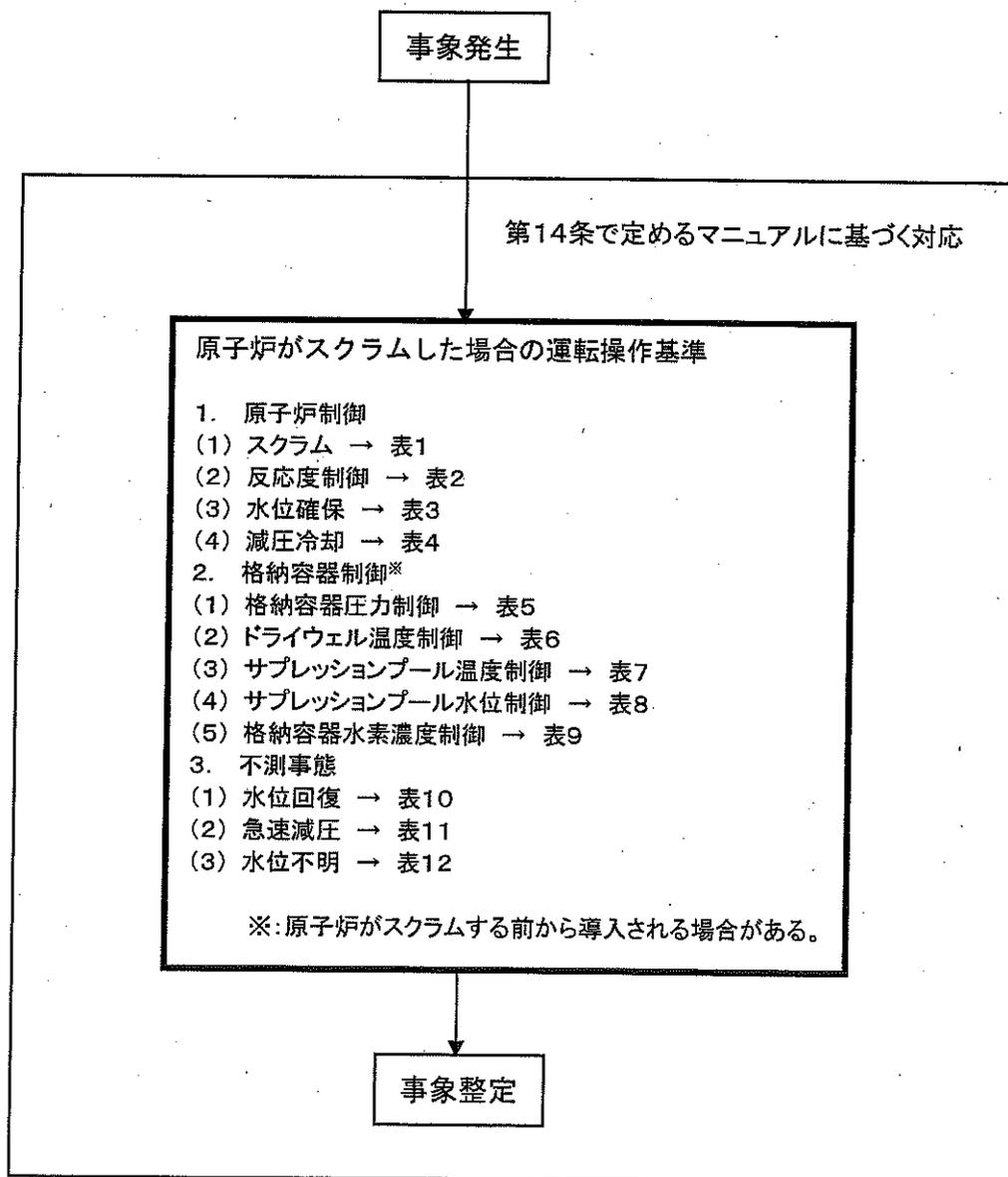


添付 1 原子炉がスクラムした場合の運転操作基準

(第 77 条関連)

原子炉がスクラムした場合の運転操作基準

炉心は、原子力発電所において最大の放射能インベントリを有する部分である。したがって、著しい放射能の放出となる炉心の大損傷を防止するために、原子炉内の核分裂反応を停止し、炉心冷却形状を維持すること及び発電所外への放射能の放出を防止するために格納容器の健全性を維持することが重要である。このため、原子炉の未臨界維持、原子炉の冷却の確保、格納容器の健全性確保に関して、以下の12の運転操作基準について定める。なお、この操作基準を使用する際には、当直長の判断に基づいて、より保守的な（安全側の）操作や事象の進展に応じた監視操作の省略等を妨げるものではない。



また、当直長は、以下の一般的な注意事項について留意する。

- (1) 原子炉スクラム信号が発生した場合には、制御棒位置表示が挿入されていることを示し、かつ中性子束が減少していることにより原子炉スクラムを確認する。
- (2) 原子炉スクラム信号が発生したにもかかわらず、原子炉がスクラムしない場合は直ちに原子炉の手動スクラムを試みる。また、原子炉が自動スクラムすべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、スクラム回路が作動しない場合は、直ちに原子炉を手動スクラムさせる。
- (3) 非常用炉心冷却系、非常用交流電源及び非常用ガス処理系等が自動作動した場合は、2つ以上の独立した計器により状況を確認するまでは、自動作動が正しいものとして対処し、不用意に手動停止しない。
- (4) 非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等が自動作動した場合は、複数の計器によりシステムの健全性及び注入の有無等を確認する。
- (5) 非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等の自動作動信号が発生したにもかかわらず、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等が自動作動しない場合は、直ちに当該設備の手動作動を試みる。また、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等の自動的に起動すべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機、非常用ガス処理系等が作動しない場合は、直ちに当該設備を手動作動する。
- (6) 非常用炉心冷却系が自動作動した場合に、十分な炉心冷却が確保されていることが少なくとも2つ以上の独立した計器により確認できない場合は、非常用炉心冷却系を手動操作してはならない。さらに、炉心冷却が確保され、非常用炉心冷却系の手動操作が必要なくなり、手動停止した場合は、当該システムを必ず自動作動できる状態とする。
- (7) 格納容器隔離信号、原子炉建屋隔離信号が発生した場合は、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖したことを確認する。
- (8) 格納容器隔離信号、原子炉建屋隔離信号が発生したにもかかわらず、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖しない場合は手動で閉鎖することを試みる。また、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖する事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁が自動閉鎖しない場合は、直ちに手動で閉鎖する。
- (9) 格納容器隔離弁、原子炉建屋給排気隔離弁の自動隔離が発生した場合は、放射線モニタの指示を確認し、異常のないことが判明するまで、隔離解除あるいは復旧を行ってはならない。ただし、特段の理由がある場合を除く。

・ 1号炉

表 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。・ 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を行う。・ 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。・ 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。・ 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。・ 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、格納容器制御より優先される。ただし、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。	
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。・ スクラム排出容器ドレン弁、ベント弁の閉鎖を確認する。・ 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又は最大未臨界引抜位置まで挿入されていることを確認し、確認できない場合は手動スクラムを行い「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。・ 原子炉水位、原子炉圧力、原子炉再循環ポンプ速度を確認する。・ 中性子源領域モニタ検出器及び中間領域モニタ検出器を炉心内に挿入する。・ 平均出力領域モニタ、中性子源領域モニタ及び中間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。・ 電動駆動給水ポンプ*及び給水制御系(単要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。・ 給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、高圧注水系を手動作動する。(高圧注水系が自動作動した場合は不要)・ 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系及び高圧注水系と合わせて原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、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」及び「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」及び「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。	
※：電動駆動給水ポンプは、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又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、「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又は非常用復水器系を起動して、原子炉圧力を調整する。また、主蒸気逃がし安全弁の開閉又は非常用復水器系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、復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。
- ・ 主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブプレッションプールの水温が上昇するため、格納容器冷却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、主蒸気逃がし安全弁又は非常用復水器系により制御されていることを連続的に監視する。
- ・ 主蒸気逃がし安全弁の開閉状態又は非常用復水器系の運転状態を連続的に監視する。

D. タービン・電源

- ・ 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。(タービン自動トリップの場合は不要)
- ・ タービントリップ状態、発電機トリップ状態を確認する。
- ・ 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、所内電源を確保するとともに、必要に応じて高圧注水系により原子炉水位を調整する。
- ・ 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し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- ・ 原子炉圧力制御が正常でない場合又は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、発電機の停止状態を確認する。

E. モニタ確認

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

F. 復旧

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

G. 格納容器制御への導入

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。)

表 2

<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。 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」により全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されない場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合 ほう酸水注入系が全量注入完了した場合
<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」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」の順に優先させる。 	
<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未満の場合には「反応度制御」の制御棒操作をいつつ、原子炉制御「水位確保」を並行操作する。 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低判定値以上でタービンが運転中の場合は、原子炉再循環ポンプをランバック後停止する。また、タービンが停止中の場合は、原子炉再循環ポンプを停止する。 原子炉が隔離状態又は主蒸気逃がし安全弁が開の場合、非常用復水器系を起動する。 	
<p>B. ほう酸水注入系</p> <ul style="list-style-type: none"> サプレッションプール水温が原子炉出力・サプレッションプール水温相関曲線のほう酸水注入系起動領域に接近した場合には、ほう酸水注入系を起動する。 原子炉冷却材浄化系が隔離したことを確認する。 ほう酸水注入系を起動した場合には、全量注入完了までほう酸水を注入する。ただし、全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、ほう酸水注入系を停止する。 	
<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」水位不明及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉が隔離状態かつ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上の場合、「水位低下」操作に移行する 「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スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下下限値とする。) ただし、原子炉水位がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下下限値以上に維持できない場合は、原子炉水位を非常用炉心冷却系作動水位以上に維持する。 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低判定値以上で、かつ原子炉が隔離状態でない場合、「水位維持」操作を行う。 「水位維持」操作として、給復水系、制御棒駆動水圧系、非常用炉心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で維持する。ただし、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、原子炉水位を非常用炉心冷却系作動水位以上に維持する。 原子炉水位を非常用炉心冷却系作動水位以上に維持できない場合は、主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し給復水系、制御棒駆動水圧系、非常用炉心冷却系により原子炉水位を非常用炉心冷却系作動水位以上に維持する。 主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開しても、原子炉水位を非常用炉心冷却系作動水位以上に維持できない場合には、主蒸気逃がし安全弁を順次開放する。 原子炉水位を非常用炉心冷却系作動水位以上に維持できない場合は、主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し給復水系、制御棒駆動水圧系、非常用炉心冷却系により原子炉水位を非常用炉心冷却系作動水位以上に維持する。 	

- ・ 主蒸気逃がし安全弁を順次開放しても、原子炉水位を非常用炉心冷却系作動水位以上に維持できない場合には、復水補給水系、消火系、格納容器冷却系を起動して原子炉への注水を開始し、原子炉水位を非常用炉心冷却系作動水位以上に維持する。
- ・ 原子炉水位が自動減圧系作動水位を下回って自動減圧系始動タイマが作動した場合には、自動減圧系始動タイマをリセットし、自動減圧系の動作を阻止する。

D. 「反応度制御」水位不明

- ・ 「反応度制御」水位不明を実行中に全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、不測事態「水位不明」に移行する。
- ・ 主蒸気隔離弁、格納容器隔離弁及び主蒸気管ドレン弁、非常用復水器系並びに高圧注水系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
- ・ 水位不明の場合、主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し、給復水系、制御棒駆動水圧系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。
- ・ 給復水系、制御棒駆動水圧系で注水できない場合、主蒸気逃がし安全弁を順次開し、炉心スプレイ系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。

E. 制御棒

- ・ スクラム弁が閉の場合、代替制御棒挿入機能の動作、スクラムパイロット弁電磁弁の電源切又は制御用空気の排気を行う。
- ・ 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、再度手動スクラム又はスクラム個別スイッチ等によるスクラムを行う。
- ・ 制御棒駆動水圧系の水圧を確保し、制御棒を手動挿入する。
- ・ 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。

表 3

<p>1. 原子炉制御 (3) 水位確保</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合 ・ 「反応度制御」において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未満の場合 ・ 「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サブプレッションプール圧力を格納容器設計圧力以下に維持できる場合 ・ 不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合 ・ 不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉水位、原子炉圧力及び格納容器隔離、並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。 ・ 作動すべきものが不作動の場合は、手動で作動させる。 <p>B. 水位</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 給復水系、制御棒駆動水圧系、非常用炉心冷却系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。 ・ 原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に回復、維持できない場合は、有効燃料頂部以上に維持する。 ・ 給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位以下となった場合には制御棒駆動水圧系、復水補給水系、消火系及び格納容器冷却系による原子炉注水の準備を行う。 ・ 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・ 原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び「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。 	

表 4

<p>1. 原子炉制御 (4) 減圧冷却</p>	
<p>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。</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、主蒸気隔離弁が閉状態かつ主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力の調整ができない場合。 ・原子炉制御「水位確保」において、有効燃料頂部から原子炉水位低スクラム設定値の間に維持可能な場合 ・「サブプレッションプール水温制御」において、手動スクラム後、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合 ・「サブプレッションプール水位制御」において、手動スクラムした場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力が原子炉停止時冷却系の使用可能圧力以下で、原子炉停止時冷却系が起動し、原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できる場合
<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及びサブプレッションプール水温を十分監視しながら、主蒸気逃がし安全弁の開閉を間欠に行う。さらに、サブプレッションプール水温上昇を均一にするように開閉する主蒸気逃がし安全弁を選択する。また、サブプレッションプール水温上昇防止のため、格納容器冷却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、制御棒駆動水圧系、非常用炉心冷却系を使用して、原子炉水位を有効燃料頂部から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。 ・原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 <p>B. 減圧</p> <ul style="list-style-type: none"> ・給復水系による原子炉注水ができない場合、炉心スプレイ系が少なくとも1台運転可能でなければ、原子炉圧力を高圧注水定格流量維持最低圧力以下に減圧してはならない。 ・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。 ・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の場合、主蒸気逃がし安全弁又は非常用復水器系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。 ・原子炉圧力が原子炉停止時冷却系の使用可能圧力以下の場合は、原子炉停止時冷却系を起動する。原子炉停止時冷却系が起動できない場合は、復旧を図る。 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に確保する。 	

表 5

<p>2. 格納容器制御 (1) 格納容器圧力制御</p>	
<p>①目的 ・格納容器圧力を監視し、制御する。</p>	
<p>②導入条件 ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合</p>	<p>③脱出条件 ・ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであり、かつドライウエルベントを実施した場合 ・24時間以内にドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合</p>
<p>④基本的な考え方 ・ドライウエル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、格納容器設計圧力に達する前に原子炉を急速減圧し、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。 ・格納容器内で原子炉冷却材圧力バウンダリの大破断が発生した場合、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプール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、炉心再冠水後速やかにサブプレッションプールのスプレイを起動する。</p>	
<p>⑤主な監視操作内容</p>	
<p>A. 格納容器圧力制御 <ul style="list-style-type: none"> ・ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。 ・ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。 ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、原子炉水位が有効炉心長の3分の2に相当する水位以上で安定し、炉心スプレイ系、格納容器冷却系の継続的作動を確認した後に、サブプレッションプールのスプレイを起動する。また、「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。 ・原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」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、かつドライウエルスプレイ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の状態が24時間継続した場合、又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に達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイを起動する。 ・サブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力を超え、格納容器最高使用圧力未満の場合は、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下に維持できない場合は、格納容器冷却系を一時ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイとして起動し、格納容器を減圧するとともに原子炉満水操作を行う。 </p>	
<p>B. 原子炉満水 <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位が有効燃料頂部以下になった場合は、不測事態「水位回復」を行う。 ・「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開いているか、又は電動駆動給水ポンプが原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、高圧注水系、非常用復水器系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。 ・給復水系、制御棒駆動水圧系、炉心スプレイ系を使用して原子炉へ注水し、注水量を増して、原子炉水位をできるだけ高く維持する。また、必要に応じて、復水補給水系、ほう酸水注入系[*]、消火系、格納容器冷却系による原子炉注水を行う。 ・サブプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持される場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。 ・サブプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。 </p>	
<p>※：ほう酸水注入系を原子炉注水機能として使用する場合は、純水補給水系を水源とする。以下、各表において同じ。</p>	
<p>C. 格納容器ベント <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を超える場合は、炉心損傷がないことを確認して、格納容器ベントを実施する。 ・格納容器ベントは、不活性ガス系又は非常用ガス処理系のサブプレッションプール側ベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、不活性ガス系又は非常用ガス処理系のドライウエル側ベントラインを使用する。 </p>	

表 6

<p>2. 格納容器制御 (2) ドライウエル温度制御</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドライウエルの空間温度を監視し、制御する。 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合 ・ドライウエル局所温度が格納容器温度高判定値以上の場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度未満で、かつドライウエル局所温度が格納容器温度高判定値未満となった場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドライウエル空間温度がドライウエル設計温度に到達する前にドライウエルスプレイを起動し、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。 ・「反応度制御」を実施中は、「反応度制御」を優先する。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度、又はドライウエル局所温度が格納容器温度高判定値を超えるような場合は、予備のドライウエル換気空調系を運転する。 ・ドライウエル局所温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度に到達した場合、通常停止を行う。 ・ドライウエル局所温度がドライウエル設計温度に到達する前に、原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスプレイを起動する。ドライウエルスプレイが起動しない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・ドライウ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。 ・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」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 	

