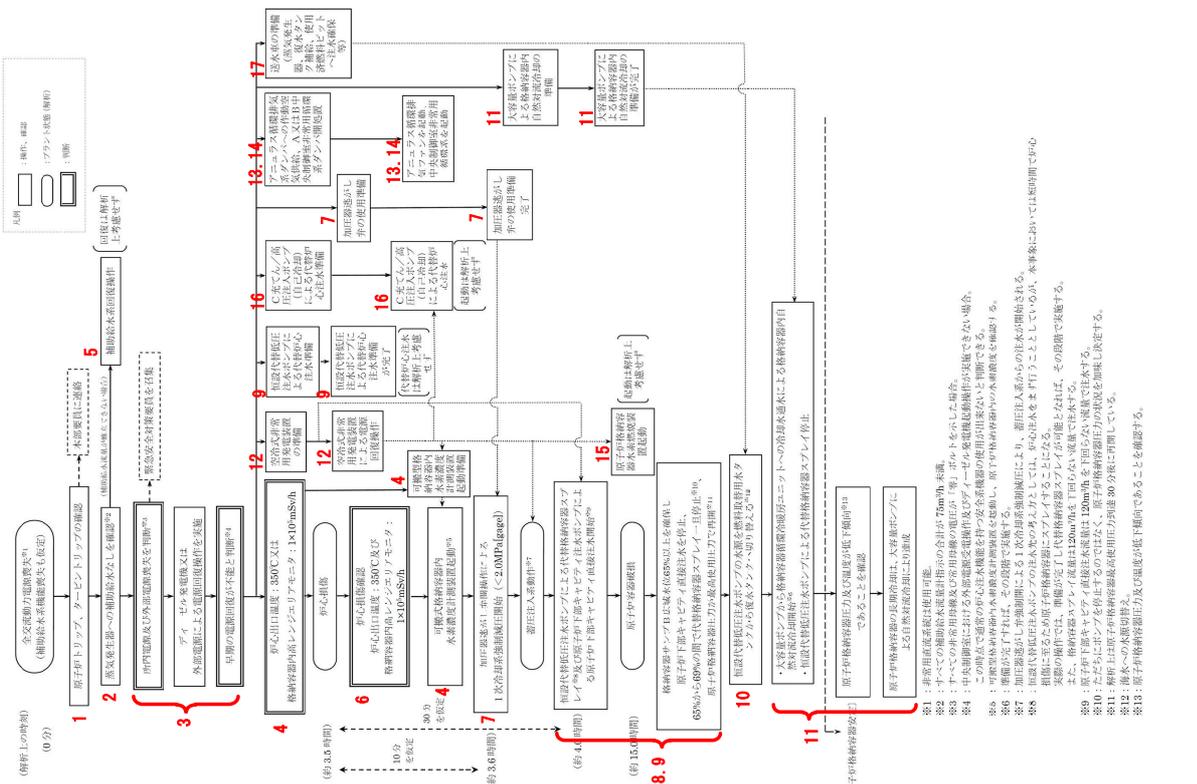
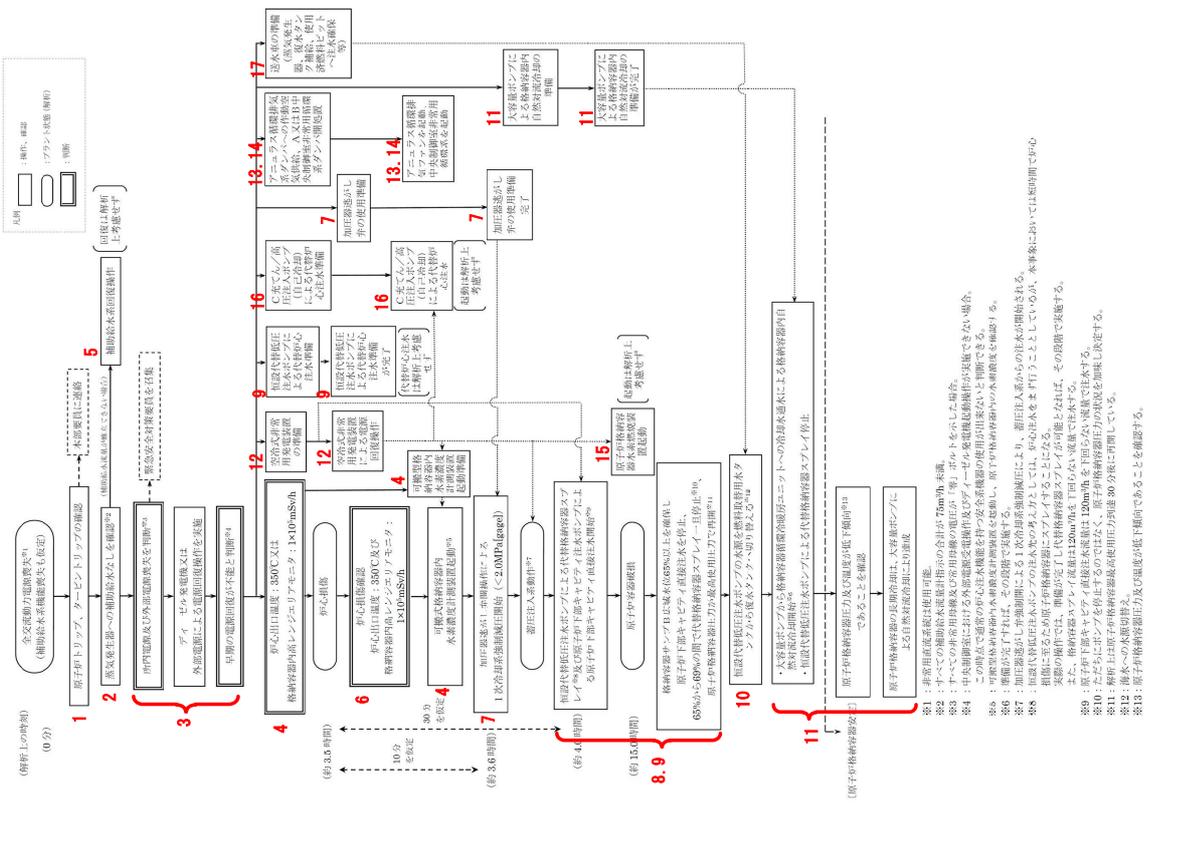


