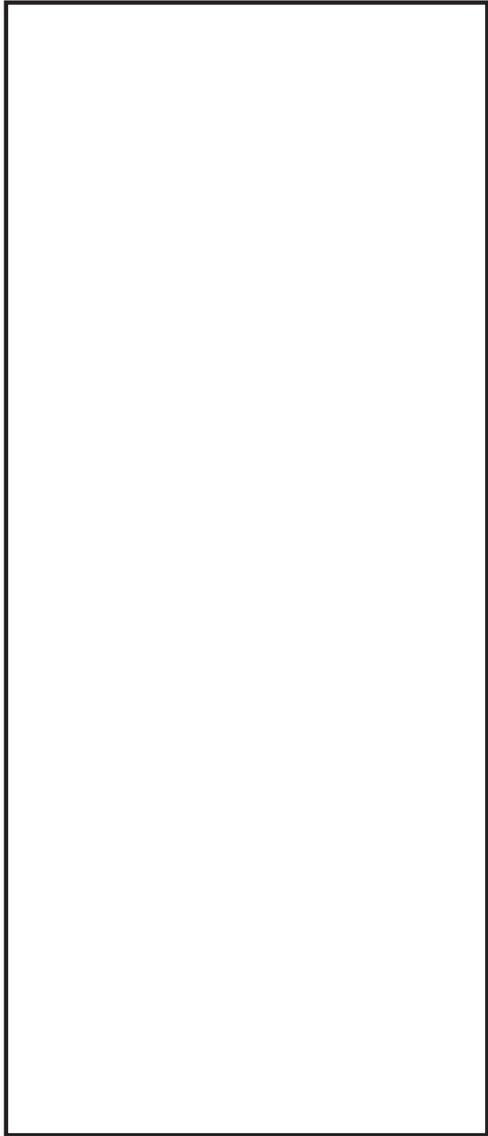
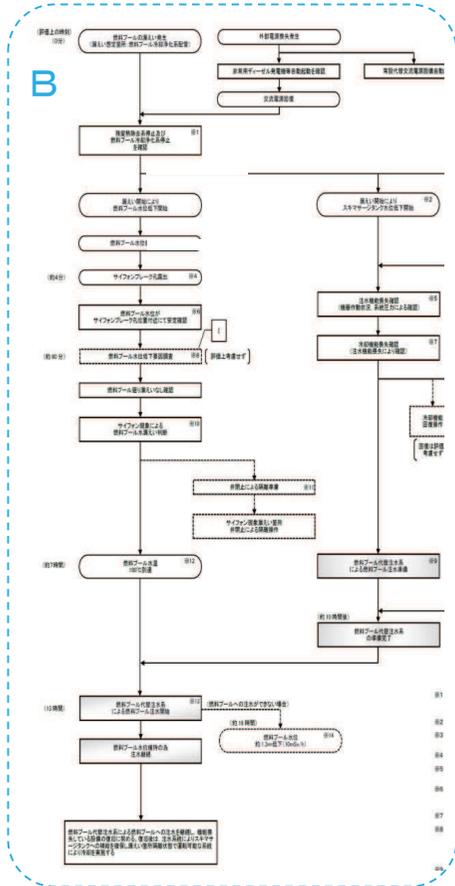
1-III. 14-2



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

1-III. 15-2

保安規定 添付1-3



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もしくは注水機能の喪失時また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

発電課長および発電所対策本部は、残留熱除去系（燃料プール水の冷却）および燃料プール冷却浄化系の有する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または使用済燃料プール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、以下の手段により使用済燃料プールへ注水する。

なお、大容量送水ポンプ（タイプ I）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 代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）および淡水貯水槽（No. 2））を水源として、大容量送水ポンプ（タイプ I）により燃料プール代替注水系（常設配管）から注水する。

[手順着手の判断基準]

以下のいずれかの状況に至った場合。

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

- ② 大容量送水ポンプ（タイプ I）により燃料プール代替注水系（常設配管）から注水できない場合、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）および淡水貯水槽（No. 2））を水源として、大容量送水ポンプ（タイプ I）により燃料プール代替注水系（可搬型）から注水する。

[手順着手の判断基準]

以下のいずれかの状況に至り、燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水ができない場合。ただし、燃料取替床へアクセスできる場合。

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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

保安規定 添付1-3

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もしくは注水機能の喪失時また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

発電課長および発電所対策本部は、残留熱除去系（燃料プール水の冷却）および燃料プール冷却浄化系の有する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または使用済燃料プール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、以下の手段により使用済燃料プールへ注水する。

なお、大容量送水ポンプ（タイプ I）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 代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）および淡水貯水槽（No. 2））を水源として、大容量送水ポンプ（タイプ I）により燃料プール代替注水系（常設配管）から注水する。

[手順着手の判断基準]

以下のいずれかの状況に至った場合。

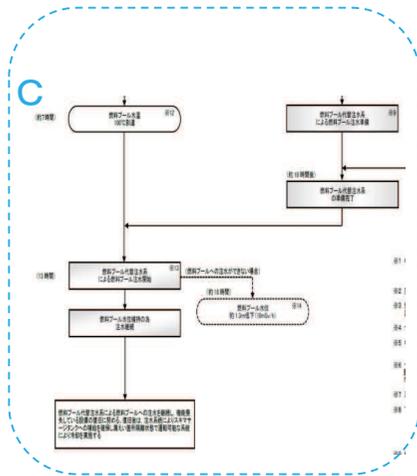
- ・燃料プール水位低警報または燃料プール温度高警報が発生した場合。
- ・使用済燃料プールの冷却機能または注水機能が喪失し、復旧が見込めない場合。

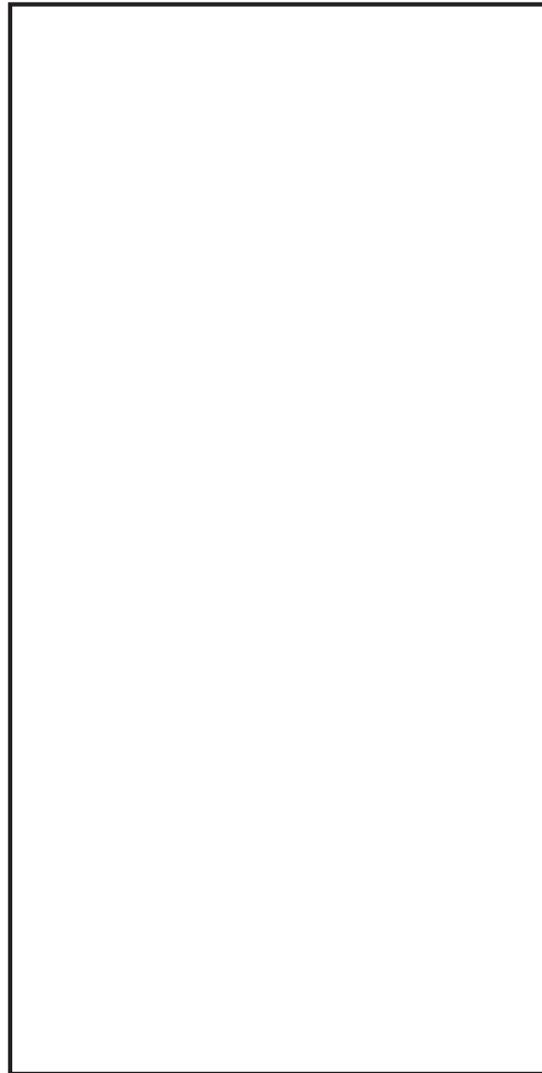
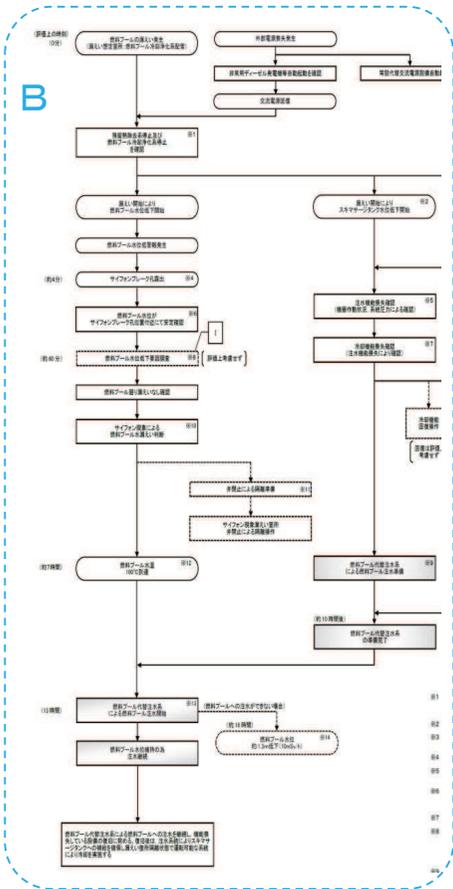
- ② 大容量送水ポンプ（タイプ I）により燃料プール代替注水系（常設配管）から注水できない場合、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）および淡水貯水槽（No. 2））を水源として、大容量送水ポンプ（タイプ I）により燃料プール代替注水系（可搬型）から注水する。

[手順着手の判断基準]