表 7

<p>2. 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 ・サプレッションプールの水温及び空間部温度を監視し、制御する。</p>	
<p>②導入条件 ・原子炉制御「スクラム」において、主蒸気逃がし安全弁が閉固着の場合 ・サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合 ・サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合</p>	<p>③脱出条件 ・サプレッションプールのバルク水温が24時間以内に通常運転時制限温度以下となった場合 ・サプレッションプールのバルク水温がスクラム制限温度以上で、手動スクラムした場合 ・サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度未満となった場合</p>
<p>④基本的な考え方 ・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、直ちに手動スクラムし、原子炉を減圧する。</p>	
<p>⑤主な監視操作内容</p>	
<p>A. サプレッションプール水温制御</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24時間以内に通常運転時制限温度以下に下がらない場合、原子炉を通常停止する。 ・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。 	
<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局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度まで上昇したらサプレッション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（高圧注水系の異常、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サプレッションプールスプレイ起動温度未満に下がらない場合は、サプレッションプール空間部温度がサプレッションプール設計温度に到達する前に、サプレッションプールスプレイを作動させる。 ・さらに、サプレッションプール水温がスクラム制限温度未満の場合は、原子炉を通常停止し、スクラム制限温度以上の場合は手動スクラムする。 	

表 8

<p>2. 格納容器制御 (4) サプレッションプール水位制御</p>	
<p>①目的 ・サプレッションプール水位を監視し、制御する。</p>	
<p>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</p>	<p>③脱出条件 ・ サプレッションプール水位が24時間以内に通常運転時制限値以内に復旧した場合 ・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値又は通常運転時低水位限界値を超えてスクラムした場合</p>
<p>④基本的な考え方 ・ サプレッションプール高水位は、冷却材喪失事故時の空間部体積を確保する観点から通常運転時高水位限界値以上では原子炉をスクラムし、減圧を開始する。さらに、それ以上の水位では主蒸気逃がし安全弁の動荷重制限及び真空破壊弁機能喪失防止の観点からサプレッションプール水位計測定上限を超えた場合には、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ドライウェルスプレイを実施し、不測事態「急速減圧」する。最終的には、格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。 ・ サプレッションプール低水位は、冷却材喪失事故時の除熱源を確保する観点から通常運転時低水位限界値以下では、原子炉をスクラムし、減圧を開始する。また、サプレッションプール水位計測定下限以下になった場合には、不測事態「急速減圧」へ移行する。</p>	
<p>⑤主な監視操作内容</p>	
<p>A. サプレッションプール水位制御（高水位）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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内に復旧しない場合は、原子炉を通常停止する。 ・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値に到達した場合には、原子炉をスクラムし、原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。 ・ サプレッションプール水位がサプレッションプール水位計測定上限を超えた場合には、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原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し、ドライウェルスプレイを実施するとともに、不測事態「急速減圧」に移行する。なお、サプレッションプール水位の上昇が補給水系等の漏えいによることが判明している場合には、ドライウェルスプレイを作動させない。 ・ サプレッションプール水位が、格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。 	
<p>B. サプレッションプール水位制御（低水位）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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。 ・ サプレッションプール水位が通常運転時低水位限界値以下に到達した場合は、原子炉をスクラムし、原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。 ・ サプレッションプール水位が、サプレッションプール水位計測定下限以下になった場合、復水器が使用可能であれば不測事態「急速減圧」（タービンバイパス弁が使用可能）へ移行し、復水器が使用不能であれば不測事態「急速減圧」へ移行する。 	

表 9

<p>2. 格納容器制御 (5) 格納容器水素濃度制御</p>	
<p>①目的 ・ 格納容器内の水素及び酸素濃度を監視し、制御する。</p>	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉制御「スクラム」から導入され、主蒸気隔離弁全閉後、12時間以内に冷温停止できない場合 ・ 「格納容器圧力制御」においてドライウェル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が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"> ・ 冷却材喪失事故で可燃性ガス濃度制御系が作動し、格納容器内の水素濃度が低下した場合 ・ 主蒸気隔離弁閉、又は原子炉水位不明であるが格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 冷却材喪失事故又は炉心露出が生じた場合には、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。 ・ 原子炉水位不明又は原子炉隔離状態が長時間継続する場合には、格納容器雰囲気測定系により可燃性ガス濃度の監視を開始し、可燃性ガス濃度制御系を作動させることができるようにする。 ・ 再結合器入口の可燃性ガス濃度が高い場合には、ドライウェル酸素・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> <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又は原子炉水位が不明になった場合は、格納容器雰囲気測定系により格納容器内の水素を監視する。 ・ 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、格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度に到達した場合、又は原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合には、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。 ・ 可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては、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又はサプレッションプールのプレイを運転する。 ・ 可燃性ガス濃度制御系の運転は、格納容器内の水素及び酸素濃度に応じて再循環流量及び吸込流量を調整する。 	

表 1 0

3. 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まで低下した場合
- ・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まで低下した場合
- ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合

④基本的な考え方

- ・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代替注水系の起動を行う。
- ・原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合、炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならない。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が1200℃又は燃料被覆管酸化割合が15%に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって、炉心が露出した時刻を記録し、前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系及び復水補給水系等を起動する。

⑤主な監視操作内容

A. 水位回復

- ・原子炉水位が不明の場合、不測事態「水位不明」へ移行する。
- ・原子炉水位が有効燃料頂部より低下した時刻を記録する。
- ・高圧注水系及び非常用復水器系を起動する。
- ・低圧で原子炉へ注水可能な系統[※]のうち、少なくとも2つの系統の起動を試みる。
- ・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、2系統以上の起動ができない場合、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、格納容器冷却系による注水準備を行う。
- ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に回復したら、原子炉制御「水位確保」へ移行する。

※：低圧で原子炉へ注水可能な系統とは、復水ポンプ、炉心スプレイ系A系、炉心スプレイ系B系をいう。以下、各表において同じ。

B. 水位上昇中

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

C. 水位下降中

- ・原子炉圧力が高圧注水系定格流量維持最低圧力以上の場合は、高圧注水系を作動させる。
- ・原子炉圧力が高圧注水系定格流量維持最低圧力以下の場合、又は高圧注水系が作動したにもかかわらず原子炉水位が上昇しない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、1系統以上運転状態とし、不測事態「急速減圧」へ移行する。低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統も運転状態とすることができない場合は、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、格納容器冷却系を起動し、不測事態「急速減圧」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11及び表12も同じ。

表 1 1

<p>3. 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「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 ・「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 ・「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を超えた場合 ・不測事態「水位回復」において、原子炉水位が有効燃料頂部以下で原子炉水位が下降中で原子炉圧力が高圧注水系定格流量維持最低圧力以下の時、低圧で原子炉へ注水可能な系統、代替注水系が起動できた場合 ・不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で高圧注水系が作動できない時、非常用炉心冷却系が1台以上作動している場合 ・不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で高圧注水系が作動しているが、最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できず、非常用炉心冷却系が1台以上作動している場合 ・不測事態「水位不明」において、低圧で原子炉へ注水可能な系統、代替注水系が起動できた場合 ・「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サブプレッションプール水位計測定上限以上になった場合 ・「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サブプレッションプール水位計測定下限以下になった場合 ・「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
<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主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。又は、主蒸気逃がし安全弁を「急速減圧」時必要弁数開放する。 ・主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、高圧注水系、非常用復水器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。
<p>⑤主な監視操作内容</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上又は代替注水系が起動していることを確認する。 ・主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。 ・蒸気逃がし安全弁を「急速減圧」時必要弁数開放できなければ、主蒸気逃がし安全弁を「急速減圧」時必要最小弁数以上開放する。 ・主蒸気逃がし安全弁が1弁も開放できなければ、高圧注水系、非常用復水器系を使用して減圧する。 ・原子炉減圧が不十分である場合、主蒸気隔離弁を開し、タービンバイパス弁と復水器により減圧する。 ・原子炉水位が判明した場合は、不測事態「水位不明」の導入前の制御へ移行する。 ・原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水注入」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。

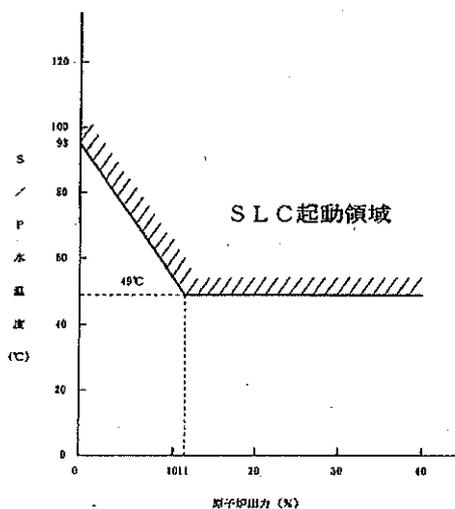
表 1 2

<p>3. 不測事態 (3) 水位不明</p>
<p>①目的 ・原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。</p>
<p>②導入条件 ・「反応度制御」を除き、原子炉制御「スクラム」の他全ての制御において、原子炉水位が不明になった場合 ・「反応度制御」の「水位不明」を実施中に、全ての制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合 ・「ドライウエル温度制御」において、ドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合 ・不測事態「急速減圧」において、原子炉水位が判明しない場合、又はドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合</p>
<p>④基本的な考え方 ・原子炉水位不明時に、給復水系、非常用炉心冷却系、又は代替注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。 ・原子炉注水操作は、使用可能な全ての注水系のうち、1系統以上を作動させ、原子炉圧力とサブ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。</p>
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 注水確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水位不明時刻を記録する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1台以上作動した場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1台も作動しない場合は、高圧注水系、非常用復水器系を作動させる。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1台も作動しない場合は、さらに復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、格納容器冷却系を作動させ、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、格納容器冷却系が作動した場合には、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、格納容器冷却系の全部が作動しない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、格納容器冷却系の復旧を行いこれらの系統が復旧した場合には不測事態「急速減圧」へ移行する。 <p>B. 満水注入</p> <ul style="list-style-type: none"> ・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が1弁以上開放、又は電動駆動給水ポンプによる原子炉注水が可能な場合、「水位計復旧」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明しない場合、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、高圧注水系、非常用復水器系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し、「満水注入」を行う。 ・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が1弁も開放できず、かつ電動駆動給水ポンプによる原子炉注水も不可能な場合は、復水系、炉心スプレイ系、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、格納容器冷却系を使用して原子炉への注水維持を行うとともに、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、高圧注水系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を開ける、又は非常用復水器系により原子炉を減圧する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、いずれか1系統を使用して原子炉へ注水し、注水流量を増加して原子炉を加圧し、原子炉圧力容器満水確認用適正弁数以下の主蒸気逃がし安全弁を開放して原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・原子炉圧力がサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統を1系統ずつ順次起動して、原子炉への注水流量を増加させて、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動しても、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、主蒸気逃がし安全弁の開数を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数まで減らし、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動し、主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開としても原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、格納容器冷却系を起動し、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。

C. 水位計復旧

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

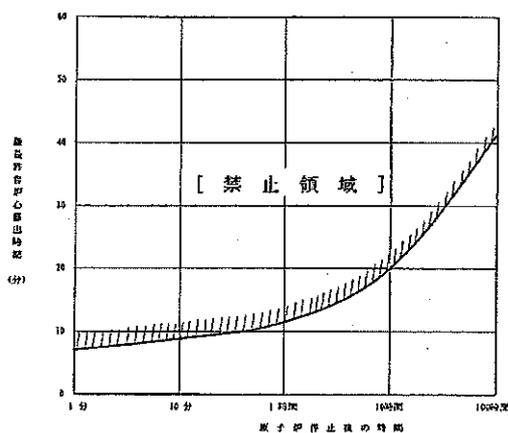
- (1) 最大未臨界引抜位置：0.2 位置
- (2) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値：3%（平均出力領域モニタ）
- (3) 原子炉出力・サプレッションプール水温相関曲線：下図のとおり



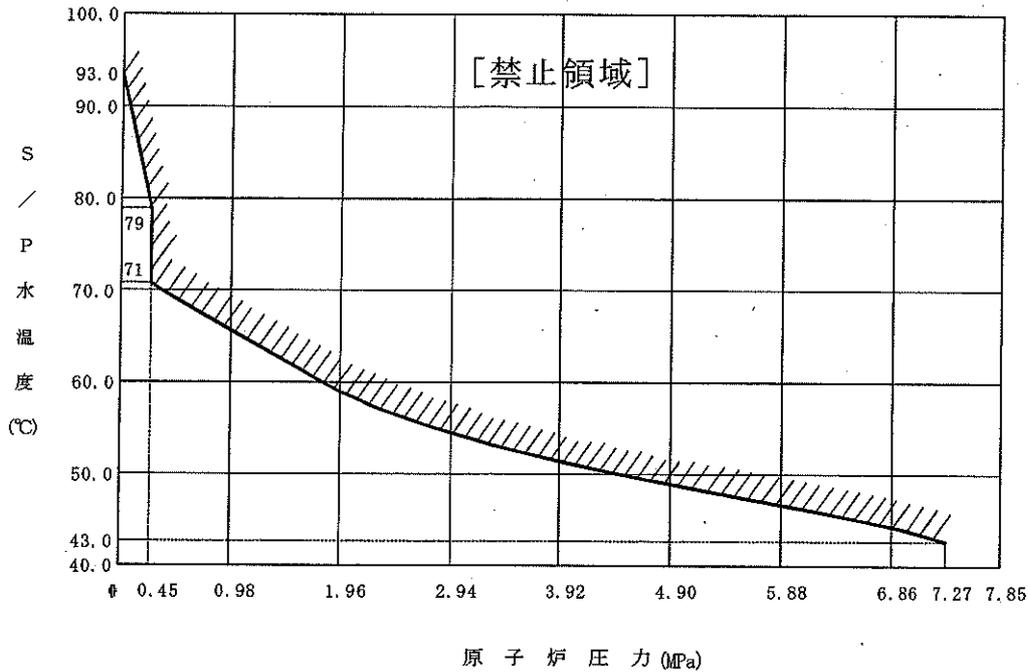
- (4) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值：
原子炉水位異常低 + 500 mm
- (5) 「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数：1 弁
- (6) 「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数：1 弁
- (7) 炉心冠水最低圧力：下表のとおり

開いている主蒸気 逃がし安全弁の数	炉心冠水最低圧力 MP a [gage]
1	5.88
2	2.94
3	1.96
4	1.37

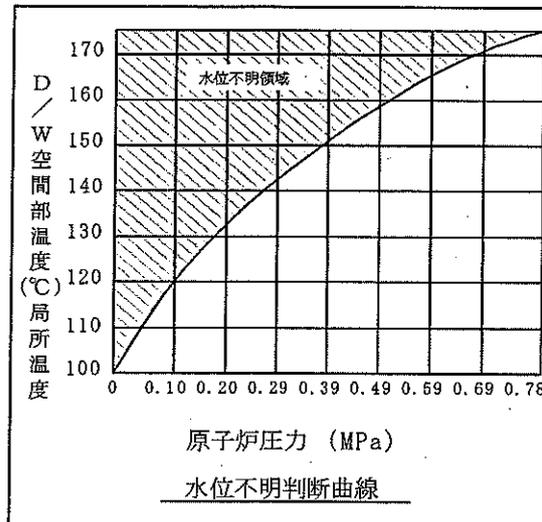
- (8) 最長許容炉心露出時間：下図のとおり



(9) サプレッションプール熱容量制限図：下図のとおり

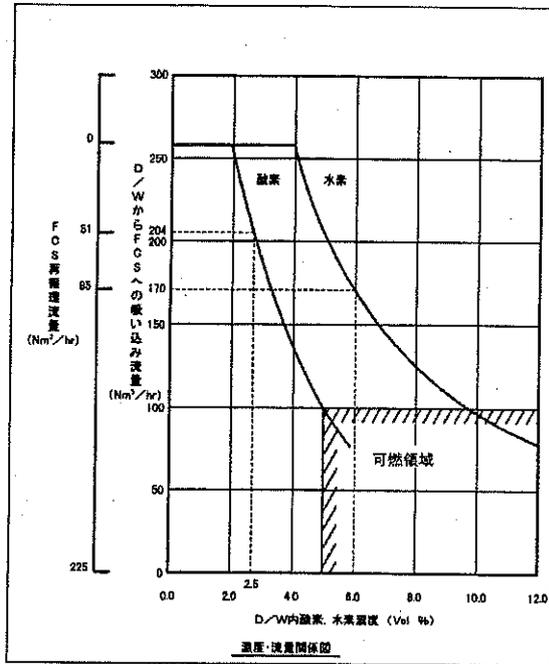


- (10) 原子炉停止時冷却系の使用可能圧力：約0.93 MPa [gage]以下
- (11) ドライウェルスプレイ起動圧力：98 kPa [gage]
- (12) 「急速減圧」時必要最小弁数：1弁
- (13) 格納容器温度高判定値：66°C
- (14) 主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度：90°C
- (15) 水位不明判断曲線：下図のとおり



- (16) サプレッションプールスプレイ起動温度：43°C
- (17) サプレッションプール水位計測定上限：+64 cm
- (18) 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：+5.0 m
- (19) 格納容器ベント最高水位：+32 m
- (20) サプレッションプール水位計測定下限：-64 cm

- (21) 可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度：3.2%
- (22) ドライウェル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図：下図のとおり



- (23) 可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力：106 kPa [gage]
- (24) 「急速減圧」時必要弁数：4弁
- (25) 原子炉压力容器満水確認最低圧力：0.49 MPa [gage]
- (26) 原子炉压力容器満水確認用適正弁数：3弁
- (27) 原子炉压力容器満水確認用最小必要弁数：1弁

- ・ 2号炉, 3号炉, 4号炉及び5号炉

表 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。 ・ 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を行う。 ・ 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 ・ 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 ・ 各計器を並行監視し、微候に応じた制御を行う。 ・ 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、格納容器制御より優先される。ただし、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。 	
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。 ・ スクラム排出容器ドレン弁、ベント弁の閉鎖を確認する。 ・ 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又は最大未臨界引抜位置まで挿入されていることを確認し、確認できない場合は手動スクラムを行い「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。 ・ 原子炉水位、原子炉圧力、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及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及び給水制御系(単要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 ・ 給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系が自動作動した場合は不要) ・ 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系及び原子炉隔離時冷却系と合わせて原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、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」及び「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」及び「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又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、「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、復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。
- ・ 主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブプレッションプールの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。
- ・ 原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により制御されていることを連続的に監視する。
- ・ 主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D. タービン・電源