保安規定		社内規定
添付資料		表-20 (要員・時間)
1	添付1 表-1 原子炉トリップ 「原子炉トリップの確認」「タービン・発電機トリップの確認」 制御棒が全挿入し原子炉がトリップしたことを確認する。 タービントリップし、引き続き発電機がトリップしたことを確認する。なお、自動トリップがなければ、手動によりトリップを行う。	事故時操作所則 「原子炉トリップ」
2	添付1 表-1 原子炉トリップ 「蒸気発生器による除熱確認」 添付1 表-12 蒸気発生器除熱機能の維持 「導入条件」 蒸気発生器水位異常低信号の発出により、補助給水ポンプが起動し、蒸気発生器へ注水されることを確認する。 全蒸気発生器蒸気発生器水位が下流以下および補助給水流量が電動補助給水ポンプ1台分の注水流量未満	事故時操作所則 第二部 「蒸気発生器除熱機能の維持」
3	添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「導入条件」「全交流動力電源喪失判断」 全ての非常用母線および非常用母線の電圧が零ボルト 外部電源喪失、タービン発電機起動不能等により所内電源が喪失したことを確認する。 交流動力電源の早期回復不能を判断し、全交流電源喪失時の措置を開始する。	事故時操作所則 第二部 「全交流電源喪失 (原子炉運転時-1.2.3.4 [余熱除去運転中以外])」
4	添付3 表-9 水素発生による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等 「水素濃度監視」「可搬型格納容器内水素濃度計測装置」 炉心出口温度が50℃以上または格納容器内高シフトモニタ(高シフト)の指示が $1 \times 10^5$ mSv/h以上に到達した場合、可搬型格納容器内水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型格納容器ガス試料圧縮装置を起動し、可搬型格納容器内水素濃度計測装置を起動後、格納容器内の水素濃度を確認する。	6人 45分
5	添付1 表-12 蒸気発生器除熱機能の維持 「蒸気発生器注水の確保」 補助給水系による蒸気発生器の注水回復を図る。 回復できなければ注給水系または蒸気発生器水張り系により、蒸気発生器への注水を回復させる。	事故時操作所則 第二部 「S/G除熱機能の維持」
6	添付3 1.重大事故等対策 1.3 手順書の整備 炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防止する事項による対応で、事故収束まで炉心損傷に至る場合は、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する事項に移行して対応措置を実施する。	-
7	添付3 表-3 原子炉冷却材圧力バランを減圧するための手順等 「高圧容器放物取出および格納容器内真空直接加熱防止」 炉心損傷時、1次冷却材圧力が2.0MPa(gage)以上である場合、高圧溶融物放出および格納容器雰囲気真空直接加熱による格納容器破損を防止するため、加圧器遊がし弁により1次冷却系を減圧する。	事故時操作所則 第三部 「主要操作」