以下のいずれかの状況に至り、燃料プール代替注水系（常設配管）による使用済燃料プールへの注水ができない場合。ただし、燃料取替床へアクセスできる場合。

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





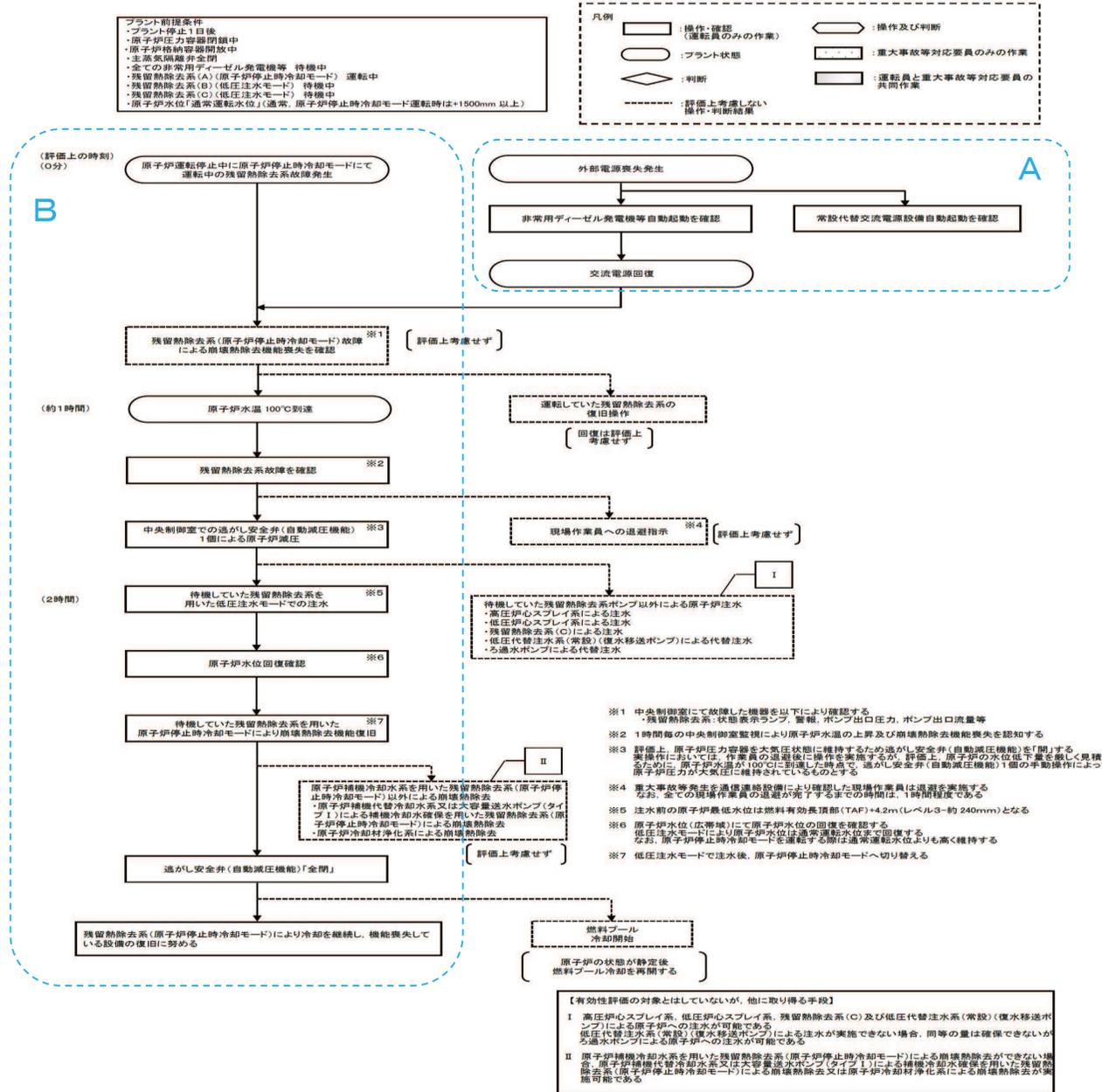
保安規定 添付1-3 表20 重大事故等対策における操作の成立

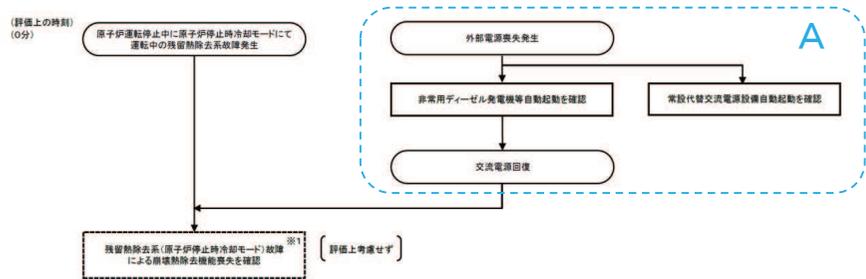
操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 1 1	燃料プール代替注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水	運転員 （中央制御室、現場）	3	380分以内
		重大事故等対応要員	10	

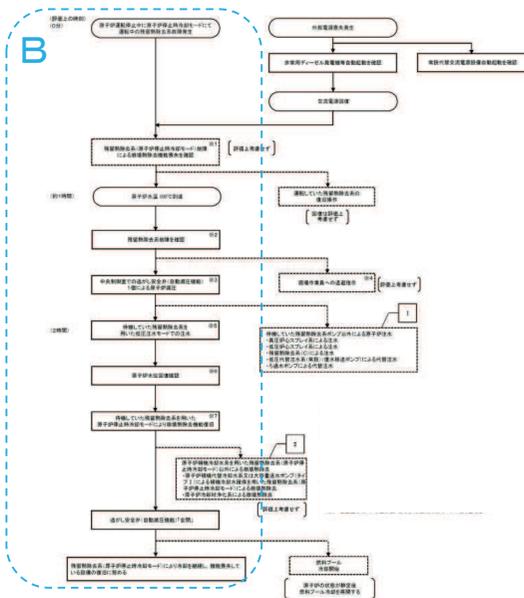
Ⅲ. 重要事故シーケンス等の対応手順に対する保安規定の記載内容の整理

16. 「崩壊熱除去機能喪失」の対応手順の概要

第7. 4. 1-3図 「崩壊熱除去機能喪失」の対応手順の概要







保安規定 添付1-3

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）

発電課長は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モードまたは原子炉停止時冷却モード）または低圧炉心スプレイ系が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いる。

[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、復水給水系、原子炉隔離時冷却系および高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

低圧炉心スプレイ系については、復水給水系、原子炉隔離時冷却系および高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

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）以上に維持され、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

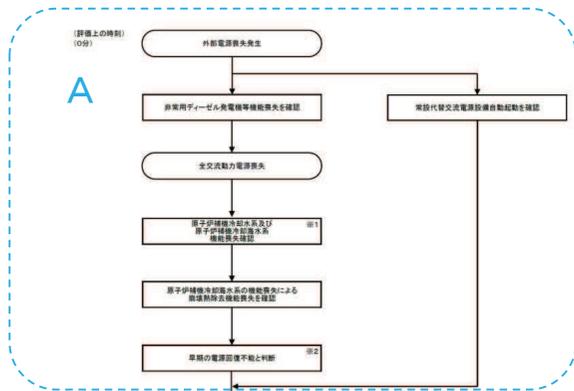
対応手段等

重大事故等対処設備（設計基準拡張）

発電課長は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード、サブプレッションプール水冷却モードまたは格納容器スプレイ冷却モード）および原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）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。

[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および原子炉格納容器内の除熱が必要な場合。



保安規定 添付1-3

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

代替交流電源設備による給電

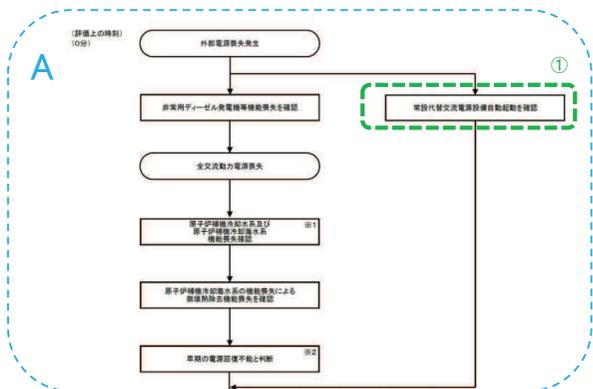
発電課長および発電所対策本部は、全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手段により非常用所内電気設備または代替所内電気設備へ給電する。

- ① 常設代替交流電源設備を用いて給電する。
- ② 常設代替交流電源設備を用いて給電できない場合は、可搬型代替交流電源設備等を用いて給電する。

[手順着手の判断基準]

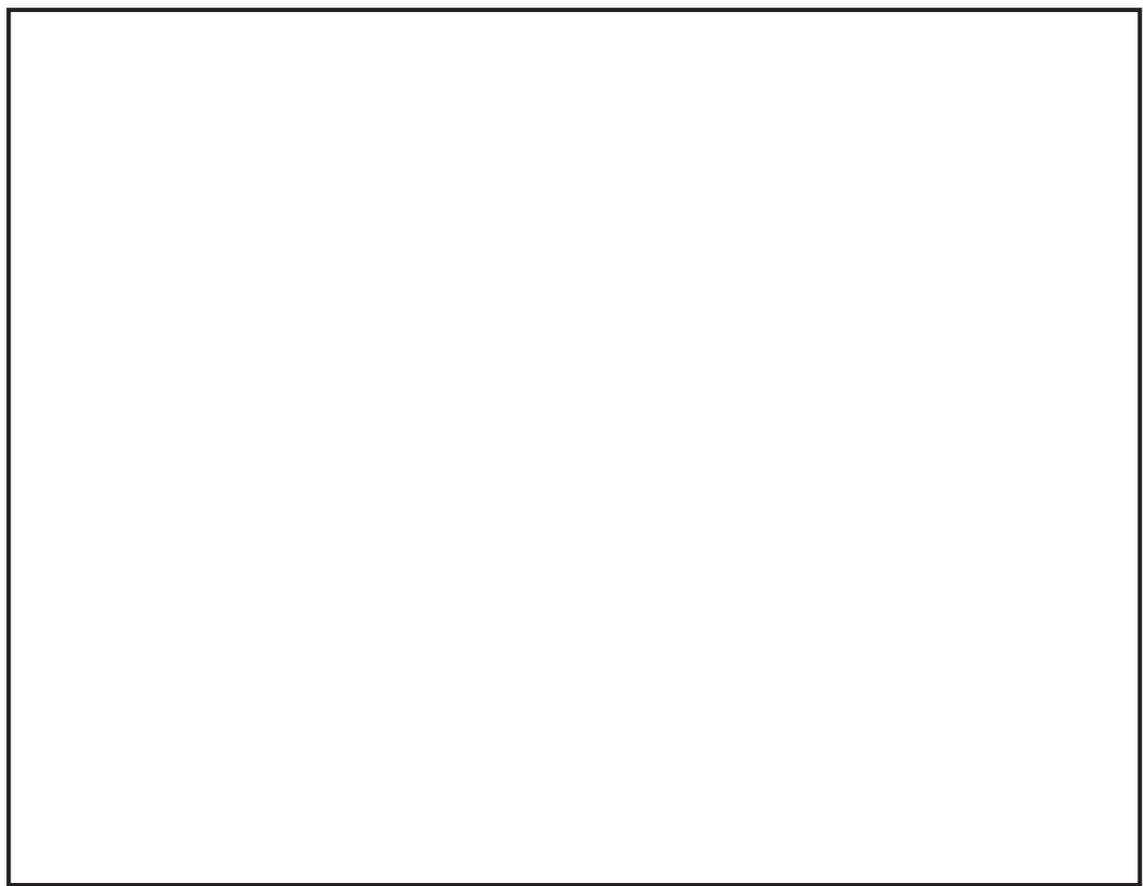
外部電源、非常用ディーゼル発電機および高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機によるメタクラ2C系およびメタクラ2D系への給電ができない場合。