- ・ 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。(タービン自動トリップの場合は不要)
- ・ タービントリップ状態、発電機トリップ状態を確認する。
- ・ 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、所内電源を確保するとともに、必要に応じて原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系により原子炉水位を調整する。
- ・ 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し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- ・ 原子炉圧力制御が正常でない場合又は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、発電機の停止状態を確認する。

E. モニタ確認

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

F. 復旧

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

G. 格納容器制御への導入

- ・ 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。)

表 2

<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。 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」により全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されない場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合 ほう酸水注入系が全量注入完了した場合
<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レー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」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」の順に優先させる。 	
<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未満の場合には「反応度制御」の制御棒操作をいつ、原子炉制御「水位確保」を並行操作する。 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低判定値以上でタービンが運転中の場合は、原子炉再循環ポンプをランバック後停止する。また、タービンが停止中の場合は、原子炉再循環ポンプを停止する。 	
<p>B. ほう酸水注入系</p> <ul style="list-style-type: none"> サブレーションプール水温が原子炉出力・サブレーションプール水温相関曲線のほう酸水注入系起動領域に接近した場合には、ほう酸水注入系を起動する。 原子炉冷却材浄化系が隔離したことを確認する。 ほう酸水注入系を起動した場合には、全量注入完了までほう酸水を注入する。ただし、全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、ほう酸水注入系を停止する。 	
<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」水位不明及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉が隔離状態かつ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上の場合、「水位低下」操作に移行する。 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以上の場合、「水位低下」操作に移行する。 「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スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位調整値とする。)ただし、原子炉水位がスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位調整値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下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低判定値以上、スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値未満の場合で、かつ原子炉が隔離状態でない場合、「水位維持」操作を行う。 「水位維持」操作として、給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系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で維持する。ただし、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下限値以上に維持する。 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下限値以上に維持できない場合は、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系により原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下下限値以上に維持する。 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開しても、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下下限値以上に維持できない場合には、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下限値以上に維持できない場合は、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系により原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下下限値以上に維持する。 	

- ・ 主蒸気逃がし安全弁を順次開放しても、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持できない場合には、復水補給水系、消火系、残留熱除去冷却海水系（2号炉を除く）を起動して原子炉への注水を開始し、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持する。
- ・ 原子炉水位が自動減圧系作動水位を下回って自動減圧系始動タイマが作動した場合には、自動減圧系始動タイマをリセットし、自動減圧系の動作を阻止する。

D. 「反応度制御」水位不明

- ・ 「反応度制御」水位不明を実行中に全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、不測事態「水位不明」に移行する。
- ・ 主蒸気隔離弁、格納容器隔離弁及び主蒸気管ドレン弁、高圧注水系、並びに原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
- ・ 水位不明の場合、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し、給復水系、制御棒駆動水圧系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。
- ・ 給復水系、制御棒駆動水圧系で注水できない場合、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を順次開し、炉心スプレイ系、低圧注水系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。

E. 制御棒

- ・ スクラム弁が閉の場合、代替制御棒挿入機能の動作（3号炉を除く）、スクラムパイロット弁電磁弁の電源切又は制御用空気の排気を行う。
- ・ 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、再度手動スクラム又はスクラム個別スイッチ等によるスクラムを行う。
- ・ 制御棒駆動水圧系の水圧を確保し、制御棒を手動挿入する。
- ・ 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。

表 3

<p>1. 原子炉制御 (3) 水位確保</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合 ・「反応度制御」において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未満の場合 ・「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サブプレッションプール圧力を格納容器設計圧力以下に維持できる場合 ・不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合 ・不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位、原子炉圧力及び格納容器隔離、並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。 ・作動すべきものが不作動の場合は、手動で作動させる。 <p>B. 水位</p> <ul style="list-style-type: none"> ・給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。 ・原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に回復、維持できない場合は、有効燃料頂部以上に維持する。 ・給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下となった場合には制御棒駆動水圧系、復水補給水系、消火系による原子炉注水の準備を行う。 ・原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 ・原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び「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。 	

表 4

<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でかつ主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力の調整ができない場合。 原子炉制御「水位確保」において、有効燃料頂部から原子炉水位低スクラム設定値の間に維持可能な場合 「サブプレッションプール水温制御」において、手動スクラム後、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合 「サブプレッションプール水位制御」において、手動スクラムした場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下で、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動し、原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できる場合
<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及びサブプレッションプール水温を十分監視しながら、主蒸気逃がし安全弁の開閉を間欠に行う。さらに、サブプレッションプール水温上昇を均一にするように開閉する主蒸気逃がし安全弁を選択する。また、サブプレッションプール水温上昇防止のため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。 水位と減圧を並行操作する。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系を使用して、原子炉水位を有効燃料頂部から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。 原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 <p>B. 減圧</p> <ul style="list-style-type: none"> 給復水系による原子炉注水ができない場合、低圧で注水可能な非常用炉心冷却系が少なくとも1台運転可能でなければ、原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系定格流量維持最低圧力以下に減圧してはならない。 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。 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の場合、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。 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には、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動できない場合は、復旧を図る。 原子炉水位を有効燃料頂部以上に確保する。 	

表 6

<p>2. 格納容器制御 (2) ドライウエル温度制御</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドライウエルの空間温度を監視し、制御する。 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合 ・ドライウエル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"> ・ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度未満で、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
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドライウエル空間温度がドライウエル設計温度に到達する前にドライウエルスプレイを起動し、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。 ・「反応度制御」を実施中は、「反応度制御」を優先する。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度、又はドライウエル局所温度が温度高警報設定点を超えるような場合は、予備のドライウエル換気空調系を運転する。 ・ドライウエル局所温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度に到達した場合、通常停止を行う。 ・ドライウエル局所温度がドライウエル設計温度に到達する前に、原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスプレイを起動する。ドライウエルスプレイが起動しない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・ドライウ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。 ・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」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。 	

表 7

<p>2. 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 ・サプレッションプールの水温及び空間部温度を監視し、制御する。</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、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合 ・サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合 ・サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションプールのバルク水温が24時間以内に通常運転時制限温度以下となった場合 ・サプレッションプールのバルク水温がスクラム制限温度以上で、手動スクラムした場合 ・サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度未満となった場合
<p>④基本的な考え方 ・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、直ちに手動スクラムし、原子炉を減圧する。</p>	
<p>⑤主な監視操作内容</p>	
<p>A. サプレッションプール水温制御</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24時間以内に通常運転時制限温度以下に下がらない場合、原子炉を通常停止する。 ・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。 	
<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局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度まで上昇したらサプレッション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又は高圧注水系の異常、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サプレッションプールスプレイ起動温度未満に下がらない場合は、サプレッションプール空間部温度がサプレッションプール設計温度に到達する前に、サプレッションプールスプレイを作動させる。さらに、サプレッションプール水温がスクラム制限温度未満の場合は、原子炉を通常停止し、スクラム制限温度以上の場合には手動スクラムする。 	

表 8

<p>2. 格納容器制御 (4) サプレッションプール水位制御</p>	
<p>①目的 ・サプレッションプール水位を監視し、制御する。</p>	
<p>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</p>	<p>③脱出条件 ・ サプレッションプール水位が24時間以内に通常運転時制限値以内に復旧した場合 ・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値又は通常運転時低水位限界値を超えてスクラムした場合</p>
<p>④基本的な考え方 ・ サプレッションプール高水位は、冷却材喪失事故時の空間部体積を確保する観点から通常運転時高水位限界値以上では原子炉をスクラムし、減圧を開始する。さらに、それ以上の水位では主蒸気逃がし安全弁の動荷重制限及び真空破壊弁機能喪失防止の観点からサプレッションプール水位計測定上限を超えた場合には、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ドライウエルスプレイを実施し、不測事態「急速減圧」する。最終的には、格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。 ・ サプレッションプール低水位は、冷却材喪失事故時の除熱源を確保する観点から通常運転時低水位限界値以下では、原子炉をスクラムし、減圧を開始する。また、サプレッションプール水位計測定下限以下になった場合には、不測事態「急速減圧」へ移行する。</p>	
<p>⑤主な監視操作内容</p>	
<p>A. サプレッションプール水位制御（高水位）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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内に復旧しない場合は、原子炉を通常停止する。 ・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値に到達した場合には、原子炉をスクラムし、原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。 ・ サプレッションプール水位がサプレッションプール水位計測定上限を超えた場合には、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原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスプレイを実施するとともに、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、ドライウエルスプレイを作動させない。 ・ サプレッションプール水位が、格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。 	
<p>B. サプレッションプール水位制御（低水位）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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。 ・ サプレッションプール水位が通常運転時低水位限界値以下に到達した場合は、原子炉をスクラムし、原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。 ・ サプレッションプール水位が、サプレッションプール水位計測定下限以下になった場合、復水器が使用可能であれば不測事態「急速減圧」（タービンバイパス弁が使用可能）へ移行し、復水器が使用不能であれば不測事態「急速減圧」へ移行する。 	

表 9

<p>2. 格納容器制御 (5) 格納容器水素濃度制御</p>	
<p>①目的 ・格納容器内の水素及び酸素濃度を監視し、制御する。</p>	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御「スクラム」から導入され、主蒸気隔離弁全閉後、12時間以内に冷温停止できない場合 ・「格納容器圧力制御」においてドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合 ・原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合 ・原子炉水位が不明の場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・冷却材喪失事故で可燃性ガス濃度制御系が作動し、格納容器内の水素濃度が低下した場合 ・主蒸気隔離弁閉、又は原子炉水位不明であるが格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・冷却材喪失事故又は炉心露出が生じた場合には、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。 ・原子炉水位不明又は原子炉隔離状態が長時間継続する場合には、格納容器雰囲気測定系により可燃性ガス濃度の監視を開始し、可燃性ガス濃度制御系を作動させることができるようにする。 ・再結合器入口の可燃性ガス濃度が高い場合には、ドライウエル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図の可燃領域に入らないように再循環流量を調整する。 	
<p>⑤主な監視操作内容</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又は原子炉水位が不明になった場合は、格納容器雰囲気測定系により格納容器内の水素を監視する。 ・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、格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度に到達した場合、又は原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合には、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。 ・可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては、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エルスプレイ又はサブプレッションプールスプレイを運転する。 ・可燃性ガス濃度制御系の運転は、格納容器内の水素及び酸素濃度に応じて再循環流量及び吸込流量を調整する。 	

表 10

<p>3. 不測事態 (1) 水位回復</p>
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位を回復する。
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御「スクラム」において、原子炉水位が有効燃料頂部まで低下した場合 ・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まで低下した場合 ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位の微候に応じて、非常用炉心冷却系の再起動や代替注水系の起動を行う。 ・原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合、炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならない。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が1200℃又は燃料被覆管酸化割合が15%に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって、炉心が露出した時刻を記録し、前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系及び復水補給水系等を起動する。
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位回復</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位が不明の場合、不測事態「水位不明」へ移行する。 ・原子炉水位が有効燃料頂部より低下した時刻を記録する。 ・原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系を起動する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統*のうち、少なくとも2つの系統の起動を試みる。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、2系統以上の起動ができない場合、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系（2号炉を除く）による注水準備を行う。 ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に回復したら、原子炉制御「水位確保」へ移行する。 <p>※：低圧で原子炉へ注水可能な系統とは、高圧復水ポンプ、低圧復水ポンプ、炉心スプレイ系A系、炉心スプレイ系B系、低圧注水系A系、低圧注水系B系をいう。以下、各表において同じ。</p> <p>B. 水位上昇中</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系が作動していない場合は、低圧で注水可能な非常用炉心冷却系1台以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合は、低圧で注水可能な非常用炉心冷却系1台以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できる場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。 <p>C. 水位下降中</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系定格流量維持最低圧力以上の場合は、原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系を作動させる。 ・原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系定格流量維持最低圧力以下の場合、原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系が作動したにもかかわらず原子炉水位が上昇しない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、1系統以上運転状態とし、不測事態「急速減圧」へ移行する。低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統も運転状態とすることができない場合は、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系（2号炉を除く）を起動し、不測事態「急速減圧」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11及び表12も同じ。

表 1 1

<p>3. 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「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 ・「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 ・「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を超えた場合 ・不測事態「水位回復」において、原子炉水位が有効燃料頂部以下で原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系定格流量維持最低圧力以下の時、低圧で原子炉へ注水可能な系統、代替注水系が起動できた場合 ・不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系が作動できない時、非常用炉心冷却系が1台以上作動している場合 ・不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系が作動しているが、最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できず、非常用炉心冷却系が1台以上作動している場合 ・不測事態「水位不明」において、低圧で原子炉へ注水可能な系統、代替注水系が起動できた場合 ・「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サブプレッションプール水位計測定上限以上になった場合 ・「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サブプレッションプール水位計測定下限以下になった場合 ・「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
<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系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。又は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。 ・主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、原子炉隔離時冷却系、高圧注水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。
<p>⑤主な監視操作内容</p> <ul style="list-style-type: none"> ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上又は代替注水系が起動していることを確認する。 ・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。 ・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。 ・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最小弁数以上開放する。 ・自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて1弁も開放できなければ、原子炉隔離時冷却系、高圧注水系を使用して減圧する。 ・原子炉減圧が不十分である場合、主蒸気隔離弁を開し、タービンバイパス弁と復水器により減圧する。 ・原子炉水位が判明した場合は、不測事態「水位不明」の導入前の制御へ移行する。 ・原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水注入」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。

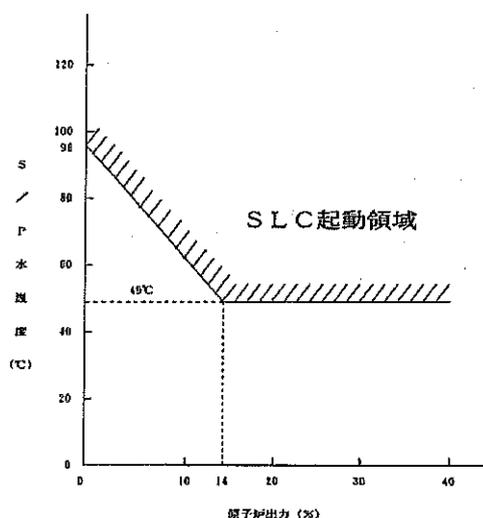
表 1 2

<p>3. 不測事態 (3) 水位不明</p>
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・「反応度制御」を除き、原子炉制御「スクラム」の他全ての制御において、原子炉水位が不明になった場合 ・「反応度制御」の「水位不明」を実施中に、全ての制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合 ・「ドライウェル温度制御」において、ドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合 ・不測事態「急速減圧」において、原子炉水位が判明しない場合、又はドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位不明時に、給復水系、非常用炉心冷却系、又は代替注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。 ・原子炉注水操作は、使用可能な全ての注水系のうち、1系統以上を作動させ、原子炉圧力とサブ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。
<p>⑤主な監視操作内容</p>
<p>A. 注水確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水位不明時刻を記録する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1台以上作動した場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1台も作動しない場合は、原子炉隔離時冷却系及び高圧注水系を作動させる。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統が1台も作動しない場合は、さらに復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系（2号炉を除く）を作動させ、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系（2号炉を除く）が作動した場合には、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・原子炉隔離時冷却系又は高圧注水系が作動し、かつ低圧で原子炉へ注水可能な系統、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系（2号炉を除く）の全部が作動しない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系（2号炉を除く）の復旧を行いこれらの系統が復旧した場合には不測事態「急速減圧」へ移行する。
<p>B. 満水注入</p> <ul style="list-style-type: none"> ・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が1弁以上開放、又は電動駆動給水ポンプによる原子炉注水が可能な場合、「水位計復旧」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明しない場合、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系、高圧注水系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し、「満水注入」を行う。 ・不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が1弁も開放できず、かつ電動駆動給水ポンプによる原子炉注水も不可能な場合は、復水系、炉心スプレイ系、低圧注水系、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系を使用して原子炉への注水維持を行うとともに、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系、高圧注水系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を開けて原子炉を減圧する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、いずれか1系統を使用して原子炉へ注水し、注水流量を増加して原子炉を加圧し、原子炉圧力容器満水確認用適正弁数以下の主蒸気逃がし安全弁を開放して原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・原子炉圧力がサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統を1系統ずつ順次起動して、原子炉への注水流量を増加させて、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動しても、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、主蒸気逃がし安全弁の開数を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数まで減らし、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動し、主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開としても原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系を起動し、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・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、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系等を全て起動しても、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、残留熱除去冷却海水系（2号炉を除く）を起動し原子炉への注水を行う。

C. 水位計復旧

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

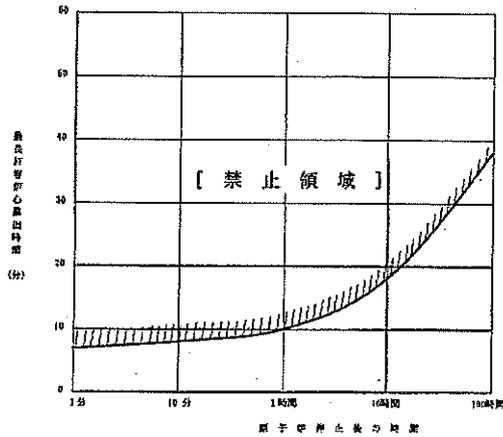
- (1) 最大未臨界引抜位置：02位置
- (2) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値：3%（平均出力領域モニタ）
- (3) 原子炉出力・サブプレッションプール水温相関曲線：下図のとおり