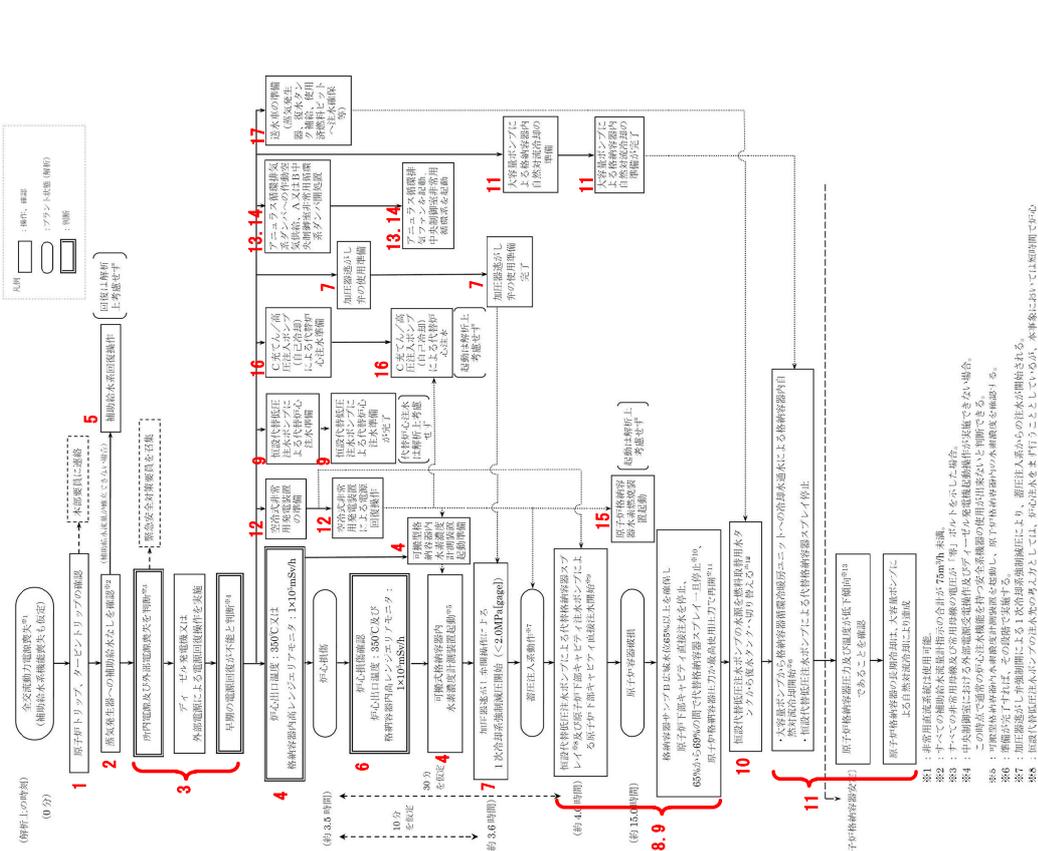
第 7.2.1.2.5 図 「券囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」  
の事象進展（対応手順の概要）  
（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）

保安規定		社内規定
添付資料		表-20 (要員・時間)
添付3 表-8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等 「原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却 全交流動力電源または原子炉補機冷却機能喪失 原子炉下部キャビティ注水」 炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器下部に落下した溶融炉心を冠水するために十分な水位が確保できない場合、空冷式非常用発電装置により受電した原子炉下部キャビティ注水ポンプにより燃料取替用水タンクの水を原子炉下部キャビティへ直接注水する。溶融炉心を冠水するために十分な水位が確保された場合は、原子炉下部キャビティ注水ポンプを停止する。注水完了後に、原子炉下部キャビティの水位が確認できない場合は、原子炉下部キャビティへ直接注水を再開する。	-	
添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「代替炉心注水他準備」 添付3 表-8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等 「原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却 全交流動力電源または原子炉補機冷却機能喪失」 炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器下部に落下した溶融炉心を冠水するために十分な水位が確保できない場合、空冷式非常用発電装置により受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンクの水を格納容器へスプレイする溶融炉心を冠水するために十分な水位が確保された場合は、恒設代替低圧注水ポンプを停止し、その後は水位を維持する。	10人 2.5時間	
添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「代替炉心注水他準備」 添付3 表-5 最終ヒートンクへ熱を輸送するための手順等 添付3 表-6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 「炉心損傷後 サポート系機能喪失時 格納容器内自然対流冷却」 炉心の著しい損傷が発生した場合に全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失が発生し、格納容器内の冷却機能が喪失した場合、大容量ポンプを配置、接続し、A格納容器確保環冷層二ツツに海水を冠水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。	22人 7.5時間	
添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「代替電源からの受電」 添付3 表-14 電源の確保に関する手順等 全交流動力電源喪失時に、外部電源受電操作およびディーゼル発電機の起動操作を実施しても、非常用高圧母線の電圧等が確立しない場合、空冷式非常用発電装置から受電準備を行った後、空冷式非常用発電装置により給電する。	6人 20分	