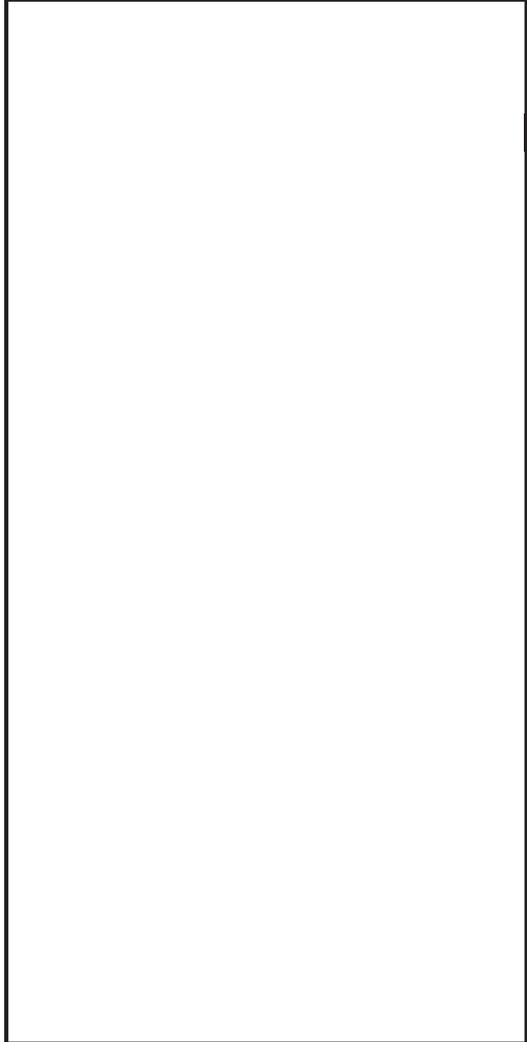
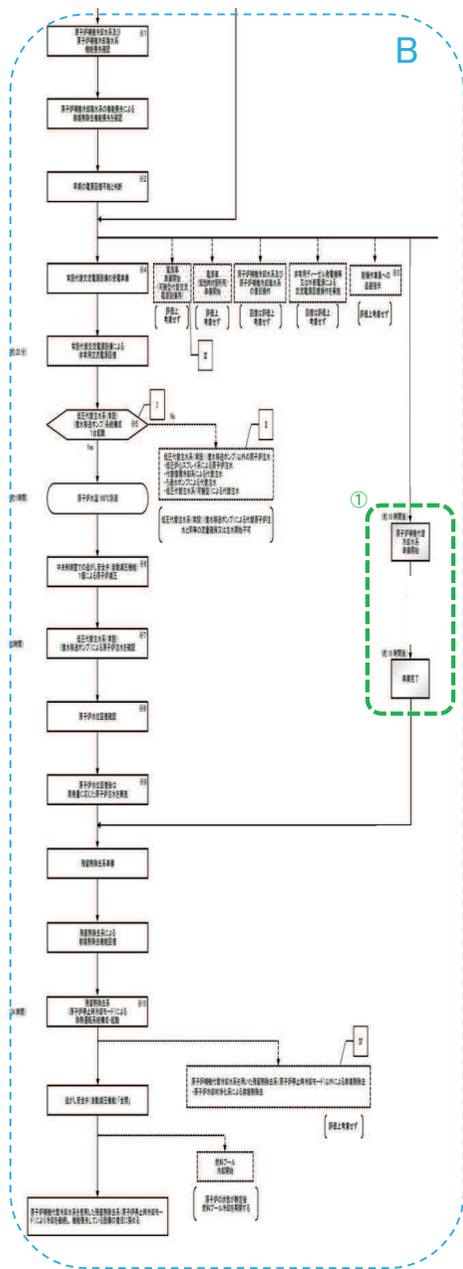




保安規定 添付1-3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 14	常設代替交流電源設備による給電 (ガスタービン発電機によるメタクラ2C系およびメタクラ2D系受電)	運転員 (中央制御室)	2	45分以内
		保修班員	2	



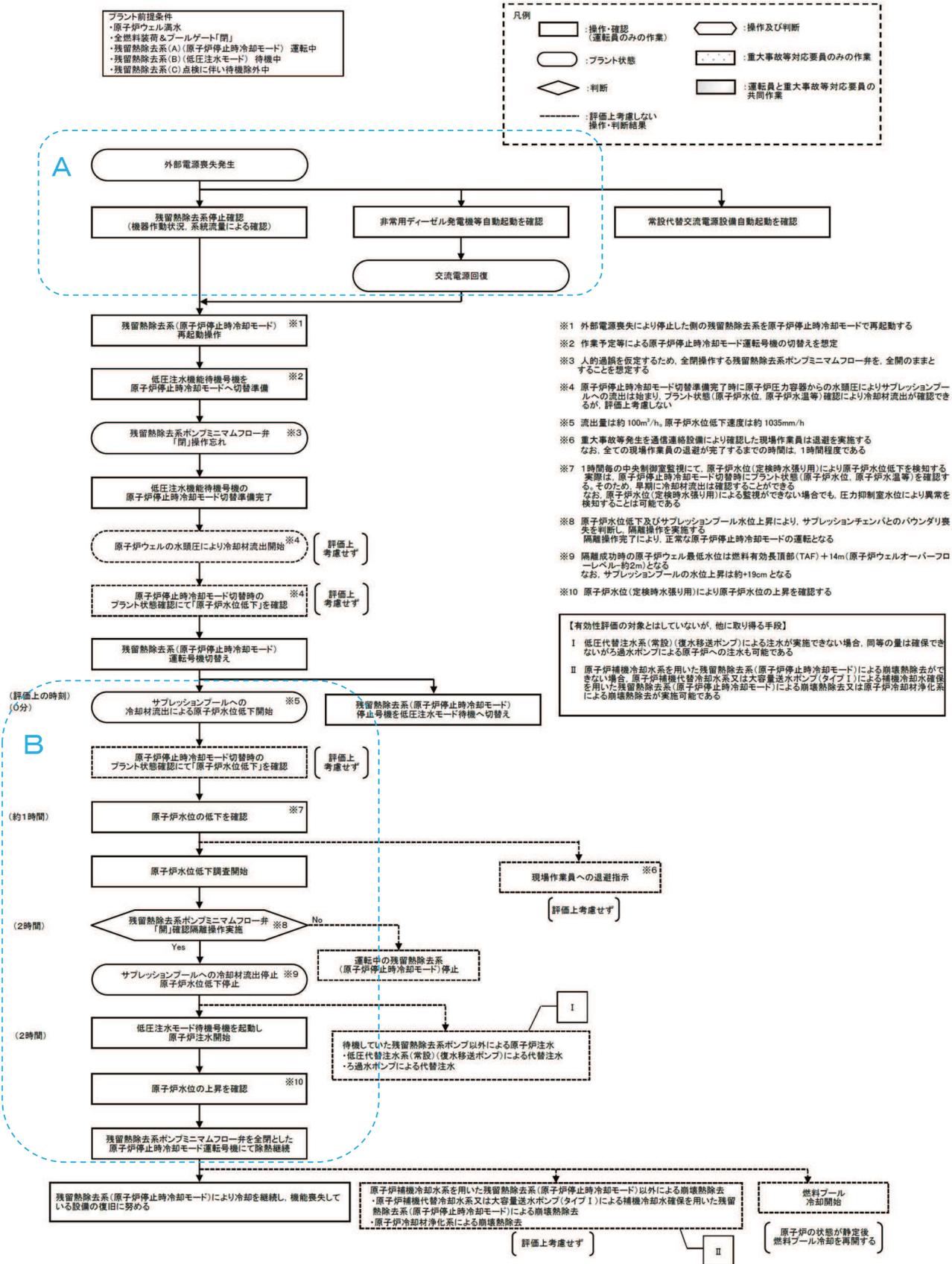


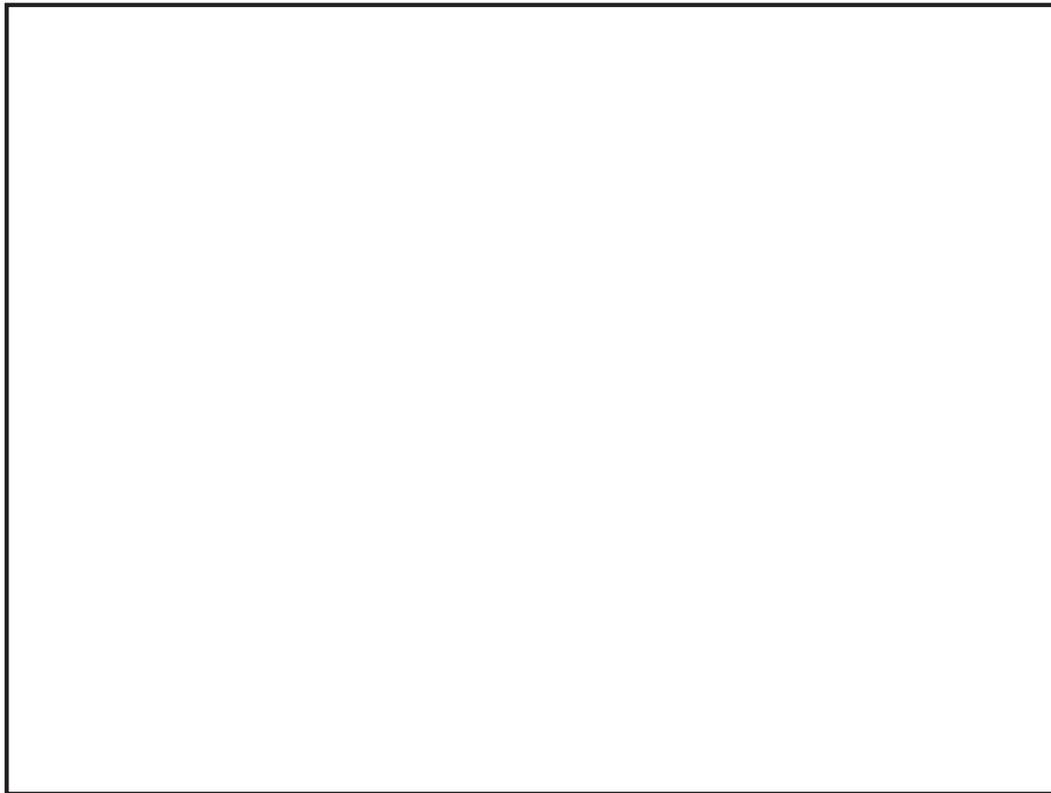
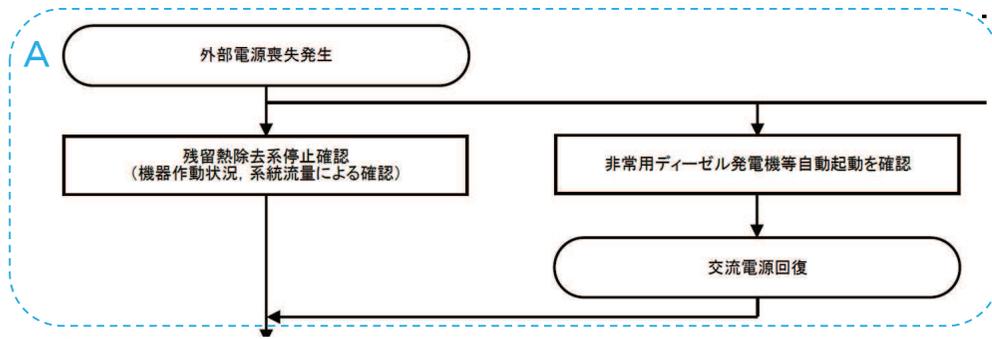
保安規定 添付1-3 表20 重大事故等対策における操作の成立性