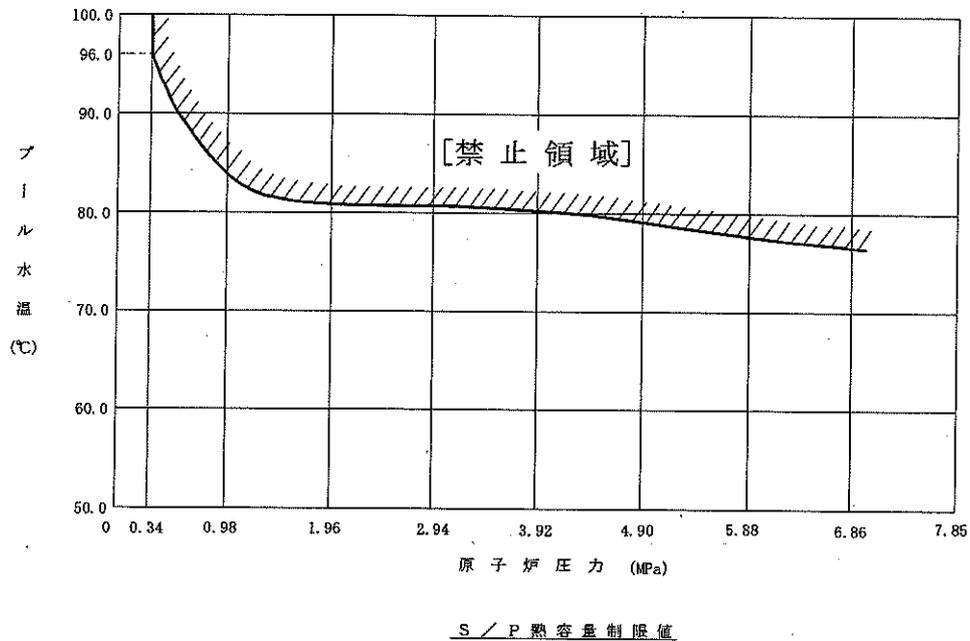
- (4) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値：50%（平均出力領域モニタ）
- (5) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位調整値：レベル2 - 500mm
- (6) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值：レベル1 + 1000mm
- (7) 「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数：3弁
- (8) 「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数：2弁
- (9) 炉心冠水最低圧力：下表のとおり

開いている主蒸気 逃がし安全弁の数	炉心冠水最低圧力 MPa [gage]
2	3.73
3	2.55
4	1.86
5	1.47
6	1.18

(10) 最長許容炉心露出時間：下図のとおり



(11) サプレッションプール熱容量制限図：下図のとおり



(12) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力：

約0.517MPa [gage]以下

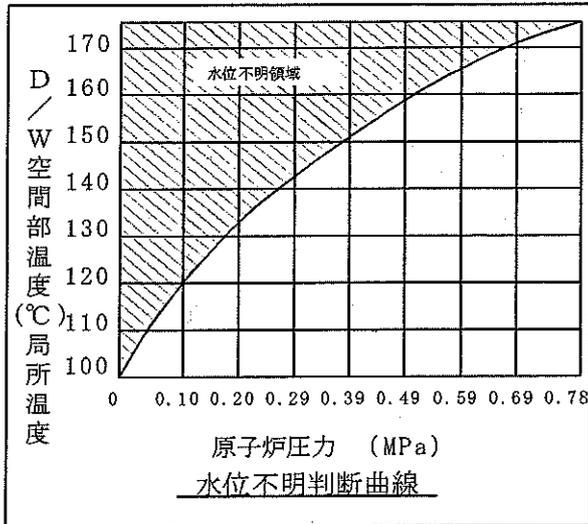
(13) ドライウェルスプレイ起動圧力：98kPa [gage]

(14) 「急速減圧」時必要最小弁数：1弁

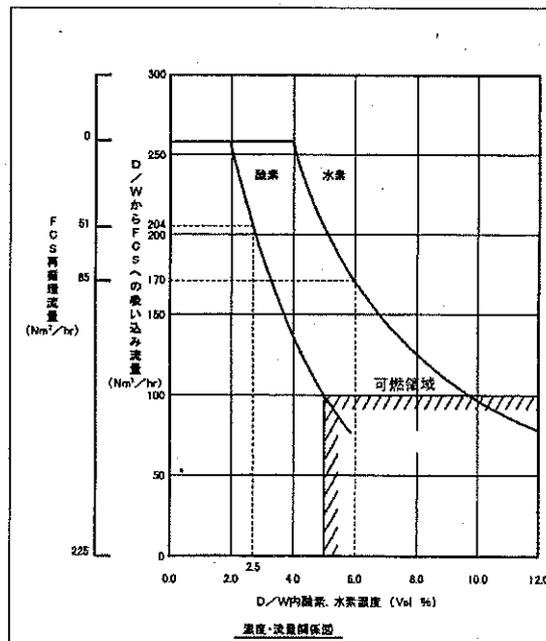
(15) 温度高警報設定点：66°C（3号炉は65.5°C）

(16) 主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度：90°C

(17) 水位不明判断曲線：下図のとおり



- (18) サプレッションプールスプレイ起動温度：49℃
- (19) サプレッションプール水位計測定上限：+50cm
- (20) 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：+5.0m
- (21) 格納容器ベント最高水位：+32m (4号炉は29.4m)
- (22) サプレッションプール水位計測定下限：-50cm
- (23) 可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度：3.2%
- (24) ドライウェル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図：下図のとおり



- (25) 可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力：106 kPa [gage]
- (26) 「急速減圧」時必要弁数：5弁
- (27) 原子炉圧力容器満水確認最低圧力：0.59 MPa [gage]
- (28) 原子炉圧力容器満水確認用適正弁数：3弁
- (29) 原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数：1弁

・ 6号炉

表 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。 ・ 格納容器制御への導入条件を監視する。(原子炉がスクラムしない場合を含む。) 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉スクラム信号が発生した場合 ・ 手動スクラムした場合 ・ 各制御の脱出条件が成立した場合 	<p>③脱出条件</p>
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉スクラム要求時にはスクラム成功の有無の確認を確実に行う。 ・ 単一故障による原子炉スクラム時の復旧操作を全て原子炉制御「スクラム」で収束させ、通常停止操作に移行する。 ・ 多重故障により他の制御への移行条件が成立した場合には、移行先の制御を優先し、残りの制御は原子炉制御「スクラム」での制御を並行して行う。 ・ 各計器を並行監視し、徴候に応じた制御を行う。 ・ 原子炉制御「スクラム」から要求される操作は、格納容器制御より優先される。ただし、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>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。 ・ スクラム排出容器ドレン弁、ベント弁の閉鎖を確認する。 ・ 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又は最大未臨界引抜位置まで挿入されていることを確認し、確認できない場合は手動スクラムを行い「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。 ・ 原子炉水位、原子炉圧力、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及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及び給水制御系(単要素)で原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 ・ 給復水系(復水器を含む)が正常でない場合、原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系を手動作動する。(原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が自動作動した場合は不要) ・ 原子炉水位が非常用炉心冷却系作動水位まで低下した場合には、非常用炉心冷却系の運転状態を確認し、給復水系及び原子炉隔離時冷却系と合わせて原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間を目標として維持する。 ・ 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値以上に維持できない場合は、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」及び「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」及び「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>	

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又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、「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、復水器が使用可能である場合は主蒸気管ドレン弁により調整してもよい。
- ・ 主蒸気逃がし安全弁の開閉によってサブプレッションプールの水温が上昇するため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。
- ・ 原子炉圧力がタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし安全弁により制御されていることを連続的に監視する。
- ・ 主蒸気逃がし安全弁の開閉状態を連続的に監視する。

D. タービン・電源

- ・ 原子炉スクラム後、発電機出力が低下していることを確認してタービンを手動トリップする。(タービン自動トリップの場合は不要)
- ・ タービントリップ状態、発電機トリップ状態を確認する。
- ・ 所内電源系が確保されていることを確認する。所内電源系の一部又は全部が確保されない場合は、所内電源を確保するとともに、必要に応じて原子炉隔離時冷却系又は高圧炉心スプレイ系により原子炉水位を調整する。
- ・ 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し、空気抽出器及びグランドシールの切替により復水器真空度を維持する。
- ・ 原子炉圧力制御が正常でない場合又は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、発電機の停止状態を確認する。

E. モニタ確認

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

F. 復旧

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

G. 格納容器制御への導入

- ・ 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。)

表 2

<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。 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」により全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入されない場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合 ほう酸水注入系が全量注入完了した場合
<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」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」の順に優先させる。 	
<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未満の場合には「反応度制御」の制御棒操作を行う。かつ、原子炉制御「水位確保」を並行操作する。 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低判定値以上でタービンが運転中の場合は、原子炉再循環ポンプをランバック後停止する。また、タービンが停止中の場合は、原子炉再循環ポンプを停止する。 	
<p>B. ほう酸水注入系</p> <ul style="list-style-type: none"> サブプレッションプール水温が原子炉出力・サブプレッションプール水温相関曲線のほう酸水注入系起動領域に接近した場合には、ほう酸水注入系を起動する。 原子炉冷却材浄化系が隔離したことを確認する。 ほう酸水注入系を起動した場合には、全量注入完了までほう酸水を注入する。ただし、全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、ほう酸水注入系を停止する。 	
<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」水位不明及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉が隔離状態かつ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上の場合、「水位低下」操作に移行する。 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以上の場合、「水位低下」操作に移行する。 「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。)ただし、原子炉水位が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下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低判定値以上、スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値未満の場合、かつ原子炉が隔離状態でない場合、「水位維持」操作を行う 「水位維持」操作として、給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系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で維持する。ただし、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下限値以上に維持する。 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下限値以上に維持できない場合は、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系により原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下下限値以上に維持する。 自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開しても、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下下限値以上に維持できない場合には、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下限値以上に維持できない場合は、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系により原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下下限値以上に維持する。 	

- ・主蒸気逃がし安全弁を順次開放しても、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持できない場合には、復水補給水系、消火系、残留熱除去冷却海水系を起動して原子炉への注水を開始し、原子炉水位をスクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值以上に維持する。
- ・原子炉水位が自動減圧系作動水位を下回って自動減圧系始動タイマが作動した場合には、自動減圧系始動タイマをリセットし、自動減圧系の動作を阻止する。

D. 「反応度制御」水位不明

- ・「反応度制御」水位不明を実行中に全制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合には、不測事態「水位不明」に移行する。
- ・主蒸気隔離弁、格納容器隔離弁及び主蒸気管ドレン弁、並びに原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。
- ・水位不明の場合、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数開して、原子炉を減圧し、給復水系、制御棒駆動水圧系、高圧炉心スプレイ系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。
- ・給復水系、制御棒駆動水圧系、高圧炉心スプレイ系で注水できない場合、自動減圧機能を有する主蒸気逃がし安全弁を順次開し、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系を使用して原子炉圧力が炉心冠水最低圧力以上で、かつできる限り低くなるように注水する。

E. 制御棒

- ・スクラム弁が閉の場合、代替制御棒挿入機能の動作、スクラムパイロット弁電磁弁の電源切又は制御用空気の排気を行う。
- ・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、再度手動スクラム又はスクラム個別スイッチ等によるスクラムを行う。
- ・制御棒駆動水圧系の水圧を確保し、制御棒を手動挿入する。
- ・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。

表 3

<p>1. 原子炉制御 (3) 水位確保</p>	
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復させ、安定に維持する。 	
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉制御「スクラム」において原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できない場合 「反応度制御」において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未満の場合 「格納容器圧力制御」において原子炉満水後サプレッションプール圧力を格納容器設計圧力以下に維持できる場合 不測事態「水位回復」において原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できる場合 不測事態「水位不明」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明した場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位が原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持できる場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位と原子炉に注水可能な系統を随時把握する。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位確保</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位、原子炉圧力及び格納容器隔離、並びに非常用炉心冷却系及び非常用ディーゼル発電機の起動を確認する。 作動すべきものが不作動の場合は、手動で作動させる。 <p>B. 水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系を使用して原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値から原子炉水位高タービントリップ設定値の間に維持する。 原子炉水位を原子炉水位低スクラム設定値以上に回復、維持できない場合は、有効燃料頂部以上に維持する。 給復水系及び非常用炉心冷却系が起動せず、原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下となった場合には制御棒駆動水圧系、復水補給水系、消火系による原子炉注水の準備を行う。 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び「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。 	

表 4

<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でかつ主蒸気逃がし安全弁による原子炉圧力の調整ができない場合。 原子炉制御「水位確保」において、有効燃料頂部から原子炉水位低スクラム設定値の間に維持可能な場合 「サブプレッションプール水温制御」において、手動スクラム後、サブプレッションプール水温がサブプレッションプール熱容量制限図の運転禁止範囲外の場合 「サブプレッションプール水位制御」において、手動スクラムした場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下で、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動し、原子炉水位が有効燃料頂部以上に維持できる場合
<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及びサブプレッションプール水温を十分監視しながら、主蒸気逃がし安全弁の開閉を間欠に行う。さらに、サブプレッションプール水温上昇を均一にするように開閉する主蒸気逃がし安全弁を選択する。また、サブプレッションプール水温上昇防止のため、残留熱除去系によるサブプレッションプール冷却を行う。 水位と減圧を並行操作する。 	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 給復水系、制御棒駆動水圧系、原子炉隔離時冷却系、非常用炉心冷却系を使用して、原子炉水位を有効燃料頂部から原子炉水位高タービントリップ設定値の間で維持する。 原子炉水位が不明の場合には、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 原子炉水位を有効燃料頂部以上に維持できない場合は、不測事態「水位回復」及び「格納容器水素濃度制御」に移行する。 <p>B. 減圧</p> <ul style="list-style-type: none"> 給復水系による原子炉注水ができない場合、非常用炉心冷却系が少なくとも1台運転可能でなければ、原子炉圧力を原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下に減圧してはならない。 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。 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の場合、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。 原子炉圧力が残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力以下の場合は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を起動する。残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動できない場合は、復旧を図る。 原子炉水位を有効燃料頂部以上に確保する。 	

表 5

<p>2. 格納容器制御 (1) 格納容器圧力制御</p>	
<p>①目的 ・格納容器圧力を監視し、制御する。</p>	
<p>②導入条件 ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上の場合</p>	<p>③脱出条件 ・ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであり、かつドライウエルベントを実施した場合 ・24時間以内にドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力未満に復帰した場合</p>
<p>④基本的な考え方 ・ドライウエル圧力を設計基準事故時最高圧力以下に維持できない場合は、格納容器の健全性を維持して、できる限り放射能放出を抑える目的で、格納容器設計圧力に達する前に原子炉を急速減圧し、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。 ・格納容器内で原子炉冷却材圧力バウンダリの大破断が発生した場合、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプール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、炉心再冠水後速やかにドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイを起動する。</p>	
<p>⑤主な監視操作内容</p>	
<p>A. 格納容器圧力制御</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドライウエル圧力高スクラム設定値で原子炉スクラムしたことを確認する。 ・ドライウエル圧力の上昇の原因が、窒素ガス又は空気の漏えいであることが判明した場合は、非常用ガス処理系を使用してドライウエルベントを行う。 ・ドライウエル圧力が非常用炉心冷却系作動圧力以上で、かつ原子炉水位が低圧で注水可能な非常用炉心冷却系作動水位以下を経験した場合には、原子炉水位が有効炉心長の3分の2に相当する水位以上で安定し、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系C系の継続的作動を確認した後に、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイを起動する。また、「格納容器水素濃度制御」を並行して行う。 ・原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」及び「格納容器水素濃度制御」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、かつドライウエルスプレイ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の状態が24時間継続した場合、又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に達した場合は、原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイを起動する。 ・サブプレッションプール圧力が設計基準事故時最高圧力を超え、格納容器最高使用圧力未満の場合は、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下に維持できない場合は、低圧注水系を一時ドライウエルスプレイ及びサブプレッションプールのスプレイとして起動し、格納容器を減圧するとともに原子炉満水操作を行う。 	
<p>B. 原子炉満水</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位が有効燃料頂部以下になった場合は、不測事態「水位回復」を行う。 ・「急速減圧」時必要最小弁数以上の主蒸気逃がし安全弁が開いているか、又は電動駆動給水ポンプが原子炉注水可能な場合は主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖する。 ・給復水系、制御棒駆動水圧系、非常用炉心冷却系を使用して原子炉へ注水し、注水量を増して、原子炉水位をできるだけ高く維持する。また、必要に応じて、復水補給水系、ほう酸水注入系[*]、消火系、残留熱除去冷却海水系による原子炉注水を行う。 ・サブプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持される場合は、原子炉制御「水位確保」に移行する。 ・サブプレッションプール圧力が格納容器設計圧力以下に維持できない場合は、格納容器ベント準備を行う。 <p>※：ほう酸水注入系を原子炉注水機能として使用する場合は、純水補給水系を水源とする。以下、各表において同じ。</p>	
<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を超える場合は、炉心損傷がないことを確認して、格納容器ベントを実施する。 ・格納容器ベントは、不活性ガス系又は非常用ガス処理系のサブプレッションプール側ベントラインを優先して使用し、サブプレッションプール水位が高い場合は、不活性ガス系又は非常用ガス処理系のドライウエル側ベントラインを使用する。 	

表 6

<p>2. 格納容器制御 (2) ドライウエル温度制御</p>	
<p>①目的 ・ドライウエルの空間温度を監視し、制御する。</p>	
<p>②導入条件 ・ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度以上の場合 ・ドライウエル局所温度が温度高警報設定点以上の場合</p>	<p>③脱出条件 ・ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度未滿で、かつドライウエル局所温度が温度高警報設定点未滿となった場合</p>
<p>④基本的な考え方 ・ドライウエル空間温度がドライウエル設計温度に到達する前にドライウエルスプレイを起動し、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。 ・「反応度制御」を実施中は、「反応度制御」を優先する。</p>	
<p>⑤主な監視操作内容 ・ドライウエル換気空調系戻り温度が通常運転時制限温度、又はドライウエル局所温度が温度高警報設定点を超えるような場合は、予備のドライウエル換気空調系を運転する。 ・ドライウエル局所温度が主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度に到達した場合、通常停止を行う。 ・ドライウエル局所温度がドライウエル設計温度に到達する前に、原子炉再循環ポンプ及びドライウエル換気空調系を停止し、ドライウエルスプレイを起動する。ドライウエルスプレイが起動しない場合は、不測事態「急速減圧」に移行する。 ・ドライウ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。 ・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」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。</p>	