操作手順	対応手段	要員	要員数	想定時間
① 5	原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保※1	運転員 (中央制御室, 現場)	3	540分以内
		重大事故等対応要員	6	

※1 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

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1-3

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）

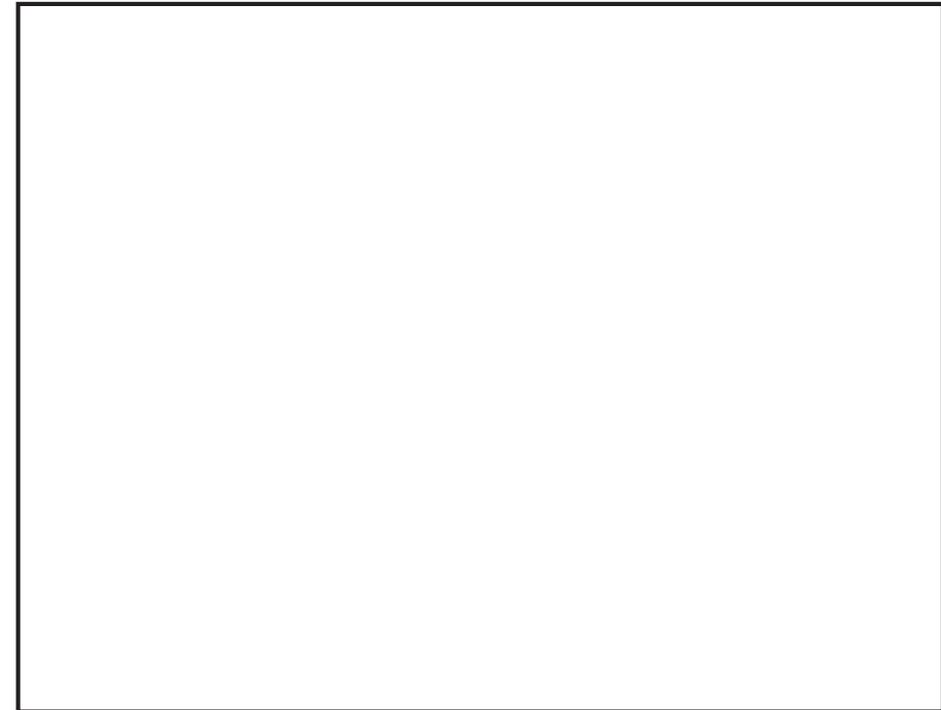
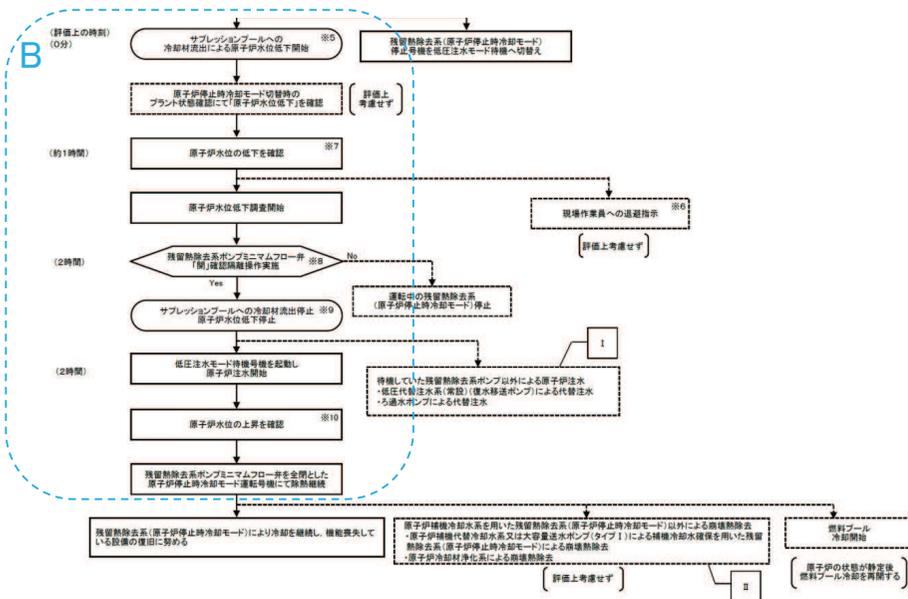
発電課長は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水モードまたは原子炉停止時冷却モード）または低圧炉心スプレイ系が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け重大事故等の対処に用いる。

[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、復水給水系、原子炉隔離時冷却系および高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

低圧炉心スプレイ系については、復水給水系、原子炉隔離時冷却系および高圧炉心スプレイ系による原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器内の水位を原子炉水位低（レベル3）以上に維持できない場合。

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）以上に維持され、かつ原子炉圧力指示値が規定値以下の場合。



枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2. 火災，溢水及びその他自然災害に係る対応と保安規定記載内容について

目 次

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

I. 火災発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付 1-2	関連する 品質マネジメント文書
<p style="text-align: center;">事象発生前の対応</p> <p>①消火用水の確保 ②防火帯の維持・管理 ③油量制限管理 ④巡視点検（火災発生有無の確認） ⑤持込可燃物の管理 ⑥火気作業時の管理 ⑦延焼防止 ⑧定検作業時の運用 ⑨施設管理・点検 ⑩評価条件の変更に伴う影響確認</p> <p style="text-align: center;">事象発生時の対応</p> <p>①⑤消火要員による消火活動 ②故障警報発生時の対応 ③⑧火災感知器動作時の対応 ③⑥⑦消火設備動作時及び使用時の対応 ④自動消火設備動作時の対応 ⑨⑪排煙設備の起動 ⑩水素感知時の対応 ⑫⑬外気取入ダンパ閉、換気空調系の停止、再循環運転 ⑭代替設備の確保 ⑮原子炉施設の損傷の有無を確認 ⑯火災発生の有無の確認</p>	<p>（火災発生時の体制の整備）</p> <p>第17条 2号炉について、防災課長は、火災が発生した場合（以下「火災発生時」という。）における原子炉施設の保全のための活動^{*1}を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、計画は、添付1-2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害および有毒ガス対応に係る実施基準」に従い策定する。</p> <p>（1）発電所から消防機関へ通報するために必要な専用回線を使用した通報設備設置^{*2}に関すること</p> <p>（2）火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置に関すること</p> <p>（3）火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練に関すること</p> <p>（4）火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材の配備に関すること</p> <p>（5）発電所における可燃物の適切な管理に関すること</p> <p>2. 2号炉について、各課長は、前項の計画に基づき、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。</p> <p>3. 2号炉について、各課長は、第2項の活動の実施結果をとりまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価するとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、防災課長に報告する。防災課長は、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. 2号炉について、発電課長は、火災の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性がある^{と判断した場合は}、発電管理課長に報告する。発電管理課長は、所長、原子炉主任技術者および関係課長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. 3号炉について、防災課長は、初期消火活動のための体制の整備として、次の措置を講じる。</p> <p>（1）中央制御室から消防機関へ通報するための専用回線を使用した通報設備を設</p>	<p>1. 火災</p> <p>1. 5 手順書の整備</p> <p>（1）防災課長は、原子炉施設全体を対象とした火災防護対策を実施するために定める火災防護計画に以下の項目を含める。</p> <p>a. 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および教育訓練、火災発生防止のための活動、火災防護設備の施設管理、点検および火災情報の共有化等</p> <p>b. 原子炉施設の安全機能を有する構築物、系統および機器を設置する火災区域および火災区画を考慮した火災の発生防止、火災の早期感知および消火ならびに火災の影響軽減の3つの深層防護の概念に基づく火災防護対策</p> <p>c. 重大事故等対処施設を設置する火災区域および火災区画を考慮した火災の発生防止、火災の早期感知および消火の2つの深層防護の概念に基づく火災防護対策</p> <p>d. 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</p> <p>e. 安全施設を外部火災から防護するための運用等</p> <p>（2）防災課長は、以下の活動を実施することを品質マネジメント文書に定める。</p> <p>a. 消火活動</p> <p>①各課長は、火災発生現場の確認および中央制御室への連絡ならびに消火器、消火栓等を用いた消火活動を実施する。</p> <p>b. 消火設備故障時の対応</p> <p>②発電課長は、消火設備の故障警報が発信した場合、中央制御室および必要な現場の制御盤の警報の確認を実施する。</p> <p>c. 消火設備のうち、自動消火設備を設置する火災区域または火災区画における火災発生時の対応</p> <p>（a）③発電課長は、火災感知器が作動した場合、火災区域または火災区画からの退避警報、自動消火設備の動作状況の確認を実施する。</p> <p>（b）④発電課長は、自動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。</p> <p>d. 消火設備のうち、手動操作による固定式消火設備を設置する火災区域または火災区画における火災発生時の対応</p> <p>（a）⑤発電課長は、火災感知器が作動し、火災を確認した場合、消火活動を実施する。</p> <p>（b）⑥発電課長は、消火が困難な場合、職員の退避確認後に固定式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。</p> <p>e. 格納容器内における火災発生時の対応</p> <p>⑦発電課長は、原子炉の起動中およ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および必要な運転操作等を実施する。</p> <p>f. 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。）</p> <p>（a）⑧発電課長は、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二酸化炭素消火器を用いた消火活動を行い、プラント運転状況の確認等を実施する。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。</p> <p>（b）⑨発電課長は、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</p>	<p>【体制】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・火災防護計画（要領書） ・防火管理要領書 <p>【事象発生前の対応】</p> <p>①, ④</p> <ul style="list-style-type: none"> ・火災防護計画（要領書） ・パトロール要領書 <p>②</p> <ul style="list-style-type: none"> ・火災防護計画（要領書） ・防火帯等管理手順書 <p>⑤</p> <ul style="list-style-type: none"> ・火災防護計画（要領書） ・可燃物・危険物保管管理手順書 <p>⑥</p> <ul style="list-style-type: none"> ・火災防護計画（要領書） ・火気使用作業管理要領書 <p>③, ⑧, ⑩</p> <ul style="list-style-type: none"> ・火災防護計画（要領書） <p>⑦</p> <ul style="list-style-type: none"> ・火災防護計画（要領書） ・防火帯等管理手順書 ・可燃物・危険物保管管理手順書 ・危険取扱および防火戸開放作業等許可運用管理手順書 <p>⑨</p> <ul style="list-style-type: none"> ・火災防護計画（要領書） ・保守業務実施要領書 <p>【事象発生時の対応】</p> <p>①, ⑭</p> <ul style="list-style-type: none"> ・火災防護計画（要領書） ・防火管理要領書 <p>②~④, ⑥, ⑧~⑬</p> <ul style="list-style-type: none"> ・火災防護計画（要領書） ・運転手順書 <p>⑤, ⑦</p> <ul style="list-style-type: none"> ・火災防護計画（要領書） ・防火管理要領書

I. 火災発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付 1-2	関連する 品質マネジメント文書
	<p>置する^{*2}。</p> <p>(2) 初期消火活動を行う要員として、10名以上（発電所合計数）を常駐させるとともに、この要員に対する火災発生時の通報連絡体制を定める。</p> <p>(3) 自衛消防隊に対して、火災発生時における初期消火活動等に関する総合的な教育訓練を実施する。</p> <p>(4) 化学消防自動車、泡消火薬剤等の初期消火活動のために必要な資機材^{*3}を配備する。</p> <p>6. 3号炉について、各課長は、原子炉施設に火災が発生した場合は、早期消火および延焼の防止に努めるとともに、火災鎮火後、原子炉施設の損傷の有無を確認し、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>7. 3号炉について、各課長は、発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等において震度5弱以上の地震が観測された場合、地震終了後、原子炉施設^{*4}の火災発生の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>8. 3号炉について、発電課長は、第13条に定める巡視により、火災発生の有無を確認する。</p> <p>9. 3号炉について、防災課長は、前各号に定める初期消火活動のための体制について、総合的な訓練および初期消火活動の結果を1年に1回以上評価するとともに、評価結果に基づき、より適切な体制となるよう必要な見直しを行う。</p> <p>※1：消防機関への通報、消火または延焼の防止その他公設消防隊が火災の現場に到着するまでに行う活動を含む。また、火災の発生防止、火災の早期感知および消火ならびに火災による影響の軽減に係る措置を含む（以下、本条において同じ。）。</p> <p>※2：一般回線の代替設備である専用回線、通報設備が点検または故障により使用不能となった場合を除く。ただし、点検後または修復後は遅滞なく復旧させる。</p>	<p>るため、排煙設備を起動する。</p> <p>g. 水素濃度検知器が設置される火災区域または火災区画における水素濃度上昇時の対応</p> <p>⑩ 発電課長は、換気空調設備の運転状態の確認、換気空調設備の追加起動または切替え等を実施する。</p> <p>h. 火災発生時の煙の充満により消火活動に支障を生じた際のポンプ室の消火活動</p> <p>⑪ 固定式消火設備による消火後、自衛消防隊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。</p> <p>i. 消火用水の最大放水量の確保</p> <p>⑬ 防災課長は、屋内消火栓用の水源である消火水槽には最大放水量62.4m³および消火タンクには最大放水量31.2m³に対して、十分な水量を確保する。また、屋外消火栓用の水源である屋外消火系消火水タンクには最大放水量84.0m³に対して、十分な水量を確保する。</p> <p>j. 防火帯の維持・管理</p> <p>⑭ 防災課長は、防火帯の維持・管理を実施する。</p> <p>k. 外部火災によるばい煙発生時の対応</p> <p>⑮ 発電課長は、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および換気空調系の停止または中央制御室の事故時運転モードによる建屋内へのばい煙の侵入の防止を実施する。</p> <p>l. 外部火災による有毒ガス発生時の対応</p> <p>⑯ 発電課長は、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、換気空調系の停止または中央制御室の事故時運転モードによる建屋内への有毒ガスの侵入の防止を実施する。</p> <p>m. 外部火災によりモニタリングポストが影響を受けた場合</p> <p>⑰ 放射線管理課長は、モニタリングポストが外部火災の影響を受けた場合、代替設備をモニタリングポスト周辺に設置できる場合はその周辺に設置し、モニタリングポスト周辺に設置できない場合は、防火帯の内側同一方向に設置する。</p> <p>n. 油貯蔵設備の運用</p> <p>⑱ 防災課長は、油貯蔵設備の油量制限を実施する。</p> <p>o. 火災予防活動（巡視点検）</p> <p>⑲ 各課長は、巡視点検により、火災発生の有無の確認を実施する。</p> <p>p. 火災予防活動（可燃物管理）</p> <p>⑳ 防災課長は、原子炉施設の安全機能を有する構築物、系統および機器を設置する火災区域または火災区画については、当該施設を火災から防護するため、恒設機器および点検等に使用する可燃物（資機材）の総発熱量が、制限発熱量を超えない管理（持込みと保管）およ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。</p> <p>q. 火災予防活動（火気作業等の管理）</p> <p>㉑ 各課長は、火災区域または火災区画において、溶接等の火気作業を実施する場合、火気作業前に計画を策定するとともに、火気作業時の養生、消火器等の配備、監視人の配置等を実施する。</p> <p>r. 延焼防止</p> <p>㉒ 防災課長は、重大事故等対処施設を設置する屋外の火災区域では、周辺施設および植生との隔離を確保し、火災区域内の周辺の植生区域については、除草等の管理を実施し、延焼防止を図る。</p> <p>s. 火災鎮火後の原子炉施設への影響確認</p> <p>㉓ 各課長は、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無を確</p>	<p>・運転手順書</p> <p>⑮</p> <ul style="list-style-type: none"> ・火災防護計画（要領書） ・防火管理要領書 ・火災、内部溢水、火山影響等およびその他自然災害対応後における保安確認要領書 <p>⑯</p> <ul style="list-style-type: none"> ・火災防護計画（要領書） ・防火管理要領書 ・女川原子力発電所地震後における保安確認要領書

I. 火災発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付 1-2	関連する 品質マネジメント文書						
	<p>※3</p> <table border="1" data-bbox="566 304 936 437"> <thead> <tr> <th>設備</th> <th>数量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>化学消防自動車※5</td> <td>1台※6※7</td> </tr> <tr> <td>泡消火薬剤 (化学消防自動車保 有分を含む)</td> <td>1500リットル以 上※7</td> </tr> </tbody> </table> <p>※4：重要度分類指針におけるクラス1，2，3の機能を有する構築物，系統および機器とする。</p> <p>※5：400リットル毎分の泡放射を同時に2口行うことが可能な能力を有すること。</p> <p>※6：化学消防自動車が，点検または故障の場合には，※5に示す能力を有する水槽付消防ポンプ自動車等をもって代用することができる。</p> <p>※7：発電所合計数</p>	設備	数量	化学消防自動車※5	1台※6※7	泡消火薬剤 (化学消防自動車保 有分を含む)	1500リットル以 上※7	<p>認するとともに，その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>t. 地震発生時における火災発生の有無の確認</p> <p>⑩各課長は，発電所周辺のあらかじめ定めた測候所等において震度5弱以上の地震が観測された場合，地震終了後，原子炉施設の火災発生の有無を確認するとともに，その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>u. 定事検停止時等における運用管理</p> <p>⑧防災課長は，定事検停止時等の作業に伴う防護対象設備の不待機や扉の開放等，影響評価上設定したプラント状態の一時的な変更時においても，その状態を踏まえた必要な安全機能が損なわれないよう管理を行う。</p> <p>v. 施設管理，点検</p> <p>⑨各課長は，火災防護に必要な設備の要求機能を維持するため，施設管理計画に基づき適切に施設管理，点検を実施するとともに，必要に応じ補修を行う。</p> <p>なお，格納容器内に設置する火災感知器については，起動時の窒素ガス封入後に作動信号を切り替え，次のプラント停止後には速やかに健全性を確認し機能喪失した火災感知器を取り替える。</p> <p>w. ⑩火災影響評価条件の変更の要否確認</p> <p>(a) 内部火災影響評価</p> <p>各課長は，設備改造等を行う場合，都度，防災課長へ設備更新計画を連絡し内部火災影響評価への影響確認を行う。</p> <p>防災課長は，内部火災影響評価にて改善すべき知見が得られた場合には改善策の検討を行う。</p> <p>また，定期的に内部火災影響評価を実施し，評価結果に影響がある際は，原子炉施設内の火災に対しても，安全保護系および原子炉停止系の作動が要求される場合には，火災による影響を考慮しても，多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく，原子炉の高温停止および冷温停止を達成し維持できることを確認するために，内部火災影響評価の再評価を実施する。</p> <p>(b) 外部火災影響評価</p> <p>防災課長は，評価条件を定期的に確認し，評価結果に影響がある場合は，発電所敷地内外で発生する火災が外部事象防護対象施設へ影響を与えないことおよび火災の二次的影響に対する適切な防護対策が施されていることを確認するために，外部火災影響評価の再評価を実施する。</p>	
設備	数量								
化学消防自動車※5	1台※6※7								
泡消火薬剤 (化学消防自動車保 有分を含む)	1500リットル以 上※7								