表 7

<p>2. 格納容器制御</p> <p>(3) サプレッションプール温度制御</p>	
<p>①目的</p> <p>・サプレッションプールの水温及び空間部温度を監視し、制御する。</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、主蒸気逃がし安全弁が開固着の場合 ・サプレッションプールのバルク水温が通常運転時制限温度を超えた場合 ・サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度以上の場合 	<p>③脱出条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッションプールのバルク水温が24時間以内に通常運転時制限温度以下となった場合 ・サプレッションプールのバルク水温がスクラム制限温度以上で、手動スクラムした場合 ・サプレッションプール空間部局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度未満となった場合
<p>④基本的な考え方</p> <p>・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、直ちに手動スクラムし、原子炉を減圧する。</p>	
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. サプレッションプール水温制御</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24時間以内に通常運転時制限温度以下に下がらない場合、原子炉を通常停止する。 ・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。 <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局所温度がサプレッションプールスプレイ起動温度まで上昇したらサプレッション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異常、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サプレッションプールスプレイ起動温度未満に下がらない場合は、サプレッションプール空間部温度がサプレッションプール設計温度に到達する前に、サプレッションプールスプレイを作動させる。さらに、サプレッションプール水温がスクラム制限温度未満の場合は、原子炉を通常停止し、スクラム制限温度以上の場合は手動スクラムする。 	

表 8

<p>2. 格納容器制御 (4) サプレッションプール水位制御</p>	
<p>①目的 ・サプレッションプール水位を監視し、制御する。</p>	
<p>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</p>	<p>③脱出条件 ・ サプレッションプール水位が2.4時間以内に通常運転時制限値以内に復旧した場合 ・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値又は通常運転時低水位限界値を超えてスクラムした場合</p>
<p>④基本的な考え方 ・ サプレッションプール高水位は、冷却材喪失事故時の空間部体積を確保する観点から通常運転時高水位限界値以上では原子炉をスクラムし、減圧を開始する。さらに、それ以上の水位では主蒸気逃がし安全弁の動荷重制限及び真空破壊弁機能喪失防止の観点からサプレッションプール水位計測定上限を超えた場合には、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ドライウェルスプレイを実施し、不測事態「急速減圧」する。最終的には、格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。 ・ サプレッションプール低水位は、冷却材喪失事故時の除熱源を確保する観点から通常運転時低水位限界値以下では、原子炉をスクラムし、減圧を開始する。また、サプレッションプール水位計測定下限以下になった場合には、不測事態「急速減圧」へ移行する。</p>	
<p>⑤主な監視操作内容</p>	
<p>A. サプレッションプール水位制御（高水位）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ サプレッションプール水位が2.4時間以内に通常運転時高水位制限値以内に復旧しない場合は、原子炉を通常停止する。 ・ サプレッションプール水位が通常運転時高水位限界値に到達した場合には、原子炉をスクラムし、原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。 ・ サプレッションプール水位がサプレッションプール水位計測定上限を超えた場合には、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原子炉再循環ポンプ及びドライウェル換気空調系を停止し、ドライウェルスプレイを実施するとともに、不測事態「急速減圧」に移行する。なお、サプレッションプール水位の上昇が補給水系等の漏えいによることが判明している場合には、ドライウェルスプレイを作動させない。 ・ サプレッションプール水位が、格納容器ベント最高水位になる前に格納容器外部からの原子炉への注水を停止する。 	
<p>B. サプレッションプール水位制御（低水位）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ サプレッションプール水位が2.4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。 ・ サプレッションプール水位が通常運転時低水位限界値以下に到達した場合は、原子炉をスクラムし、原子炉制御「スクラム」及び原子炉制御「減圧冷却」へ移行する。 ・ サプレッションプール水位が、サプレッションプール水位計測定下限以下になった場合、復水器が使用可能であれば不測事態「急速減圧」（タービンバイパス弁が使用可能）へ移行し、復水器が使用不能であれば不測事態「急速減圧」へ移行する。 	

表 9

<p>2. 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"> 格納容器内の水素及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 「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"> 冷却材喪失事故で可燃性ガス濃度制御系が作動し、格納容器内の水素濃度が低下した場合 主蒸気隔離弁閉、又は原子炉水位不明であるが格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度未満の場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> 冷却材喪失事故又は炉心露出が生じた場合には、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。 原子炉水位不明又は原子炉隔離状態が長時間継続する場合には、格納容器雰囲気測定系により可燃性ガス濃度の監視を開始し、可燃性ガス濃度制御系を作動させることができるようにする。 再結合器入口の可燃性ガス濃度が高い場合には、ドライウェル酸素・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> <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又は原子炉水位が不明になった場合は、格納容器雰囲気測定系により格納容器内の水素を監視する。 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、格納容器内の水素濃度が可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度に到達した場合、又は原子炉水位が有効燃料頂部以下を経験した場合には、可燃性ガス濃度制御系を作動させる。 可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては、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又はサブプレッションプールのプレイを運転する。 可燃性ガス濃度制御系の運転は、格納容器内の水素及び酸素濃度に応じて再循環流量及び吸込流量を調整する。 	

表 1 0

<p>3. 不測事態 (1) 水位回復</p>
<p>①目的</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位を回復する。
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉制御「スクラム」において、原子炉水位が有効燃料頂部まで低下した場合 ・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まで低下した場合 ・不測事態「急速減圧」において、減圧が完了し、水位が判明しており、かつドライウェル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域外である場合
<p>④基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位の徴候に応じて、非常用炉心冷却系の再起動や代替注水系の起動を行う。 ・原子炉停止後何らかの理由により炉心が露出した場合、炉心の健全性が保たれている間に何らかの方法により原子炉水位を確保しなければならない。そのために、原子炉停止後、燃料被覆管温度が1200℃又は燃料被覆管酸化割合が15%に達するまでの時間内に原子炉水位を確保する。よって、炉心が露出した時刻を記録し、前述の時間以内に原子炉水位を有効燃料頂部以上に回復するように非常用炉心冷却系及び復水補給水系等を起動する。
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 水位回復</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位が不明の場合、不測事態「水位不明」へ移行する。 ・原子炉水位が有効燃料頂部より低下した時刻を記録する。 ・原子炉隔離時冷却系を起動する。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統[*]のうち、少なくとも2つの系統の起動を試みる。 ・低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、2系統以上の起動ができない場合、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系による注水準備を行う。 ・原子炉水位が有効燃料頂部以上に回復したら、原子炉制御「水位確保」へ移行する。 <p>※：低圧で原子炉へ注水可能な系統とは、高圧復水ポンプ、低圧復水ポンプ、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系A系、低圧注水系B系、低圧注水系C系をいう。以下、各表において同じ。</p> <p>B. 水位上昇中</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉隔離時冷却系が作動していない場合は、非常用炉心冷却系1台以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・原子炉隔離時冷却系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できない場合は、非常用炉心冷却系1台以上の作動を確認して、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・原子炉隔離時冷却系が作動している場合で、かつ最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できる場合は、原子炉制御「水位確保」へ移行する。 <p>C. 水位下降中</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以上の場合は、原子炉隔離時冷却系を作動させる。 ・原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の場合、又は原子炉隔離時冷却系が作動したにもかかわらず原子炉水位が上昇しない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、1系統以上運転状態とし、不測事態「急速減圧」へ移行する。低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統も運転状態とすることができない場合は、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系を起動し、不測事態「急速減圧」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11及び表12も同じ。

表 1 1

<p>3. 不測事態 (2) 急速減圧</p>
<p>①目的 ・原子炉を速やかに減圧する。</p>
<p>②導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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 ・ 「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 ・ 「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を超えた場合 ・ 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が有効燃料頂部以下で原子炉水位が下降中で原子炉圧力が原子炉隔離時冷却系定格流量維持最低圧力以下の時、低圧で原子炉へ注水可能な系統、代替注水系が起動できた場合 ・ 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系が作動できない時、非常用炉心冷却系が1台以上作動している場合 ・ 不測事態「水位回復」において、原子炉水位が上昇中で原子炉隔離時冷却系が作動しているが、最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が有効燃料頂部を回復できず、非常用炉心冷却系1台以上が作動している場合 ・ 不測事態「水位不明」において、低圧で原子炉へ注水可能な系統、代替注水系が起動できた場合 ・ 「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サブプレッションプール水位計測定上限以上になった場合 ・ 「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サブプレッションプール水位計測定下限以下になった場合 ・ 「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
<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系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放して急速減圧する。又は、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。 ・ 主蒸気逃がし安全弁が使用できない場合は、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。
<p>⑤主な監視操作内容</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1系統以上又は代替注水系が起動していることを確認する。 ・ 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁を順次開放する。 ・ 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁全弁が開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放する。 ・ 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要弁数開放できなければ、自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて「急速減圧」時必要最小弁数以上開放する。 ・ 自動減圧系機能を有する主蒸気逃がし安全弁とそれ以外の主蒸気逃がし安全弁を合わせて1弁も開放できなければ、原子炉隔離時冷却系を使用して減圧する。 ・ 原子炉減圧が不十分である場合、主蒸気隔離弁を開し、タービンバイパス弁と復水器により減圧する。 ・ 原子炉水位が判明した場合は、不測事態「水位不明」の導入前の制御へ移行する。 ・ 原子炉水位が不明な場合は、不測事態「水位不明」の「満水注入」及び「格納容器水素濃度制御」へ移行する。

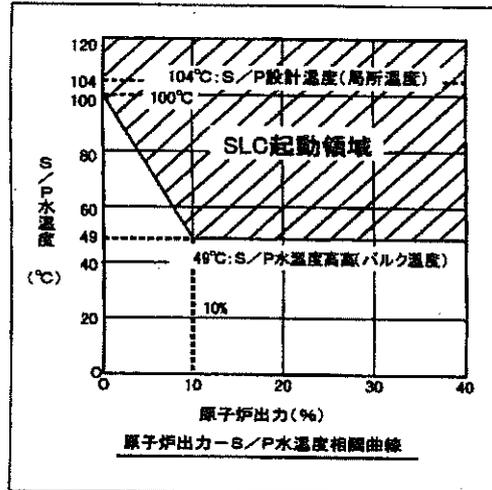
表 1 2

<p>3. 不測事態 (3) 水位不明</p>
<p>①目的 ・ 原子炉水位が不明な場合に原子炉の冷却を確保する。</p>
<p>②導入条件 ・ 「反応度制御」を除き、原子炉制御「スクラム」の他全ての制御において、原子炉水位が不明になった場合 ・ 「反応度制御」の「水位不明」を実施中に、全ての制御棒が全挿入位置又は最大未臨界引抜位置まで挿入された場合 ・ 「ドライウエル温度制御」において、ドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合 ・ 不測事態「急速減圧」において、原子炉水位が判明しない場合、又はドライウエル空間部温度が水位不明判断曲線の水位不明領域に入った場合</p>
<p>④基本的な考え方 ・ 原子炉水位不明時に、給復水系、非常用炉心冷却系、又は代替注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。 ・ 原子炉注水操作は、使用可能な全ての注水系のうち、1系統以上を作動させ、原子炉圧力とサブ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。</p>
<p>⑤主な監視操作内容</p> <p>A. 注水確保</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 水位不明時刻を記録する。 ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1台以上作動した場合は、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1台も作動しない場合は、原子炉隔離時冷却系を作動させる。 ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統が1台も作動しない場合は、さらに復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系を作動させ、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系が作動した場合には、不測事態「急速減圧」へ移行する。 ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系の全部が作動しない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系、残留熱除去冷却海水系の復旧を行いこれらの系統が復旧した場合には不測事態「急速減圧」へ移行する。 <p>B. 満水注入</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が1弁以上開放、又は電動駆動給水ポンプ、高圧炉心スプレイ系による原子炉注水が可能で、「水位計復旧」において最長許容炉心露出時間以内に原子炉水位が判明しない場合、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を閉鎖し、「満水注入」を行う。 ・ 不測事態「急速減圧」から移行してきた場合において、主蒸気逃がし安全弁が1弁も開放できず、かつ電動駆動給水ポンプ、高圧炉心スプレイ系による原子炉注水も不可能な場合は、復水系、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系を使用して原子炉への注水維持を行うとともに、主蒸気隔離弁、主蒸気管ドレン弁、原子炉隔離時冷却系及び原子炉冷却材浄化系の隔離弁を開けて原子炉を減圧する。 ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統のうち、いずれか1系統を使用して原子炉へ注水し、注水流量を増加して原子炉を加圧し、原子炉圧力容器満水確認用適正弁数以下の主蒸気逃がし安全弁を開放して原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・ 原子炉圧力がサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、低圧で原子炉へ注水可能な系統を1系統ずつ順次起動して、原子炉への注水流量を増加させて、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動しても、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、主蒸気逃がし安全弁の開度を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数まで減らし、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・ 低圧で原子炉へ注水可能な系統を全て起動し、主蒸気逃がし安全弁を原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数のみ開としても原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系を起動し、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持する。 ・ 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、復水補給水系、制御棒駆動水圧系、ほう酸水注入系、消火系等を全て起動しても、原子炉圧力をサブプレッションプール圧力より原子炉圧力容器満水確認最低圧力以上に維持できない場合は、残留熱除去冷却海水系を起動し原子炉への注水を行う。

C. 水位計復旧

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

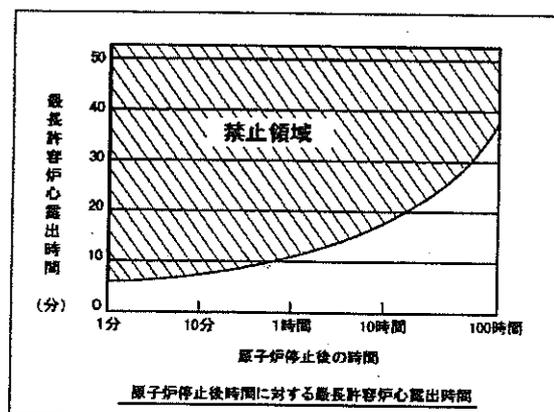
- (1) 最大未臨界引抜位置：0.2位置
- (2) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力低判定値：3%（平均出力領域モニタ）
- (3) 原子炉出力・サプレッションプール水温相関曲線：下図のとおり



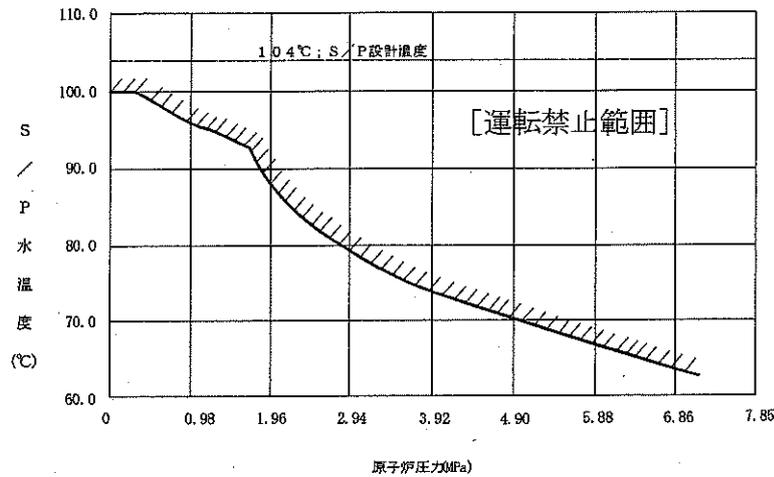
- (4) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉出力高判定値：5.5%（平均出力領域モニタ）
- (5) スクラム不能異常過渡事象発生時原子炉水位低下限值：レベル1 + 1000mm
- (6) 「反応度制御」原子炉水位操作時必要弁数：3弁
- (7) 「反応度制御」原子炉水位不明操作時必要弁数：3弁
- (8) 炉心冠水最低圧力：下表のとおり

開いている主蒸気逃がし安全弁の数	炉心冠水最低圧力 MP a [gage]
2	5.30
3	3.63
4	2.65
5	2.06
6	1.77
7	1.47

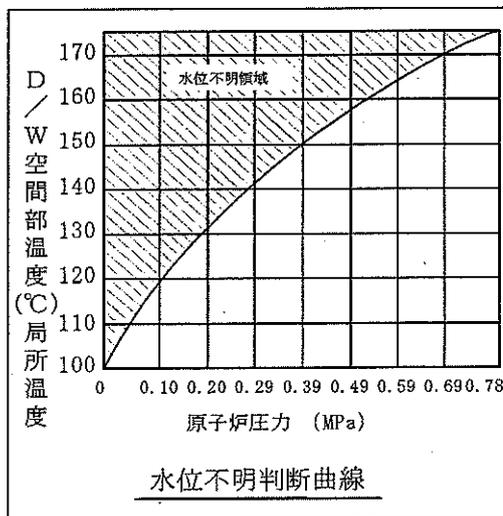
- (9) 最長許容炉心露出時間：下図のとおり



(10) サプレッションプール熱容量制限図：下図のとおり

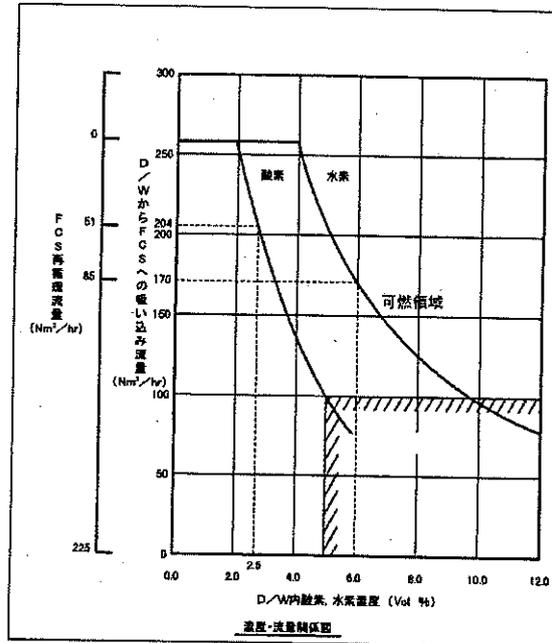


- (11) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の使用可能圧力：0.93 MPa [gage] 以下
- (12) ドライウェルスプレイ起動圧力：98 kPa [gage]
- (13) 「急速減圧」時必要最小弁数：1弁
- (14) 温度高警報設定点：66°C
- (15) 主蒸気隔離弁用弁位置検出器許容温度：90°C
- (16) 水位不明判断曲線：下図のとおり