II. 内部溢水発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付 1-2	関連する 品質マネジメント文書
<p style="text-align: center;">事象発生前の対応</p> <p>①運転時間実績の管理 ②水密扉の運用 ③屋外タンクの水量運用 ④排水誘導経路に対する管理 ⑤定事検停止時等の作業における運用管理 ⑥配管の肉厚管理 ⑦施設管理・点検 ⑧評価条件の変更に伴う影響確認 ⑨B, Cクラス機器運用管理</p> <p style="text-align: center;">事象発生時の対応</p> <p>①溢水時の対応操作 ②使用済燃料プールへの注水および冷却対応操作 ③原子炉施設の損傷の有無を確認 ④滞留区画等の排水作業</p>	<p>(内部溢水発生時の体制の整備 (2号炉)) 第17条の2 2号炉について、防災課長は、原子炉施設内において溢水が発生した場合(以下「内部溢水発生時」という。)における原子炉施設の保全のための活動^{※1}を行う体制の整備として、次の事項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、計画は、添付1-2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害および有毒ガス対応に係る実施基準」に従い策定する。</p> <p>(1) 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</p> <p>(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</p> <p>(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. 2号炉について、各課長は、前項の計画に基づき、内部溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。</p> <p>3. 2号炉について、各課長は、第2項の活動の実施結果をとりまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価するとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、防災課長に報告する。防災課長は、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. 2号炉について、発電課長は、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かと判断した場合は、発電管理課長に報告する。発電管理課長は、所長、原子炉主任技術者および関係課長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(以下、本条において同じ)。</p>	<p>2. 内部溢水</p> <p>2. 4 手順書の整備</p> <p>(1) 防災課長は、以下の活動を実施することを品質マネジメント文書に定める。</p> <p>a. 溢水発生時の措置に関する手順</p> <p>(a) ①発電課長は、<u>想定破損による溢水、消火水の放水による溢水、地震起因による溢水およびその他の要因による溢水が発生した場合の措置を行う。</u></p> <p>(b) ②発電課長は、<u>燃料プール冷却浄化系または燃料プール補給水系が機能喪失した場合、残留熱除去系による使用済燃料プールの注水および冷却の措置を行う。</u></p> <p>b. 運転時間実績管理</p> <p>①防災課長は、<u>運転実績(高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の2%またはプラント運転期間の1%より小さい)により、低エネルギー配管として</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>c. 水密扉の閉止状態の管理</p> <p>②発電課長は、<u>中央制御室等において水密扉監視設備等の警報監視により、必要な水密扉の閉止状態の確認を行う。また、各課長は、水密扉開放後の確実な閉止操作および閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。</u></p> <p>d. 屋外タンクの水量の管理</p> <p>③防災課長は、<u>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、必要な屋外タンクの水量を管理する。</u></p> <p>e. 溢水発生時の原子炉施設への影響確認に関する手順</p> <p>③各課長は、<u>原子炉施設に溢水が発生した場合は、事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</u></p> <p>f. 排水誘導経路に対する管理</p> <p>④発電課長は、<u>排水を期待する設備等の状態監視を行う。また、防災課長は、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>g. 定事検停止時等における運用管理</p> <p>⑤防災課長は、<u>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>h. 施設管理、点検</p> <p>(a) ⑥各課長は、<u>配管の想定破損評価において、応力評価の結果により破損形状の想定を行う配管は、評価結果に影響するような減肉がないことを確認するために、継続的な肉厚管理を行う。</u></p> <p>(b) ⑦各課長は、<u>浸水防護設備を維持するため、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>i. 溢水評価条件の変更の要否を確認する手順</p> <p>⑧防災課長は、<u>各種対策設備の追加および資機材の持ち込み等により評価条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> <p>j. B, Cクラス機器運用管理</p> <p>⑨各課長は、<u>地震起因による溢水において、溢水源となる機器のうち運用によって溢水を考慮しない機器について、プラント運転中および停止中において系統運用を停止し、隔離(水抜き)する。</u></p> <p>k. 排水手順</p> <p>④各課長は、<u>溢水発生後、滞留区画等の排水作業を行う。</u></p>	<p>【事象発生前の対応】 ①, ②, ③, ④, ⑨ ・内部溢水対応要領書</p> <p>⑤, ⑦ ・内部溢水対応要領書 ・保守業務実施要領書</p> <p>⑥ ・内部溢水対応要領書 ・肉厚管理要領</p> <p>⑧ ・内部溢水対応要領書 ・常時・一時保管物品管理要領書 ・内部溢水管理手順書</p> <p>【事象発生時の対応】 ①, ② ・内部溢水対応要領書 ・運転手順書</p> <p>③ ・内部溢水対応要領書 ・火災、内部溢水、火山影響等およびその他自然災害対応後における保安確認要領書 ・原子炉主任技術者の職務等運用要領</p> <p>④ ・内部溢水対応要領書</p>

III. 津波発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付 1-2	関連する 品質マネジメント文書
<p style="text-align: center;">事象発生前の対応</p> <p>①水密扉の閉止状態の管理 ②浸水防止蓋および防潮壁鋼製扉の管理 ③施設管理・点検 ④⑤津波評価条件の変更の要否確認</p> <p style="text-align: center;">事象発生時の対応</p> <p>①大津波警報発令時の常用系海水ポンプの停止（プラント停止） ②③燃料等輸送船の緊急退避 ④津波襲来時の監視 ⑤原子炉施設の損傷の有無を確認 ⑥代替設備の確保</p>	<p>（その他自然災害発生時等の体制の整備） 第17条の4 2号炉について、防災課長は、原子炉施設内においてその他自然災害（「地震、津波、竜巻、積雪等」をいう。以下、本条において同じ。）が発生した場合における原子炉施設の保全のための活動^{*1}を行う体制の整備として、次の事項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、計画は、添付1-2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害および有毒ガス対応に係る実施基準」に従い策定する。</p> <p>（1）その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置に関すること</p> <p>（2）その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練に関すること</p> <p>（3）その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材の配備に関すること</p> <p>2. 2号炉について、各課長は、前項の計画に基づき、その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。</p> <p>3. 2号炉について、各課長は、第2項の活動の実施結果を取りまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、防災課長に報告する。防災課長は、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. 2号炉について、発電課長は、その他自然災害の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、発電管理課長に報告する。発電管理課長は、所長、原子炉主任技術者および関係課長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. 2号炉について、原子力部長は、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. 2号炉について、原子力部長は、その他</p>	<p>5. 津波</p> <p>5. 4 手順書の整備</p> <p>(1) 防災課長は、以下の活動を実施することを品質マネジメント文書に定める。</p> <p>a. 津波の襲来が予想される場合の対応</p> <p>(a) ①発電課長は、<u>発電所を含む地域に大津波警報が発表された場合、原子炉を停止し、冷却操作を開始する。また、海水ポンプ室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（循環水ポンプおよびタービン補機冷却海水ポンプ）を停止する。ただし、以下の場合はその限りではない。</u></p> <p>i. <u>大津波警報が誤報であった場合。</u></p> <p>ii. <u>発電所から遠方で発生した地震に伴う津波であって、津波が到達するまでの間に大津波警報が解除または見直された場合。</u></p> <p>(b) ②各課長は、<u>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表された場合、荷役作業を中断し、陸側作業員および輸送物の退避に関する措置を実施する。</u></p> <p>(c) ③各課長は、<u>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></p> <p>(d) ④発電課長は、<u>津波監視カメラおよび取水ビット水位計による津波の襲来状況の監視を実施する。</u></p> <p>b. 水密扉の閉止状態の管理</p> <p>①発電課長は、<u>中央制御室等において水密扉監視設備等の警報監視により、必要な水密扉の閉止状態の確認を行う。また、各課長は、水密扉開放後の確実な閉止操作および閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。</u></p> <p>c. 浸水防止蓋および防潮壁鋼製扉の管理</p> <p>②各課長は、<u>浸水防止蓋および防潮壁鋼製扉開放後の確実な閉止操作および閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。</u></p> <p>d. 波発生時の原子炉施設への影響確認</p> <p>⑤各課長は、<u>発電所を含む地域に大津波警報が発表された場合は、事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</u></p> <p>e. 施設管理、点検</p> <p>③各課長は、<u>津波防護施設、浸水防止設備および津波監視設備について、その要求機能を維持するため、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。</u></p> <p>f. 津波評価条件の変更の要否確認</p> <p>(a) ④各課長は、<u>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>(b) ⑤防災課長は、<u>津波評価に係る評価条件を定期的に確認する。</u></p> <p>g. 代替設備の確保</p> <p>⑥各課長は、<u>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>	<p>【事象発生前の対応】</p> <p>①</p> <ul style="list-style-type: none"> ・自然災害対応要領書 ・内部溢水対応要領書 <p>②, ④, ⑤</p> <ul style="list-style-type: none"> ・自然災害対応要領書 <p>③</p> <ul style="list-style-type: none"> ・自然災害対応要領書 ・保修業務実施要領書 <p>【事象発生後の対応】</p> <p>①, ④</p> <ul style="list-style-type: none"> ・自然災害対応要領書 ・運転手順書 <p>②, ③</p> <ul style="list-style-type: none"> ・自然災害対応要領書 ・使用済燃料の運搬手順書 ・低レベル放射性固体廃棄物搬出管理手順書 <p>⑤</p> <ul style="list-style-type: none"> ・自然災害対応要領書 ・火災、内部溢水、火山影響等およびその他自然災害対応後における保安確認要領書 ・原子炉主任技術者の職務等運用要領書 <p>⑥</p> <ul style="list-style-type: none"> ・自然災害対応要領書

III. 津波発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付 1 - 2	関連する 品質マネジメント文書
	<p>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. 2号炉について、原子力部長は、地震観測および影響確認に関する活動を実施する。</p> <p>8. 2号炉について、原子力部長は、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>9. 3号炉について、各課長は、震度5弱以上の地震が観測^{※2}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、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>10. 3号炉について、発電課長は、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^{※1}と判断した場合は、発電管理課長に報告する。発電管理課長は、所長、原子炉主任技術者および関係課長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。</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> <p>※2：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>		

IV. 竜巻発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付1-2	関連する 品質マネジメント文書									
<p style="text-align: center;">事象発生前の対応</p> <p>①屋外常設物、屋外仮設物の固縛、固定及び隔離 ②重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備の位置的分散 ③施設管理・点検</p> <p style="text-align: center;">事象発生時の対応</p> <p>①竜巻襲来が予想される場合の車両の退避・固縛 ②竜巻襲来が予測される場合の屋外クレーン作業の中止 ③竜巻防護扉の閉止 ④代替設備、補修のために必要な予備品による安全機能維持 ⑤原子炉施設の損傷の有無を確認</p>	<p>(その他自然災害発生時等の体制の整備) 第17条の4 2号炉について、防災課長は、原子炉施設内においてその他自然災害(「地震、津波、竜巻、積雪等」をいう。以下、本条において同じ。)が発生した場合における原子炉施設の保全のための活動^{*1}を行う体制の整備として、次の事項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、計画は、添付1-2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害および有毒ガス対応に係る実施基準」に従い策定する。</p> <p>(1) その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置に関すること (2) その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練に関すること (3) その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材の配備に関すること</p> <p>2. 2号炉について、各課長は、前項の計画に基づき、その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。</p> <p>3. 2号炉について、各課長は、第2項の活動の実施結果を取りまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、防災課長に報告する。防災課長は、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. 2号炉について、発電課長は、その他自然災害の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性がある^{と判断した場合は}、発電管理課長に報告する。発電管理課長は、所長、原子炉主任技術者および関係課長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. 2号炉について、原子力部長は、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. 2号炉について、原子力部長は、その他</p>	<p>6. 竜巻</p> <p>6. 4 手順書の整備 防災課長は、以下の活動を実施することを品質マネジメント文書に定める。</p> <p>(1) 飛来物管理の手順 a. ①各課長は、衝突時に建屋また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^{*1}のうち鋼製材によるものより大きなものについて、設置場所等に応じて固縛、固定または外部事象防護対象施設からの離隔により飛来物とならない管理を実施する。 b. ②各課長は、屋外の重大事故等対処設備について、設計基準事故対処設備と位置的分散を図ることで、設計基準事故対処設備と同時に重大事故等対処設備の機能を損なわないよう管理する。</p> <p style="text-align: center;">※1：設計飛来物の寸法等は、以下のとおり。</p> <table border="1" data-bbox="1070 571 1608 676"> <thead> <tr> <th>飛来物の種類</th> <th>砂利</th> <th>鉄鋼材</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>寸法 (m)</td> <td>長さ×幅×高さ 0.04×0.04×0.04</td> <td>長さ×幅×高さ 4.2×0.3×0.2</td> </tr> <tr> <td>質量 (kg)</td> <td>0.2</td> <td>135</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 竜巻の襲来が予想される場合の対応 a. ①各課長は、車両に関して停車している場所に応じて退避または固縛することにより飛来物とならない管理を実施する。 b. ②各課長は、屋外におけるクレーン作業を中止する。 c. ③発電課長は、外部事象防護対象施設を内包する区画に設置する扉の閉止状態を確認する。また、各課長は、外部事象防護対象施設を内包する区画に設置する扉の開放後の確実な閉止操作および閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。</p> <p>(3) 代替設備の確保 ④各課長は、竜巻の襲来により、安全施設の構造健全性が維持できない場合を考慮して、代替設備による必要な機能の確保、安全上支障のない期間における補修の実施等により、安全機能を維持する。</p> <p>(4) 竜巻発生時の原子炉施設への影響確認 ⑤各課長は、発電所敷地内に竜巻が発生した場合は、事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>(5) 施設管理、点検 ③各課長は、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。</p>	飛来物の種類	砂利	鉄鋼材	寸法 (m)	長さ×幅×高さ 0.04×0.04×0.04	長さ×幅×高さ 4.2×0.3×0.2	質量 (kg)	0.2	135	<p>【事象発生前の対応】 ①, ② ・自然災害対応要領書</p> <p>③ ・自然災害対応要領書 ・保守業務実施要領書</p> <p>【事象発生後の対応】 ①, ②, ③, ④ ・自然災害対応要領書</p> <p>⑤ ・自然災害対応要領書 ・火災、内部溢水、火山影響等およびその他自然災害対応要領書 ・原子炉主任技術者の職務等運用要領</p>
飛来物の種類	砂利	鉄鋼材										
寸法 (m)	長さ×幅×高さ 0.04×0.04×0.04	長さ×幅×高さ 4.2×0.3×0.2										
質量 (kg)	0.2	135										

IV. 竜巻発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付 1 - 2	関連する 品質マネジメント文書
	<p>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. 2号炉について、原子力部長は、地震観測および影響確認に関する活動を実施する。</p> <p>8. 2号炉について、原子力部長は、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>9. 3号炉について、各課長は、震度5弱以上の地震が観測^{※2}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、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>10. 3号炉について、発電課長は、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と判断した場合は、発電管理課長に報告する。発電管理課長は、所長、原子炉主任技術者および関係課長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。</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> <p>※2：観測された震度は発電所周辺のあらかじめ定められた測候所等の震度をいう。</p>		

V. 火山（降灰）発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付1-2	関連する 品質マネジメント文書
<p>無し</p> <p>事象発生前の対応</p> <p>事象発生時の対応</p> <p>①外気取入ダンプの閉止，換気空調系の停止，再循環運転 ②降下火砕物の除去（建屋等） ③火山灰フィルタ取付 ④高圧代替注水系による炉心の冷却 ⑤原子炉隔離時冷却系による炉心の冷却 ⑥緊急時対策扉の開放 ⑦通信連絡設備への給電 ⑧代替設備の確保 ⑨原子炉施設の損傷の有無を確認</p>	<p>（火山影響等発生時の体制の整備（2号炉）第17条の3 2号炉について，防災課長は，火山現象による影響が発生するおそれがある場合または発生した場合（以下「火山影響等発生時」という。）における原子炉施設の保全のための活動^{*1}を行う体制の整備として，次の各号を含む計画を策定し，所長の承認を得る。また，計画は，添付1-2に示す「火災，内部溢水，火山影響等，その他自然災害および有毒ガス対応に係る実施基準」に従い策定する。</p> <p>（1）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. 2号炉について，各課長は，前項の計画に基づき，次の各号を含む火山影響等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。</p> <p>（1）火山影響等発生時における非常用交流動力電源設備の機能を維持するための対策に関すること</p> <p>（2）（1）に掲げるものの他，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すること</p> <p>3. 2号炉について，各課長は，第1項（1）の要員に第2項の手順を遵守させる。</p> <p>4. 2号炉について，各課長は，第2項の活動の実施結果を取りまとめ，第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに，評価の結果に基づき必要な措置を講じ，防災課長に報告する。防災課長は，第1項に定める事項について定期的に評価を</p>	<p>3. 火山影響等，積雪</p> <p>3. 4 手順書の整備 防災課長は，以下の活動を実施することを品質マネジメント文書に定める。</p> <p>（1）①降下火砕物の侵入防止 発電課長は，外気取入口に設置しているバグフィルタ等の差圧監視および外気取入ダンプの閉止，換気空調系の停止または事故時運転モードにより建屋内への降下火砕物の侵入を防止する。</p> <p>（2）②降下火砕物および積雪の除去作業 各課長は，降下火砕物の堆積または積雪が確認された場合は，降下火砕物および積雪より防護すべき屋外の施設ならびに降下火砕物および積雪より防護すべき施設を内包する建屋について，堆積により施設に悪影響を及ぼさないよう降下火砕物および積雪を除去する。</p> <p>（3）③非常用ディーゼル発電機の機能を維持するための対策 原子炉課長は，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火山灰フィルタの取り付けを実施する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 気象庁が発表する降灰予報（「速報」または「詳細」）により女川原子力発電所を含む地域（女川町，石巻市）への「多量」の降灰が予想された場合，気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において地理的領域（発電所敷地から半径160km）内の火山に噴火が確認されたが，噴火後10分以内に降灰予報が発表されない場合または降下火砕物による発電所への重大な影響が予想された場合。 なお，その後降灰予報が発表され，発電所への降灰が「多量」未満もしくは範囲外となった場合は，体制を解除する。</p> <p>（4）④高圧代替注水系を用いた炉心を冷却するための対策 発電課長は，火山影響等発生時において外部電源喪失および非常用ディーゼル発電機が機能喪失し，かつ原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合は，炉心損傷を防止するため高圧代替注水系を使用し炉心の冷却を行う。</p> <p>a. 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>（5）⑤原子炉隔離時冷却系を用いた炉心の著しい損傷を防止するための対策 発電課長は，火山影響等発生時において外部電源喪失および非常用ディーゼル発電機が機能喪失した場合は，炉心損傷を防止するため原子炉隔離時冷却系を使用し炉心の冷却を行う。</p> <p>a. 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）⑥緊急時対策所の居住性確保に関する対策 各課長は，火山影響等発生時において緊急時対策建屋の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>a. 手順着手の判断基準 気象庁が発表する降灰予報（「速報」または「詳細」）により女川原子力発電所を含む地域（女川町，石巻市）への「多量」の降灰が予想された場合，気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において地理的領域（発電所敷地から半径160km）内の火山に噴火が確認されたが噴火後10分以内に降灰予報が発表されない場合または降下火砕物による発電所への重大な影響が予想された場合。 なお，その後降灰予報が発表され，発電所への降灰が「多量」未満もしくは範囲外となった場合は，体制を解除する。</p>	<p>【事象発生前の対応】 無し</p> <p>【事象発生後の対応】 ①，④，⑤ ・自然災害対応要領書 ・運転手順書</p> <p>② ・自然災害対応要領書 ・除灰・除雪等対応手順書</p> <p>③ ・自然災害対応要領書 ・プレフィルタ設置手順書</p> <p>⑥，⑧ ・自然災害対応要領書</p> <p>⑦ ・自然災害対応要領書 ・重大事故等対応要領書（EHG）</p> <p>⑨ ・自然災害対応要領書 ・火災，内部溢水，火山影響等およびその他自然災害対応後における保安確認要領書 ・原子炉主任技術者の職務等運用要領</p>