- (17) サプレッションプルスプレイ起動温度：49°C
- (18) サプレッションプール水位計測定上限：+50 cm
- (19) 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：+13.95 m
- (20) 格納容器ベント最高水位：+36.6 m
- (21) サプレッションプール水位計測定下限：-50 cm
- (22) 可燃性限界に対し可燃性ガス濃度制御系の起動に要する時間、格納容器雰囲気測定系の応答時間及び計測誤差の余裕を見込んだ濃度：3.2%

(23) ドライウェル酸素・水素濃度と可燃性ガス濃度制御系再循環流量関係図：下図のとおり



- (24) 可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力：106 kPa [gage]
- (25) 「急速減圧」時必要弁数：7弁
- (26) 原子炉圧力容器満水確認最低圧力：0.59 MPa [gage]
- (27) 原子炉圧力容器満水確認用適正弁数：4弁
- (28) 原子炉圧力容器満水確認用最小必要弁数：1弁

添付2については核物質防護上の理由から公開
しないこととしております。

添付2 管理区域図

(第92条及び第93条関連)

添付3については核物質防護上の理由から公開
しないこととしております。

添付3 保全区域図

(第97条関連)

添付4 長期保守管理方針

(第107条の2関連)

(1) 1号炉 長期保守管理方針 (始期：平成13年3月26日，適用期間：10年間)

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{※1}
1	<p>原子炉再循環ポンプ等*の疲労割れについては，実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。</p> <p>*：原子炉再循環ポンプ（ケーシング）</p> <p>原子炉圧力容器（主フランジ，スタッドボルト，給水ノズル，下鏡，支持スカート）</p> <p>原子炉格納容器（機械ペネトレーションベローズ，ベント管）</p> <p>炉内構造物（炉心シュラウド，シュラウドサポート）</p> <p>主蒸気系配管</p> <p>給水系配管</p> <p>原子炉再循環系配管</p> <p>原子炉再循環ポンプ出口弁（弁箱）</p> <p>原子炉給水入口弁（弁箱）</p> <p>原子炉給水入口逆止弁（弁箱）</p>	中長期
2	<p>非常用ディーゼル発電機関の排気伸縮継手の疲労割れについては，疲労評価結果を踏まえ，点検又は取替を実施する。</p>	中長期
3	<p>炉内構造物*の中性子照射による靱性低下については，火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」，日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NAI-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（内規）」（平成21年2月27日付け平成21-02-18 原院第2号）に基づく点検を実施する。また，点検結果及びオーステナイトステンレス鋼の中性子照射による靱性低下に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>*：炉内構造物（上部格子板，炉心シュラウド，炉心支持板，燃料支持金具，制御棒案内管）</p>	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{※1}
4	<p>原子炉圧力容器等*の粒界型応力腐食割れについては、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NAI-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成21年2月27日付け平成21・02・18原院第2号)に基づく点検を実施する。また、点検結果及び粒界型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>*：原子炉圧力容器(ノズル、ノズルセーフエンド、制御棒駆動機構ハウジング、中性子束計測ハウジング、スタブチューブ、ブラケット)</p> <p>原子炉再循環系配管</p> <p>炉内構造物(上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具、炉心スプレイ配管、炉心スプレイスパージャ、給水スパージャ、ジェットポンプ、中性子束計測案内管、シュラウドサポート、制御棒案内管、差圧検出/ほう酸水注入系配管、シュラウドヘッド及び気水分離器、蒸気乾燥器)</p> <p>炉内構造物のシュラウドサポートの粒界型応力腐食割れについては、代表部位の目視点検を定期的実施するとともに、近接可能な範囲について目視点検を実施する。</p>	中長期
5	<p>制御棒駆動水圧系配管及びステンレス製配管海水系配管の塩化物による応力腐食割れについては、原子力安全・保安院指示文書「制御棒駆動水圧系配管等ステンレス製配管の塩化物に起因する応力腐食割れに関する対応について」(平成14年11月27日付け平成14・11・26原院第2号)に基づき点検を実施する。</p>	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{*1}
6	<p>炉内構造物*の照射誘起型応力腐食割れについては、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NAI-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成21年2月27日付け平成21・02・18原院第2号)に基づく点検を実施する。また、点検結果及び照射誘起型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>*：炉内構造物(上部格子板、炉心シュラウド、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管)</p>	中長期
7	<p>制御棒(ボロン・カーバイド型、ハフニウムフラットチューブ型及びハフニウム/ボロン・カーバイド型)*の照射誘起型応力腐食割れについては、制御棒の点検を実施し、蓄積した点検データに基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は予防保全措置の実施計画を策定する。</p> <p>*：制御棒(制御材被覆管、シース、タイロッド、ソケット、上部ハンドル)</p>	短期 (終了は 中長期)
8	<p>高圧タービン等*の応力腐食割れについては、超音波探傷検査を実施する。</p> <p>*：高圧タービン(翼・車軸接合部) 低圧タービン(翼・車軸接合部)</p>	中長期
9	<p>組合せ中間弁の弁体ボルトの応力腐食割れについては、目視点検に加えて、浸透探傷検査を実施する。</p>	中長期
10	<p>原子炉格納容器のドライウェルスプレイヘッド及びサブプレッションチェンバスプレイヘッドの腐食については、内面の目視点検を実施する。</p>	中長期
11	<p>原子炉格納容器等*の腐食については、肉厚測定を実施する。</p> <p>*：原子炉格納容器(胴) タービングランド蒸気及びドレン系 グランド蒸気蒸化器(ドレンタンク) 蒸気式空気抽出器(胴)</p>	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{*1}
12	<p>原子炉冷却材浄化系再生熱交換器等*の腐食については、肉厚測定を実施する。</p> <p>*：原子炉冷却材浄化系再生熱交換器（水室，胴） 格納容器スプレイ冷却系熱交換器（胴） タービンランド蒸気及びドレン系 グランド復水器（胴）</p>	短期
13	<p>低圧タービンの内部車室の腐食については、肉厚測定を実施する。</p>	中長期
14	<p>補機冷却海水系配管の内面腐食については、点検を実施する。</p>	短期
15	<p>配管内面のエロージョン・コロージョン及びエロージョンについては、エロージョン・コロージョン及びエロージョンに関する日本機械学会「発電用原子力設備規格 沸騰水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格 JSME S NH1-2006」を踏まえつつ、安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は社内指針を改定する。</p>	中長期
16	<p>後打ちケミカルアンカの樹脂の劣化については、類似環境下にある機器の取替が行われる場合、調査を実施する。</p>	中長期
17	<p>機器付基礎ボルト等*の腐食については、機器の取替が行われる場合、調査を実施する。</p> <p>*：機器付基礎ボルト（基礎ボルト直上部） 後打ちメカニカルアンカ（後打ちメカニカルアンカ直上部， コンクリート埋込部） 後打ちケミカルアンカ（後打ちケミカルアンカ直上部） 主要変圧器（タンク，底板ビーム） 所内変圧器（タンク，底板ビーム） 起動変圧器（タンク，底板ビーム）</p>	中長期
18	<p>可燃性ガス濃度制御系設備の加熱管，再結合器及び冷却器のグリースについては、代表機器の内部の目視点検を実施する。</p>	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期※1
19	<p>高圧難燃PNケーブル等*の絶縁体の絶縁特性低下については、機器の取替が行われる場合に実機ケーブルを採取し、これを用いた再評価を実施する。</p> <p>*：高圧難燃PNケーブル 高圧難燃CVケーブル EVケーブル CVケーブル KGBケーブル 難燃CVケーブル 難燃PNケーブル</p>	中長期
20	<p>同軸ケーブルの絶縁体の絶縁特性低下については、実機ケーブルを用いた60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価を実施する。この再評価結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p>	中長期
21	<p>同軸コネクタの絶縁体の絶縁特性低下については、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施する。この試験結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p>	中長期
22	<p>原子炉格納容器の電気ペネトレーション（キャニスタ型及びモジュール型）の絶縁特性低下及び気密性低下については、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施する。この試験結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p>	中長期
23	<p>原子炉建屋、タービン建屋及び取水構造物のコンクリートの強度低下については、定期的な非破壊検査又は破壊検査により強度の確認を実施する。</p>	中長期

※1：実施時期における、短期とは平成13年3月26日からの5年間、中長期とは平成13年3月26日からの10年間をいう。

(2) 2号炉 長期保守管理方針 (始期：平成16年7月18日, 適用期間：10年間)

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{*1}
1	<p>原子炉再循環ポンプ等*の疲労割れについては、実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。</p> <p>*：原子炉再循環ポンプ（ケーシング） 原子炉圧力容器（主フランジ，スタッドボルト，給水ノズル，下鏡，支持スカート） 原子炉格納容器（機械ペネトレーションベローズ） 炉内構造物（炉心シュラウド，シュラウドサポート） 主蒸気系配管 給水系配管 原子炉再循環系配管 原子炉再循環ポンプ出口弁（弁箱） 原子炉給水入口弁（弁箱） 原子炉給水入口逆止弁（弁箱）</p>	中長期
2	<p>低圧タービンのクロスアラウンド管エキスパンションジョイントの疲労割れについては、目視点検を実施する。</p>	中長期
3	<p>炉内構造物*の中性子照射による靱性低下については、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（内規）」（平成21年2月27日付け平成21・02・18原院第2号）に基づく点検を実施する。また、点検結果及びオーステナイトステンレス鋼の中性子照射による靱性低下に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の可否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>*：炉内構造物 （上部格子板，炉心シュラウド，炉心支持板，燃料支持金具，制御棒案内管）</p>	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{*1}
4	<p>原子炉圧力容器等*の粒界型応力腐食割れについては、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（内規）」（平成21年2月27日付け平成21・02・18原院第2号）に基づく点検を実施する。また、点検結果及び粒界型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>*：①原子炉圧力容器 （ノズル（対策未実施）、ノズルセーフエンド（対策未実施） 原子炉再循環系配管</p> <p>②原子炉圧力容器 （ノズル（対策済）、ノズルセーフエンド（対策済）、 制御棒駆動機構ハウジング、中性子束計測ハウジング、スタブチューブ、 ブラケット） 炉内構造物 （上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具、炉心スプレイ配管、 炉心スプレイスパージャ、給水スパージャ、ジェットポンプ、 中性子束計測案内管、シュラウドサポート、制御棒案内管、 差圧検出/ほう酸水注入系配管、シュラウドヘッド及び気水分離器、 蒸気乾燥器）</p>	<p>①短期 （終了は 中長期）</p> <p>②中長期</p>
5	<p>制御棒駆動水圧系配管及びステンレス製配管海水系配管の塩化物による応力腐食割れについては、原子力安全・保安院指示文書「制御棒駆動水圧系配管等ステンレス製配管の塩化物に起因する応力腐食割れに関する対応について」（平成14年11月27日付け平成14・11・26原院第2号）に基づく点検を実施する。</p>	<p>短期</p>

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{*1}
6	<p>炉内構造物*の照射誘起型応力腐食割れについては、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成21年2月27日付け平成21・02・18原院第2号)に基づく点検を実施する。また、点検結果及び照射誘起型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>*：炉内構造物(上部格子板, 炉心シュラウド, 炉心支持板, 周辺燃料支持金具, 制御棒案内管)</p>	中長期
7	<p>制御棒(ボロン・カーバイド型及びハフニウム板型)の照射誘起型応力腐食割れについては、制御棒の点検を実施し、蓄積した点検データに基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は予防保全措置の実施計画を策定する。なお、ハフニウム板型制御棒のひび事象への対応として、原子力安全・保安院指示文書「沸騰水型原子力発電所におけるハフニウム板型制御棒の使用について」(平成18年5月31日付け平成18・05・31原院第1号)に基づく点検を実施する。</p> <p>*：制御棒(制御材被覆管, シース, タイロッド, ソケット, 上部ハンドル)</p>	中長期
8	<p>高圧タービン等*の応力腐食割れについては、超音波探傷検査を実施する。</p> <p>*：高圧タービン(翼・車軸接合部) 低圧タービン(翼・車軸接合部)</p> <p>タービン駆動原子炉給水ポンプ駆動タービンの翼・車軸接合部の応力腐食割れについては、高圧タービン等の検査結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p>	中長期
9	<p>原子炉格納容器のドライウェルスプレイヘッド及びサブプレッションチェンバスプレイヘッドの腐食については、内面の目視点検を実施する。</p>	中長期
10	<p>原子炉格納容器のドライウェル等*の腐食については、肉厚測定を実施する。</p> <p>*：ドライウェル(上鏡, 円筒胴, 球形胴) サブプレッションチェンバトラス部 サンドクッション部 コンクリート埋設部</p>	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{*1}
11	<p>原子炉冷却材浄化系再生熱交換器等*の腐食については、定期的な肉厚測定を実施する。</p> <p>*：原子炉冷却材浄化系再生熱交換器（水室，胴） 残留熱除去系熱交換器（胴） タービンランド蒸気及びドレン系 ランド蒸気蒸化器（ドレンタンク） タービンランド蒸気及びドレン系 ランド蒸気復水器（胴） 蒸気式空気抽出器（胴）</p>	短期
12	<p>低圧タービンの内部車室及び抽気短管の腐食については、点検を実施し、予防保全措置の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p>	中長期
13	<p>配管内面のエロージョン・コロージョン及びエロージョンについては、エロージョン・コロージョン及びエロージョンに関する日本機械学会「発電用原子力設備規格 沸騰水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格 JSME S NH1-2006」を踏まえつつ、安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は社内指針を改定する。</p>	中長期
14	<p>後打ちケミカルアンカの樹脂の劣化については、類似環境下にある機器の取替が行われる場合、調査を実施する。</p>	中長期
15	<p>機器付基礎ボルト等*の腐食については、機器の取替が行われる場合、調査を実施する。</p> <p>*：機器付基礎ボルト（基礎ボルト直上部） 後打ちメカニカルアンカ（後打ちメカニカルアンカ直上部， コンクリート埋込部） 後打ちケミカルアンカ（後打ちケミカルアンカ直上部） 主要変圧器（タンク，底板ビーム） 所内変圧器（タンク，底板ビーム） 起動変圧器（タンク，底板ビーム）</p>	中長期
16	<p>可燃性ガス濃度制御系設備の加熱管，再結合器及び冷却器のクリープについては、代表機器の内部の目視点検を実施する。</p>	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{※1}
17	低圧ケーブル（難燃PNケーブル除く）の絶縁体の絶縁特性低下については、機器の取替が行われた場合に実機ケーブルを採取し、これを用いた再評価を実施する。	中長期
18	難燃PNケーブルの絶縁体の絶縁特性低下については、実機ケーブルを用いた60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価を実施する。この再評価結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。	中長期
19	同軸コネクタの絶縁体の絶縁特性低下については、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施する。この試験結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。	中長期
20	原子炉格納容器の電気ペネトレーション（キャニスタ型及びモジュール型）の絶縁特性低下及び気密性低下については、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施する。この試験結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。	中長期
21	原子炉建屋のコンクリートの強度低下については、定期的な非破壊検査により強度の確認を実施する。	中長期
22	計装用圧縮空気系安全弁のスプリングのへたりにについては、分解点検及び組立後の作動試験を実施する。	短期

※1：実施時期における、短期とは平成16年7月18日からの5年間、中長期とは平成16年7月18日からの10年間をいう。

(3) 3号炉 長期保守管理方針 (始期：平成18年3月27日，適用期間：10年間)

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{*1}
1	<p>原子炉再循環ポンプ等*の疲労割れについては，実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。</p> <p>*：原子炉再循環ポンプ（ケーシング） 原子炉圧力容器（給水ノズル，主フランジ，スタッドボルト，下鏡，支持スカート） 原子炉格納容器（機械ペネトレーションベローズ） 炉内構造物（炉心シュラウド，シュラウドサポート） 主蒸気系・給水系炭素鋼配管 原子炉再循環系ステンレス鋼配管 原子炉再循環ポンプ出口弁（弁箱） 原子炉給水入口弁（弁箱） 原子炉給水入口逆止弁（弁箱）</p>	中長期
2	<p>主蒸気隔離弁の弁箱の疲労割れについては，評価に必要な部位の寸法測定を計画し，実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。</p>	短期 (終了は 中長期)
3	<p>原子炉圧力容器の照射脆化については，最新の脆化予測式による評価を実施する。また，その結果を踏まえ，確立した使用済試験片の再生技術の早期適用による追加試験の実施の要否を判断し，要の場合はそれを反映した取出計画を策定する。</p>	中長期
4	<p>炉内構造物*の中性子照射による靱性低下については，火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」，日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（内規）」（平成21年2月27日付け平成21-02-18原院第2号）に基づく点検を実施する。また，点検結果及びオーステナイトステンレス鋼の中性子照射による靱性低下に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>*：炉内構造物（上部格子板，炉心シュラウド，炉心支持板，周辺及び中央燃料支持金具，制御棒案内管）</p>	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{*1}
5	<p>原子炉圧力容器等*の粒界型応力腐食割れについては、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（内規）」（平成21年2月27日付け平成21・02・18原院第2号）に基づく点検を実施する。また、点検結果及び粒界型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>*：原子炉圧力容器（ノズル、ノズルセーフエンド、制御棒駆動機構ハウジング、中性子束計測ハウジング、スタブチューブ、ブラケット）</p> <p>原子炉再循環系ステンレス鋼配管</p> <p>炉内構造物（上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具、炉心スプレイ配管、炉心スプレイスパージャ、給水スパージャ、差圧検出／ほう酸水注入系配管、ジェットポンプ、中性子束計測案内管、シュラウドサポート、制御棒案内管、シュラウドヘッド及び気水分離器、蒸気乾燥器）</p> <p>炉内構造物のシュラウドサポートの粒界型応力腐食割れについては、代表部位の目視点検を定期的実施するとともに、近接可能な範囲について目視点検を実施する。</p>	中長期
6	<p>気体廃棄物処理系排ガス予熱器等*の粒界型応力腐食割れについては、耐圧部の溶接部について超音波探傷検査による点検を実施する。</p> <p>*：気体廃棄物処理系排ガス予熱器（胴、管板、水室）</p> <p>気体廃棄物処理系排ガス復水器（胴、管板）</p> <p>気体廃棄物処理系排ガス再結合器（胴、鏡板、蓋）</p> <p>気体廃棄物処理系ステンレス鋼配管</p>	短期

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{*1}
7	<p>炉内構造物*の照射誘起型応力腐食割れについては、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NAI-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（内規）」（平成21年2月27日付け平成21・02・18原院第2号）に基づく点検を実施する。また、点検結果及び照射誘起型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>*：炉内構造物（上部格子板、炉心シュラウド、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管）</p>	中長期
8	<p>制御棒（ボロン・カーバイド型及びハフニウム板型）*の照射誘起型応力腐食割れについては、制御棒の点検を実施し、蓄積した点検データに基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は予防保全措置の実施計画を策定する。なお、ハフニウム板型制御棒のひび事象への対応として、原子力安全・保安院指示文書「沸騰水型原子力発電所におけるハフニウム板型制御棒の使用について」（平成18年5月31日付け平成18・05・31原院第1号）に基づく点検を実施する。</p> <p>*：制御棒（制御材被覆管、シース、タイロッド、ピン、上部ハンドル）</p>	中長期
9	<p>高圧タービン等*の応力腐食割れについては、超音波探傷検査を実施する。</p> <p>*：高圧タービン（翼・車軸接合部） 低圧タービン（翼・車軸接合部）</p> <p>タービン駆動原子炉給水ポンプ駆動タービンの翼・車軸接合部の応力腐食割れについては、高圧タービン等の検査結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p>	中長期
10	<p>原子炉格納容器のドライウェルスプレイヘッド及びサブプレッションチェンバスプレイヘッドの腐食については、内面の目視点検を実施する。</p>	短期

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{*1}
11	<p>原子炉格納容器等*の腐食については、肉厚測定を実施する。</p> <p>*：原子炉格納容器 ドライウエル，サンドクッション部（鋼板） 原子炉冷却材浄化系再生熱交換器（水室，胴） タービンランド蒸気及びドレン系 グランド蒸気蒸化器（ドレンタンク） タービンランド蒸気及びドレン系 グランド蒸気復水器（胴）</p>	短期
12	<p>気体廃棄物処理系炭素鋼配管の外表面腐食については、地中埋設部の代表部位の目視点検を実施する。</p>	中長期
13	<p>可燃性ガス濃度制御系設備等*の腐食については、肉厚測定を実施する。</p> <p>*：可燃性ガス濃度制御系設備（気水分離器，配管） 蒸気式空気抽出器（胴）</p>	短期
14	<p>炭素鋼配管及び低合金鋼配管内面のエロージョン・コロージョン及びエロージョンについては、エロージョン・コロージョン及びエロージョンに関する日本機械学会「発電用原子力設備規格 沸騰水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格 JSME S NH1-2006」を踏まえつつ、安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は社内指針を改定する。また、肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管は、今後の減肉進展のデータを踏まえ、耐震安全性評価の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p>	中長期
15	<p>後打ちケミカルアンカの樹脂の劣化については、類似環境下にある機器の取替が行われる場合、調査を実施する。</p>	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{※1}
16	<p>機器付基礎ボルト等*の腐食については、機器の取替が行われる場合、調査を実施する。</p> <p>*：機器付基礎ボルト（基礎ボルト直上部） 後打ちメカニカルアンカ（後打ちメカニカルアンカ直上部； コンクリート埋込部） 後打ちケミカルアンカ（後打ちケミカルアンカ直上部） 主要変圧器（タンク，底板ビーム） 所内変圧器（タンク，底板ビーム） 起動変圧器（タンク，底板ビーム） 励磁電源変圧器（タンク，底板ビーム）</p>	中長期
17	<p>可燃性ガス濃度制御系設備の加熱管，再結合器，冷却器及び配管のクリープについては，代表機器の内部の目視点検を実施する。</p>	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{※1}
18	<p>高圧難燃CVケーブル等*1の絶縁体の絶縁特性低下については、原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果を反映し、長期健全性の再評価を実施する。</p> <p>*1：高圧難燃CVケーブル EVケーブル CVケーブル KGBケーブル 難燃CVケーブル 難燃一重同軸ケーブル 一重同軸ケーブル 難燃二重同軸ケーブル 難燃三重同軸ケーブル 高圧CVケーブル 難燃PNケーブル</p> <p>高圧CVケーブル等*2の絶縁体の絶縁特性低下については、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価を実施する。この再評価結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>*2：高圧CVケーブル 難燃PNケーブル</p>	中長期
19	<p>端子台等*の絶縁体の絶縁特性低下については、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価を実施する。この再評価結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>*：端子台 同軸コネクタ</p>	短期

No.	保守管理の項目	実施時期※1
20	<p>計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器（ダイヤフラム式）等*の特性変化及び温度検出器（熱電対式、測温抵抗体式）の絶縁特性低下については、事故時雰囲気における動作が要求される場合、供用期間の経年変化を考慮した事故時耐環境性能評価に関して、日本電気協会の「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を考慮した検証を実施する。この検証結果に基づき、保全への反映の可否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>*：計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器（ダイヤフラム式） 計測装置のうち圧力検出器（ペローズ式） 計測装置のうちSRNM前置増幅器 計測装置のうち放射線検出器（イオンチェンバ式）</p>	中長期
21	<p>原子炉格納容器内の電動（交流）弁用駆動部*の絶縁特性低下については、60年間の運転期間における熱、放射線、機械的作用及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を実施する。</p> <p>*：原子炉格納容器内の電動（交流）弁用駆動部 （固定子コイル、口出線・接続部品、ブレーキ電磁コイル）</p>	中長期
22	<p>原子炉格納容器外の電動（交流・直流）弁用駆動部*の絶縁特性低下については、60年間の運転期間における熱、機械的作用及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を実施する。</p> <p>*：原子炉格納容器外の電動（交流・直流）弁用駆動部 （固定子コイル、口出線・接続部品、ブレーキ電磁コイル、回転子コイル）</p>	中長期
23	<p>原子炉格納容器の電気ペネトレーション（キャニスタ型及びモジュール型）の絶縁特性低下及び気密性低下については、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施する。この試験結果に基づき、保全への反映の可否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p>	中長期

※1：実施時期における、短期とは平成18年3月27日からの5年間、中長期とは平成18年3月27日からの10年間をいう。

(4) 4号炉 長期保守管理方針 (始期：平成20年10月12日，適用期間：10年間)

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{*1}
1	<p>原子炉再循環ポンプ等*の疲労割れについては，実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。</p> <p>*：原子炉再循環ポンプ (ケーシング) 原子炉圧力容器 (給水ノズル，主フランジ，スタッドボルト，下鏡，支持スカート) 原子炉格納容器 (機械ペネトレーションベローズ) 炉内構造物 (炉心シュラウド，シュラウドサポート) 主蒸気系・給水系炭素鋼配管 原子炉再循環系ステンレス鋼配管 原子炉再循環ポンプ出口弁 (弁箱) 原子炉給水入口弁 (弁箱) 原子炉給水ライン逆止弁 (弁箱) 主蒸気隔離弁 (弁箱)</p>	中長期
2	<p>原子炉圧力容器の照射脆化については，最新の脆化予測式による評価を実施する。また，その結果を踏まえ，確立した使用済試験片の再生技術の早期適用による追加試験の実施の要否を判断し，要の場合はそれを反映した取出計画を策定する。</p>	中長期
3	<p>炉内構造物の中性子照射による靱性低下については，火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」，日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について (内規)」(平成21年2月27日付け平成21・02・18原院第2号)に基づく点検を実施する。また，点検結果及びオーステナイトステンレス鋼の中性子照射による靱性低下に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>*：炉内構造物 (上部格子板，炉心シュラウド，炉心支持板，周辺及び中央燃料支持金具，制御棒案内管)</p>	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{※1}
4	<p>原子炉圧力容器等*の粒界型応力腐食割れについては、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成21年2月27日付け平成21・02・18原院第2号)に基づく点検を実施する。また、点検結果及び粒界型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>*：原子炉圧力容器(ノズル、セーフエンド、制御棒駆動機構ハウジング、中性子束計測ハウジング、スタブチューブ、ブラケット)</p> <p>原子炉再循環系ステンレス鋼配管 炉内構造物(炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具、炉心スプレイ配管/スパージャ、差圧検出/ほう酸水注入系配管、ジェットポンプ、中性子束計測案内管、シュラウドサポート、制御棒案内管、シュラウドヘッド及び気水分離器、蒸気乾燥器、ヘッドスプレイノズル)</p> <p>炉内構造物のシュラウドサポートの粒界型応力腐食割れについては、代表部位の目視点検を定期的実施するとともに、近接可能な範囲について目視点検を実施する。</p>	中長期
5	<p>気体廃棄物処理系排ガス予熱器等*の粒界型応力腐食割れについては、耐圧部の溶接部について超音波探傷検査による点検を実施する。</p> <p>*：気体廃棄物処理系排ガス予熱器(胴、管板、水室) 気体廃棄物処理系排ガス復水器(胴、管板) 気体廃棄物処理系ステンレス鋼配管</p>	短期

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{*1}
6	<p>炉内構造物*の照射誘起型応力腐食割れについては、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（内規）」（平成21年2月27日付け平成21・02・18原院第2号）に基づく点検を実施する。また、点検結果及び照射誘起型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>*：炉内構造物（上部格子板，炉心シュラウド，炉心支持板，周辺燃料支持金具，制御棒案内管）</p>	中長期
7	<p>制御棒（ボロン・カーバイド型及びハフニウム棒型）*の照射誘起型応力腐食割れについては、制御棒の点検を実施し、蓄積した点検データに基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は予防保全措置の実施計画を策定する。</p> <p>*：制御棒（制御材被覆管，シース，タイロッド，ピン，上部ハンドル）</p>	中長期
8	<p>高圧タービン等*の応力腐食割れについては、超音波探傷検査を実施する。</p> <p>*：高圧タービン（翼・車軸接合部） 低圧タービン（翼・車軸接合部）</p> <p>タービン駆動原子炉給水ポンプ駆動タービンの翼・車軸接合部の応力腐食割れについては、高圧タービン等の検査結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p>	中長期
9	<p>原子炉格納容器のドライウェルスプレイヘッド及びサブプレッションチェンバスプレイヘッドの腐食については、内面の目視点検を実施する。</p>	短期

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{*1}
10	<p>原子炉残留熱除去海水系炭素鋼配管等*の外面腐食については、表面状態を確認し補修塗装を実施するとともに、トレンチ内に設置された配管及び屋外にある保温材により被覆された配管に対する点検計画を策定し、目視点検を実施する。また、内面腐食については、フランジ部の点検に合わせてライニングの目視点検を実施するとともに、ライニングの健全性の確認結果に基づき、補修の要否を判断し、要の場合は補修を実施する。</p> <p>*：原子炉残留熱除去海水系炭素鋼配管 補機冷却海水系炭素鋼配管 非常用ディーゼル機関付属設備冷却水系配管</p>	中長期
11	<p>気体廃棄物処理系炭素鋼配管の外面腐食については、地中埋設部の代表部位の目視点検を実施する。</p>	中長期
12	<p>可燃性ガス濃度制御系設備等*の腐食については、肉厚測定を実施する。</p> <p>*：可燃性ガス濃度制御系設備（気水分離器、配管） 蒸気式空気抽出器（胴）</p>	短期
13	<p>炭素鋼配管及び低合金鋼配管内面のエロージョン・コロージョン及びエロージョンについては、エロージョン・コロージョン及びエロージョンに関する日本機械学会「発電用原子力設備規格 沸騰水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格 JSME S NH1-2006」を踏まえつつ、安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は社内指針を改定する。また、肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管（給水系、タービンランド蒸気系）は、今後の減肉進展の実測データを反映した耐震安全性の再評価を実施する。</p> <p>なお、配管の減肉を想定した耐震安全性評価手法に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p>	短期 (終了は 中長期)
14	<p>5号炉のデータを用いて評価したタービンランド蒸気系炭素鋼配管内面のエロージョン・コロージョン及びエロージョンについては、評価できうる相当数の自プラントのデータ採取を行い、減肉傾向の把握及びデータの蓄積を継続し、耐震安全性の再評価を実施する。</p>	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期※1
15	後打ちケミカルアンカの樹脂の劣化については、類似環境下にある機器の取替が行われる場合、調査を実施する。	中長期
16	<p>機器付基礎ボルト等*の腐食については、機器の取替が行われる場合、調査を実施する。</p> <p>*：機器付基礎ボルト（基礎ボルト直上部）</p> <p>後打ちメカニカルアンカ（後打ちメカニカルアンカ直上部， コンクリート埋込部）</p> <p>後打ちケミカルアンカ（後打ちケミカルアンカ直上部）</p> <p>主要変圧器（タンク，底板ビーム）</p> <p>所内変圧器（タンク，底板ビーム）</p> <p>励磁電源変圧器（タンク，底板ビーム）</p>	中長期
17	可燃性ガス濃度制御系設備の加熱管，再結合器，冷却器及び配管のクリープについては，代表機器の内部の目視点検を実施する。	中長期
18	<p>高圧CVケーブル等*の絶縁体の絶縁特性低下については，原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果を反映し，長期健全性の再評価を実施する。</p> <p>*：高圧CVケーブル</p> <p>高圧難燃CVケーブル</p> <p>KGBケーブル</p> <p>難燃PNケーブル</p> <p>難燃CVケーブル</p> <p>CVケーブル</p> <p>難燃一重同軸ケーブル</p> <p>難燃三重同軸ケーブル</p> <p>一重同軸ケーブル</p>	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{*1}
19	<p>高圧QVケーブル等*の絶縁体の絶縁特性低下については、原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果を反映し、長期健全性の再評価を実施する。また、実機と同一のケーブルを用いて、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価を実施する。</p> <p>*：高圧QVケーブル EVケーブル QVケーブル</p>	中長期
20	<p>一重同軸ケーブルの絶縁体の絶縁特性低下については、実機と同一のケーブルを用いて、60年間の運転期間における劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価を実施する。</p>	短期
21	<p>端子台等*の絶縁体の絶縁特性低下については、60年間の運転期間と事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価を実施する。この再評価結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>*：端子台（絶縁物：ジアリルフタレート樹脂、ポリフェニレンエーテル樹脂） 同軸コネクタ（絶縁物：ポリエーテルエーテルケトン樹脂、テフロン） 計測装置のうち回転数検出器（電磁ピックアップ式）</p>	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期※ ¹
22	<p>計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器（ダイヤフラム式）等*の特性変化及び温度検出器（熱電対式、測温抵抗体式）の絶縁特性低下については、事故時雰囲気における動作が要求される場合、供用期間の経年変化を考慮した事故時耐環境性能評価に関して、日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を考慮した検証を実施する。この検証結果に基づき、保全への反映の可否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>*：計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器（ダイヤフラム式） 計測装置のうちSRNM前置増幅器 計測装置のうち放射線検出器（イオンチェンバ式）</p>	中長期
23	<p>原子炉格納容器内の電動（交流）弁用駆動部*の絶縁特性低下については、60年間の運転期間における熱、放射線、機械的作用及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を実施する。</p> <p>*：原子炉格納容器内の電動（交流）弁用駆動部 （固定子コイル、口出線・接続部品、ブレーキ電磁コイル）</p>	中長期
24	<p>原子炉格納容器外の電動（交流・直流）弁用駆動部*の絶縁特性低下については、60年間の運転期間における熱、機械的作用及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を実施する。</p> <p>*：原子炉格納容器外の電動（交流・直流）弁用駆動部 （固定子コイル、口出線・接続部品、ブレーキ電磁コイル、回転子コイル）</p>	中長期
25	<p>原子炉格納容器の電気ペネトレーション（キャニスタ型）の絶縁特性低下及び気密性低下については、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施する。この試験結果に基づき、保全への反映の可否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p>	中長期