V. 火山（降灰）発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付 1-2	関連する 品質マネジメント文書																														
	<p>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. 2号炉について、発電課長は、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、発電管理課長に報告する。発電管理課長は、所長、原子炉主任技術者および関係課長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. 2号炉について、原子力部長は、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>(7) ⑦通信連絡設備に関する対策</p> <p>火山影響等発生時における通信連絡について、降下火砕物の影響を受けない有線系の設備を複数手段確保することにより機能を確保する。非常用ディーゼル発電機の機能が喪失した場合には、<u>電源車（緊急時対策所用）から緊急時対策所内の通信連絡設備へ給電する。</u></p> <p>火山影響等発生時にはフィルタの取替え・清掃が容易なフィルタコンテナを接続する。</p> <p>a. 電源車（緊急時対策所用）による給電準備</p> <p>防災課長は、火山影響発生時において、電源車（緊急時対策所用）の機能を維持するため、<u>電源車（緊急時対策所用）へのフィルタコンテナの取り付けを実施する。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>気象庁が発表する降灰予報（「速報」または「詳細」）により女川原子力発電所を含む地域（女川町、石巻市）への「多量」の降灰が予想された場合、気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において、地理的領域（発電所敷地から半径160km）内の火山に噴火が確認されたが噴火後10分以内に降灰予報が発表されない場合または降下火砕物による発電所への重大な影響が予想された場合。</p> <p>なお、その後降灰予報が発表され、発電所への降灰が「多量」未満もしくは範囲外となった場合は、体制を解除する。</p> <p>b. 電源車（緊急時対策所用）による給電開始</p> <p>防災課長は、<u>電源車（緊急時対策所用）からの給電準備を行ったのち給電を開始する。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>電源車（緊急時対策所用）による給電開始は、<u>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が不能となった場合。</u></p> <p>c. 電源車（緊急時対策所用）フィルタコンテナのフィルタ取替え</p> <p>防災課長は、<u>電源車（緊急時対策所用）起動から12時間以内にフィルタ取り替えを実施する。</u></p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、非常用ディーゼル発電機からの受電が不能となった場合。</p> <p>火山影響等発生時の対策における主な作業</p> <table border="1" data-bbox="965 991 1758 1393"> <thead> <tr> <th>作業 手順 No.</th> <th>対応手段</th> <th>要員</th> <th>要員数</th> <th>想定時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(3)</td> <td>非常用ディーゼル発電機へ火山灰フィルタ取付け</td> <td>重大事故等対応要員</td> <td>4</td> <td>60分</td> </tr> <tr> <td>(4)</td> <td>高圧代替注水系を用いた炉心冷却</td> <td>運転員 (中央制御室)</td> <td>1</td> <td>15分</td> </tr> <tr> <td>(5)</td> <td>原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却</td> <td>運転員 (中央制御室)</td> <td>1</td> <td>速やかに</td> </tr> <tr> <td>(7) a. b.</td> <td>電源車（緊急時対策所用）による給電の準備作業および給電開始</td> <td>重大事故等対応要員</td> <td>3</td> <td>90分</td> </tr> <tr> <td>(7) c.</td> <td>電源車（緊急時対策所用）フィルタコンテナのフィルタ取替え</td> <td>重大事故等対応要員</td> <td>2</td> <td>50分</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：1班2名で2班が並行で実施する。</p>	作業 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定時間	(3)	非常用ディーゼル発電機へ火山灰フィルタ取付け	重大事故等対応要員	4	60分	(4)	高圧代替注水系を用いた炉心冷却	運転員 (中央制御室)	1	15分	(5)	原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却	運転員 (中央制御室)	1	速やかに	(7) a. b.	電源車（緊急時対策所用）による給電の準備作業および給電開始	重大事故等対応要員	3	90分	(7) c.	電源車（緊急時対策所用）フィルタコンテナのフィルタ取替え	重大事故等対応要員	2	50分	
作業 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定時間																													
(3)	非常用ディーゼル発電機へ火山灰フィルタ取付け	重大事故等対応要員	4	60分																													
(4)	高圧代替注水系を用いた炉心冷却	運転員 (中央制御室)	1	15分																													
(5)	原子炉隔離時冷却系を用いた炉心冷却	運転員 (中央制御室)	1	速やかに																													
(7) a. b.	電源車（緊急時対策所用）による給電の準備作業および給電開始	重大事故等対応要員	3	90分																													
(7) c.	電源車（緊急時対策所用）フィルタコンテナのフィルタ取替え	重大事故等対応要員	2	50分																													

V. 火山（降灰）発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付 1 - 2	関連する 品質マネジメント文書
		<p>(8) ⑧代替設備の確保 各課長は、火山影響等発生時または積雪により、安全施設の構造健全性が維持できない場合を考慮して、代替設備による必要な機能の確保、安全上支障のない期間における補修の実施等により、安全機能を維持する。</p> <p>(9) ⑨降灰時の原子炉施設への影響確認 各課長は、降灰が確認された場合は、原子炉施設への影響を確認するため、降下火砕物より防護すべき施設ならびに降下火砕物より防護すべき施設を内包する建屋について、点検を行うとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</p>	

VI. 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1-2	関連する 品質マネジメント文書
<p style="text-align: center;">事象発生前の対応</p> <p>①発電所敷地内外の有毒化学物質の確認 ②可動源の輸送ルート管理 ③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;">事象発生時の対応</p> <p>無し</p>	<p>(有毒ガス発生時の体制の整備 (2号炉)) 第17条の5 2号炉について、防災課長は、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。) における原子炉施設の保全のための運転員および重大事故等対策要員 (運転員を除く。) (以下「運転・対処要員」という。) の防護のための活動※1を行う体制の整備として、次の事項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、計画は、添付1-2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害および有毒ガス対応に係る実施基準」に従い策定する。</p> <p>(1) 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 (2) 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 (3) 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. 2号炉について、各課長は、前項の計画に基づき、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および手順の整備を実施する。</p> <p>3. 2号炉について、各課長は、第2項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、防災課長に報告する。防災課長は、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. 2号炉について、発電課長は、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かと判断した場合は、発電管理課長に報告する。発電管理課長は、所長、原子炉主任技術者および関係課長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：有毒ガス発生時に行う活動を含む (以下、本条において同じ。)</p>	<p>7. 有毒ガス 7. 4 手順書の整備 (1) 防災課長は、以下の活動を実施することを品質マネジメント文書に定める。 a. 有毒ガス防護の確認に関する手順 (a) ①各課長は、発電所敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質 (以下「固定源」という。) およ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、(b) 項および (c) 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。 (b) ①防災課長は、発電所敷地内および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し、新たな固定源または可動源を評価対象として特定した場合、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。 (c) ②各課長は、可動源の輸送ルートについて、運転員およ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。 b. 有毒ガス発生時の防護に関する手順 (a) ③各課長は、予期せぬ有毒ガスの発生に対して、防護具の着用および防護具のバックアップ体制整備の対策を実施する。</p>	<p>【事象発生前の対応】 ①, ②, ③ ・自然災害対応要領書</p> <p>【事象発生後の対応】 無し</p>

Ⅶ. 地震発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付 1-2	関連する 品質マネジメント文書
<p style="text-align: center;">事象発生前の対応</p> <p>①②③④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 ⑤施設管理・点検</p> <p style="text-align: center;">事象発生時の対応</p> <p>①原子炉施設の損傷の有無を確認 ②代替設備の確保 ③プラントの停止 ④可搬型ポンプユニットによる排水 ⑤原子炉施設の損傷の有無を確認</p>	<p>(その他自然災害発生時等の体制の整備) 第17条の4 2号炉について、防災課長は、原子炉施設内においてその他自然災害(「地震、津波、竜巻、積雪等」をいう。以下、本条において同じ。)が発生した場合における原子炉施設の保全のための活動^{*1}を行う体制の整備として、次の事項を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、計画は、添付1-2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害および有毒ガス対応に係る実施基準」に従い策定する。</p> <p>(1) その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置に関すること</p> <p>(2) その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練に関すること</p> <p>(3) その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材の配備に関すること</p> <p>2. 2号炉について、各課長は、前項の計画に基づき、その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。</p> <p>3. 2号炉について、各課長は、第2項の活動の実施結果を取りまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、防災課長に報告する。防災課長は、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. 2号炉について、発電課長は、その他自然災害の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があるとして判断した場合は、発電管理課長に報告する。発電管理課長は、所長、原子炉主任技術者および関係課長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. 2号炉について、原子力部長は、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. 2号炉について、原子力部長は、その</p>	<p>4. 地震</p> <p>4.4 手順書の整備</p> <p>(1) 防災課長は、以下の活動を実施することを品質マネジメント文書に定める。</p> <p>a. 波及的影響防止に関する手順</p> <p>(a) ①各課長は、<u>波及的影響を防止するよう現場を維持するため、2号炉の機器設置時の配慮事項等を定めて管理する。</u></p> <p>(b) ②各課長は、<u>2号炉の機器・配管等の設置および点検資材等の仮設・仮置時における、耐震重要施設(耐震Sクラス施設)およ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)または常設重大事故緩和設備(設計基準拡張)ならびにこれらが設置される重大事故等対処施設(以下「耐震重要施設等」という。)に対する下位クラス施設^{*1}の波及的影響(4つの観点^{*2}および溢水・火災の観点)を防止する。</u></p> <p>※1: <u>耐震重要施設等以外の施設をいう。</u></p> <p>※2: <u>4つの観点とは、以下をいう。</u></p> <p>i. <u>設置地盤および地震応答性状の相違等に起因する相対変位または不等沈下による影響</u></p> <p>ii. <u>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</u></p> <p>iii. <u>建屋内における下位クラス施設の損傷、転倒および落下等による耐震重要施設等への影響</u></p> <p>iv. <u>建屋外における下位クラス施設の損傷、転倒および落下等による耐震重要施設等への影響</u></p> <p>b. 設備の保管に関する手順</p> <p>(a) ③各課長は、<u>2号炉の可搬型重大事故等対処設備について、地震による周辺斜面の崩壊・溢水・火災等の影響により重大事故等に対処するために必要な機能を喪失しないよう、固縛措置、分散配置、転倒防止対策等による適切な保管がなされていることを確認する。</u></p> <p>(b) ④各課長は、<u>2号炉の可搬型重大事故等対処設備のうち、屋外の車両型設備等について、離隔距離を基に必要な設備間隔を定め適切な保管がなされていることを確認する。</u></p> <p>c. 地震発生時の原子炉施設への影響確認に関する手順</p> <p>①各課長は、<u>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、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</u></p> <p>d. 代替設備の確保</p> <p>②各課長は、<u>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>e. 地下水位低下設備の機能喪失時の対応</p> <p>(a) ③発電課長は、<u>防災課長に可搬型ポンプユニットによる排水措置を依頼する。また、発電課長は、第57条に基づき必要に応じて原子炉を停止する。</u></p> <p>(b) ④防災課長は、<u>第57条に基づき可搬型ポンプユニットによる排水措置を実施する。</u></p> <p>f. 地下水位上昇時の原子炉施設への影響確認</p> <p>⑤各課長は、<u>地下水位が設計用地下水位を超過したおそれがあることを確認した場合は、事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</u></p> <p>g. 地下水位低下設備の施設管理、点検</p> <p>⑤原子炉課長、電気課長、計測制御課長および土木課長は、<u>地下水位低下設備の要求機能</u></p>	<p>【事象発生前の対応】</p> <p>①, ②, ③, ④ ・自然災害対応要領書 ⑤ ・保修業務実施要領書</p> <p>【事象発生後の対応】</p> <p>① ・地震後の保安確認要領書</p> <p>② ・自然災害対応要領書</p> <p>③ ・運転手順書</p> <p>④, ⑤ ・自然災害対応要領書</p>

Ⅶ. 地震発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付 1 - 2	関連する 品質マネジメント文書
	<p>他自然災害のうち地震に関して、新たな波及的影響の観測の抽出を実施する。</p> <p>7. 2号炉について、原子力部長は、地震観測および影響確認に関する活動を実施する。</p> <p>8. 2号炉について、原子力部長は、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>9. 3号炉について、各課長は、震度5弱以上の地震が観測^{※2}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、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>10. 3号炉について、発電課長は、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^{※1}と判断した場合は、発電管理課長に報告する。発電管理課長は、所長、原子炉主任技術者および関係課長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。</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> <p>※2：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>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、必要に応じて補修を行う。</p> <p>h. 地下水位低下設備の設計条件の変更の要否確認</p> <p>(a) 土木課長は、地下水位の観測記録が、設計用地下水位を下回ることを確認する。</p> <p>(b) 土木課長は、地下水位に影響を与える大規模な地盤改良や地中構造物の設置・撤去等を行う場合、設計用地下水位への影響確認を行う。</p>	