※1：実施時期における、短期とは平成20年10月12日からの5年間、中長期とは平成20年10月12日からの10年間をいう。

(5) 5号炉 長期保守管理方針（始期：平成20年4月18日，適用期間：10年間）

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{*1}
1	<p>原子炉再循環ポンプ等*の疲労割れについては，実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。</p> <p>*：原子炉再循環ポンプ（ケーシング） 原子炉圧力容器（給水ノズル，主フランジ，スタッドボルト，下鏡，支持スカート） 原子炉格納容器（機械ペネトレーションベローズ） 炉内構造物（炉心シュラウド，シュラウドサポート） 主蒸気系・給水系炭素鋼配管 原子炉再循環系ステンレス鋼配管 原子炉再循環ポンプ出口弁（弁箱） 原子炉給水入口弁（弁箱） 原子炉給水入口逆止弁（弁箱） 主蒸気隔離弁（弁箱）</p>	中長期
2	<p>原子炉圧力容器の照射脆化については，最新の脆化予測式による評価を実施する。また，その結果を踏まえ，確立した使用済試験片の再生技術の早期適用による追加試験の実施の要否を判断し，要の場合はそれを反映した取出計画を策定する。</p>	中長期
3	<p>炉内構造物*の中性子照射による靱性低下については，火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」，日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（内規）」（平成21年2月27日付け平成21-02-18原院第2号）に基づく点検を実施する。また，点検結果及びオーステナイトステンレス鋼の中性子照射による靱性低下に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>*：炉内構造物（上部格子板，炉心シュラウド，炉心支持板，周辺及び中央燃料支持金具，制御棒案内管）</p>	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{*1}
4	<p>原子炉圧力容器等*の粒界型応力腐食割れについては、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（内規）」（平成21年2月27日付け平成21・02・18原院第2号）に基づく点検を実施する。また、点検結果及び粒界型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>*：原子炉圧力容器（ノズル，セーフエンド，制御棒駆動機構ハウジング，中性子束計測ハウジング，スタブチューブ，ブラケット）</p> <p>原子炉再循環系ステンレス鋼配管</p> <p>炉内構造物（上部格子板，炉心支持板，周辺燃料支持金具，炉心スプレイ配管／スパージャ，給水スパージャ，差圧検出／ほう酸水注入系配管，ジェットポンプ，中性子束計測案内管，シュラウドサポート，制御棒案内管，シュラウドヘッド及び気水分離器，蒸気乾燥器，ヘッドスプレイノズル）</p> <p>炉内構造物のシュラウドサポートの粒界型応力腐食割れについては、代表部位の目視点検を定期的実施するとともに、近接可能な範囲について目視点検を実施する。</p>	中長期
5	<p>気体廃棄物処理系排ガス予熱器等*の粒界型応力腐食割れについては、耐圧部の溶接部について超音波探傷検査による点検を実施する。</p> <p>*：気体廃棄物処理系排ガス予熱器（胴，管板，水室）</p> <p>気体廃棄物処理系排ガス復水器（胴，管板）</p> <p>気体廃棄物処理系排ガス再結合器（胴，鏡板，蓋）</p> <p>気体廃棄物処理系ステンレス鋼配管</p>	短期

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{*1}
6	<p>炉内構造物*の照射誘起型応力腐食割れについては、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規)」(平成21年2月27日付け平成21・02・18原院第2号)に基づく点検を実施する。また、点検結果及び照射誘起型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>*：炉内構造物(上部格子板、炉心シュラウド、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管)</p>	中長期
7	<p>制御棒(ボロン・カーバイド型)*の照射誘起型応力腐食割れについては、制御棒の点検を実施し、蓄積した点検データに基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は予防保全措置の実施計画を策定する。</p> <p>*：制御棒(制御材被覆管、シース、タイロッド、ピン、上部ハンドル)</p>	中長期
8	<p>高圧タービン等*の応力腐食割れについては、超音波探傷検査を実施する。</p> <p>*：高圧タービン(翼・車軸接合部) 低圧タービン(翼・車軸接合部)</p> <p>タービン駆動原子炉給水ポンプ駆動タービンの翼・車軸接合部の応力腐食割れについては、高圧タービン等の検査結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p>	中長期
9	<p>原子炉格納容器のドライウェルスプレイヘッド及びサブプレッションチェンバスプレイヘッドの腐食については、内面の目視点検を実施する。</p>	短期
10	<p>原子炉残留熱除去海水系炭素鋼配管等*の外表面腐食については、表面状態を確認し補修塗装を実施するとともに、トレンチ内に設置されたものに対する点検計画を策定し、目視点検を実施する。また、内面腐食については、フランジ部の点検に合わせてライニングの目視点検を実施するとともに、ライニングの健全性の確認結果に基づき、補修の要否を判断し、要の場合は補修を実施する。</p> <p>*：原子炉残留熱除去海水系炭素鋼配管 補機冷却海水系炭素鋼配管 非常用ディーゼル機関付属設備冷却水系配管</p>	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{※1}
11	<p>気体廃棄物処理系炭素鋼配管の外表面腐食については、地中埋設部の代表部位の目視点検を実施する。</p>	中長期
12	<p>可燃性ガス濃度制御系設備[*]の腐食については、肉厚測定を実施する。</p> <p>[*]：可燃性ガス濃度制御系設備（気水分離器，配管） 蒸気式空気抽出器（胴）</p>	短期
13	<p>炭素鋼配管及び低合金鋼配管内面のエロージョン・コロージョン及びエロージョンについては、エロージョン・コロージョン及びエロージョンに関する日本機械学会「発電用原子力設備規格 沸騰水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格 JSME S NH1-2006」を踏まえつつ、安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は社内指針を改定する。また、肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管（グラント蒸気系，抽気系）は、今後の減肉進展の実測データを反映した耐震安全性の再評価を実施する。</p> <p>なお、配管の減肉を想定した耐震安全性評価手法に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p>	短期 (終了は 中長期)
14	<p>後打ちケミカルアンカの樹脂の劣化については、類似環境下にある機器の取替が行われる場合、調査を実施する。</p>	中長期
15	<p>機器付基礎ボルト等[*]の腐食については、機器の取替が行われる場合、調査を実施する。</p> <p>[*]：機器付基礎ボルト（基礎ボルト直上部） 後打ちメカニカルアンカ（後打ちメカニカルアンカ直上部， コンクリート埋込部） 後打ちケミカルアンカ（後打ちケミカルアンカ直上部） 主要変圧器（タンク，底板ビーム） 所内変圧器（タンク，底板ビーム） 起動変圧器（タンク，底板ビーム）</p>	中長期
16	<p>可燃性ガス濃度制御系設備の加熱管，再結合器，冷却器及び配管のクリープについては、代表機器の内部の目視点検を実施する。</p>	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{*1}
17	<p>高圧難燃CVケーブル等*の絶縁体の絶縁特性低下については、原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果を反映し、長期健全性の再評価を実施する。</p> <p>*：高圧難燃CVケーブル 高圧CVケーブル EVケーブル CVケーブル KGBケーブル 難燃CVケーブル 難燃CCケーブル 難燃一重同軸ケーブル 一重同軸ケーブル 難燃二重同軸ケーブル 難燃三重同軸ケーブル 難燃PNケーブル</p> <p>難燃PNケーブルの絶縁体の絶縁特性低下については、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価を実施する。この再評価結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p>	中長期
18	<p>端子台等*の絶縁体の絶縁特性低下については、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価を実施する。この再評価結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>*：端子台（絶縁物：ジアリルフタレート樹脂、ポリフェニレンエーテル樹脂） 同軸コネクタ（絶縁物：ポリエーテルエーテルケトン樹脂、 架橋ポリエチレン） 計測装置のうち回転数検出器（電磁ピックアップ式）</p>	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期※1
19.	<p>計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器（ダイヤフラム式）等*の特性変化及び温度検出器（熱電対式、測温抵抗体式）の絶縁特性低下については、事故時雰囲気における動作が要求される場合、供用期間の経年変化を考慮した事故時耐環境性能評価に関して、日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を考慮した検証を実施する。この検証結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>*：計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器（ダイヤフラム式） 計測装置のうち圧力検出器（ブルドン管式） 計測装置のうちSRNM前置増幅器 計測装置のうち放射線検出器（イオンチェンバ式）</p>	中長期
20	<p>原子炉格納容器内の電動（交流）弁用駆動部*の絶縁特性低下については、60年間の運転期間における熱、放射線、機械的作用及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を実施する。</p> <p>*：原子炉格納容器内の電動（交流）弁用駆動部 （固定子コイル、口出線・接続部品、ブレーキ電磁コイル）</p>	中長期
21	<p>原子炉格納容器外の電動（交流・直流）弁用駆動部*の絶縁特性低下については、60年間の運転期間における熱、機械的作用及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を実施する。</p> <p>*：原子炉格納容器外の電動（交流・直流）弁用駆動部 （固定子コイル、口出線・接続部品、ブレーキ電磁コイル、回転子コイル）</p>	中長期
22	<p>原子炉格納容器の電気ペネトレーション（キャニスタ型）の絶縁特性低下及び気密性低下については、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施する。この試験結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p>	中長期

※1：実施時期における、短期とは平成20年4月18日からの5年間、中長期とは平成20年4月18日からの10年間をいう。

(6) 6号炉 長期保守管理方針 (始期：平成21年10月24日，適用期間：10年間)

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{※1}
1	<p>原子炉再循環系ポンプ等[*]の疲労割れについては，実過渡回数に基づく疲労評価を実施する。</p> <p>[*]：原子炉再循環系ポンプ（ケーシング）</p> <p>原子炉圧力容器（給水ノズル，主フランジ，スタッドボルト，下鏡，支持スカート）</p> <p>原子炉格納容器（機械ペネトレーションベローズ）</p> <p>炉内構造物（炉心シュラウド，シュラウドサポート）</p> <p>主蒸気系・給水系炭素鋼配管</p> <p>原子炉再循環系ステンレス鋼配管</p> <p>原子炉再循環ポンプ出口弁（弁箱）</p> <p>原子炉給水ライン入口弁（弁箱）</p> <p>原子炉給水ライン逆止弁（弁箱）</p> <p>主蒸気隔離弁（弁箱）</p>	中長期
2	<p>原子炉圧力容器の照射脆化については，最新の脆化予測式による評価を実施する。また，その結果を踏まえ，確立した使用済試験片の再生技術の早期適用による追加試験の実施の要否を判断し，要の場合はそれを反映した取出計画を策定する。</p>	中長期
3	<p>炉内構造物[*]の中性子照射による靱性低下については，火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」，日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（内規）」（平成21年2月27日付け平成21-02-18原院第2号）に基づく点検を実施する。また，点検結果及びオーステナイトステンレス鋼の中性子照射による靱性低下に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には，保全への反映の要否を判断し，要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>[*]：炉内構造物（上部格子板，炉心シュラウド，炉心支持板，周辺及び中央燃料支持金具，制御棒案内管）</p>	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{※1}
4	<p>原子炉圧力容器等*の粒界型応力腐食割れについては、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（内規）」（平成21年2月27日付け平成21・02・18原院第2号）に基づく点検を実施する。また、点検結果及び粒界型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>*：原子炉圧力容器（ノズル、セーフエンド、シール、制御棒駆動機構ハウジング、中性子束計測ハウジング、スタブチューブ、ブラケット）</p> <p>原子炉再循環系ステンレス鋼配管</p> <p>主蒸気系（蒸気部）ステンレス鋼配管</p> <p>炉内構造物（炉心シュラウド、上部格子板、炉心支持板、周辺燃料支持金具、炉心スプレイ配管／スパージャ、差圧検出／ほう酸水注入系配管、ジェットポンプ、中性子束計測案内管、シュラウドサポート、制御棒案内管、残留熱除去系配管、給水スパージャ、シュラウドヘッド及び気水分離器、蒸気乾燥器）</p>	中長期
5	<p>ジェットポンプの粒界型応力腐食割れについては、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（内規）」（平成21年2月27日付け平成21・02・18原院第2号）に基づく点検を実施する。</p>	短期
6	<p>気体廃棄物処理系排ガス予熱器等*の粒界型応力腐食割れについては、探傷可能な範囲の耐圧部の溶接部について超音波探傷検査による点検を実施する。</p> <p>*：気体廃棄物処理系排ガス予熱器（胴、管板、水室）</p> <p>気体廃棄物処理系排ガス復水器（胴、管板）</p> <p>気体廃棄物処理系排ガス再結合器（胴、鏡板）</p> <p>気体廃棄物処理系ステンレス鋼配管</p>	短期

No.	保守管理の項目	実施時期*1
7	<p>炉内構造物*の照射誘起型応力腐食割れについては、火力原子力発電技術協会「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン」、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004」又は原子力安全・保安院指示文書「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（内規）」（平成21年2月27日付け平成21・02・18原院第2号）に基づく点検を実施する。また、点検結果及び照射誘起型応力腐食割れ発生に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>*：炉内構造物（上部格子板、炉心シュラウド、炉心支持板、周辺燃料支持金具、制御棒案内管）</p>	中長期
8	<p>制御棒（ボロン・カーバイド型）*の照射誘起型応力腐食割れについては、制御棒の点検を実施し、蓄積した点検データに基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は予防保全措置の実施計画を策定する。</p> <p>*：制御棒（制御材被覆管、シース、タイロッド、ピン、上部ハンドル）</p>	中長期
9	<p>高圧タービン等*の応力腐食割れについては、超音波探傷検査を実施する。</p> <p>*：高圧タービン（翼・車軸接合部） 低圧タービン（翼・車軸接合部）</p> <p>タービン駆動原子炉給水ポンプ駆動タービンの翼・車軸接合部の応力腐食割れについては、高圧タービン等の検査結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p>	中長期
10	<p>原子炉格納容器のドライウェルスプレイヘッド及びサブプレッションチェンバスプレイヘッドの腐食については、内面の目視点検を実施する。</p>	短期

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{※1}
11	<p>残留熱除去海水系炭素鋼配管等*の外面腐食については、原子力安全・保安院指示文書「原子力発電所の定期事業者検査に関する解釈（内規）の制定について」（平成20年6月24日付け平成20-06-23-原院第6号）に基づき、過去の不適合事象に鑑み、別途点検計画を立案し、点検を実施する。また、内面腐食については、フランジ部の点検に合わせてライニングの目視点検を実施するとともに、ライニングの健全性の確認結果に基づき、補修の要否を判断し、要の場合は補修を実施する。</p> <p>*：残留熱除去海水系炭素鋼配管 補機冷却海水系炭素鋼配管 復水補給水系炭素鋼配管 非常用ディーゼル機関付属設備冷却水系配管（海水系）</p>	中長期
12	<p>気体廃棄物処理系炭素鋼配管の外面腐食については、地中埋設部の代表部位の目視点検を実施する。</p>	中長期
13	<p>可燃性ガス濃度制御系設備等*の腐食については、肉厚測定を実施する。</p> <p>*：可燃性ガス濃度制御系設備（配管） 蒸気式空気抽出器（胴）</p>	短期
14	<p>炭素鋼配管及び低合金鋼配管内面のFAC, LDIについては、FAC, LDIに関する日本機械学会「発電用原子力設備規格 沸騰水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格 JSME S NH1-2006」を踏まえつつ、安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は社内指針を改定する。また、肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管（グラウンド蒸気系、原子炉冷却材浄化系）は、今後の減肉進展の実測データを反映した耐震安全性の再評価を実施する。</p> <p>なお、配管の減肉を想定した耐震安全性評価手法に関する安全基盤研究の成果が得られた場合には、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p>	短期 (終了は中長期)
15	<p>後打ちケミカルアンカの樹脂の劣化については、類似環境下にある機器の取替が行われる場合、調査を実施する。</p>	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{*1}
16	<p>機器付基礎ボルト等*の腐食については、機器の取替が行われる場合、調査を実施する。</p> <p>*：機器付基礎ボルト（基礎ボルト直上部） 後打ちメカニカルアンカ （後打ちメカニカルアンカ直上部、コンクリート埋込部） 後打ちケミカルアンカ （後打ちケミカルアンカ直上部） 主要変圧器（タンク、底板ビーム） 所内変圧器（タンク、底板ビーム）</p>	中長期
17	<p>可燃性ガス濃度制御系設備配管のクリープについては、内部の目視点検を実施する。</p>	中長期
18	<p>高圧難燃CVケーブル等*の絶縁体の絶縁特性低下については、原子力安全基盤機構による安全研究「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」の成果を反映し、長期健全性の再評価を実施する。</p> <p>*：高圧難燃CVケーブル KGBケーブル 難燃CVケーブル 難燃一重同軸ケーブル 難燃二重同軸ケーブル 難燃三重同軸ケーブル 難燃PNケーブル</p> <p>難燃PNケーブルの絶縁体の絶縁特性低下については、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価を実施する。この再評価結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p>	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期 ^{*1}
19	<p>端子台等*の絶縁物の絶縁特性低下については、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施し、健全性の再評価を実施する。この再評価結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>*：端子台 (絶縁物：ジアリルフタレート樹脂，ポリフェニレンエーテル樹脂) 同軸コネクタ (絶縁物：テフロン，架橋ポリスチレン)</p>	中長期
20	<p>計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器（ダイヤフラム式）等*の特性変化及び温度検出器（熱電対式，測温抵抗体式）の絶縁特性低下については、事故時雰囲気における動作が要求される場合、供用期間の経年変化を考慮した事故時耐環境性能評価に関して、日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」を考慮した検証を実施する。この検証結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。</p> <p>*：計測装置のうち圧力伝送器／差圧伝送器（ダイヤフラム式） 計測装置のうちSRNM前置増幅器 計測装置のうち放射線検出器（イオンチェンバ式）</p>	中長期
21	<p>原子炉格納容器内の電動（交流）弁用駆動部*の絶縁特性低下については、60年間の運転期間における熱、放射線、機械的作用及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を実施する。</p> <p>*：原子炉格納容器内の電動（交流）弁用駆動部 (固定子コイル，口出線・接続部品，ブレーキ電磁コイル)</p>	中長期
22	<p>原子炉格納容器外の電動（交流・直流）弁用駆動部*の絶縁特性低下については、60年間の運転期間における熱、機械的作用及び事故時雰囲気による劣化を想定した評価を実施する。</p> <p>*：原子炉格納容器外の電動（交流・直流）弁用駆動部 (固定子コイル，口出線・接続部品，ブレーキ電磁コイル，回転子コイル)</p>	中長期

No.	保守管理の項目	実施時期※1
23	原子炉格納容器の電気ペネトレーション（モジュール型）の絶縁特性低下及び気密性低下については、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した長期健全性試験を実施する。この試験結果に基づき、保全への反映の要否を判断し、要の場合は実施計画を策定する。	中長期

※1：実施時期における、短期とは平成21年10月24日からの5年間、中長期とは平成21年10月24日からの10年間をいう。