第 7.2.1.2.5 図 「券囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の事象進展（対応手順の概要）  
（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）

保安規定		社内規定
添付資料		表-20 (要員・時間)
添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「代替炉心注水他準備」 添付3 表-10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等 「水素排出」 A.アニオス循環排気系の弁に窒素ポンプ（アニオス排気弁等作動用）から代替制御用空気を供給するための系統構成を行い、代替電源設備から給電した後、A-アニオス循環排気ファンを運転する。	4人 35分	事故時操作所則 第二部 「全交流電源喪失 (原子炉運転モード1,2,3,4 [余熱除去運転中以外])」
添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「代替炉心注水他準備」 添付3 表-16 中央制御室の居住性に関する手順等 「居住性の確保」 手動によるタンクの開操作により中央制御室換気系隔離モードの系統構成を行い、代替交流電源設備による給電後、中央制御室換気設備を運転する。	3人 65分	事故時操作所則 第二部 「全交流電源喪失 (原子炉運転モード1,2,3,4 [余熱除去運転中以外])」 SA所選
添付3 表-9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等 「水素濃度低減 原子炉格納容器水素燃焼装置」 代替電源設備である冷式非常用発電装置からの給電後、速やかに原子炉格納容器水素燃焼装置を起動する。また、原子炉格納容器水素燃焼装置の作動状況を、原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の温度指示の上昇により確認する。	-	事故時操作所則 第二部 「全交流電源喪失 (原子炉運転モード1,2,3,4 [余熱除去運転中以外])」
添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「代替炉心注水他準備」 添付3 表-8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等 「溶融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止 全交流動力電源または原子炉補機冷却機能喪失 代替炉心注水」 C充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)により燃料取替用タンク水を原子炉へ注入する。	14人 90分	事故時操作所則 第二部 「全交流電源喪失 (原子炉運転モード1,2,3,4 [余熱除去運転中以外])」 第三部 「主要操作」 SA所選
添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「代替炉心注水他準備」 蒸気発生器、使用済燃料ビットの注水準備を行う。	-	事故時操作所則 第二部 「全交流電源喪失 (原子炉運転モード1,2,3,4 [余熱除去運転中以外])」



第 7.2.1.2.5 図 「券囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の事象進展（対応手順の概要）  
（外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）



添付 1 表 - 1

表 - 1 (1号炉および2号炉)

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>1. 原子炉トリップ</p>
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉を停止し、未臨界を維持する。</li> <li>・原子炉停止後の炉心崩壊熱を除去し、モード3（高温停止）を確立する。</li> </ul>
<p>② 導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉トリップ設定値に達した場合</li> <li>・原子炉トリップ設定値に達する前に原子炉を手動トリップした場合</li> </ul>
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p><b>原子炉トリップの確認</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 原子炉トリップの警報発信を確認する。</li> <li>2. 制御棒が全挿入し原子炉がトリップしたことを、以下により確認する。なお、原子炉が自動トリップする設定値になっても、自動トリップしない場合には、手動によりトリップを行う。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉トリップしゃ断器の開放表示</li> <li>・制御棒炉底位置表示の点灯</li> <li>・中性子束出力指示値の低下</li> </ul> </li> <li>3. 自動または手動による原子炉トリップに成功しなければ、『安全機能ベース運転操作基準「未臨界の維持」』へ移行する。</li> </ol>
<p><b>タービン・発電機トリップの確認</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. タービンがトリップし、引き続き発電機がトリップしたことを確認する。なお、自動トリップしなければ、手動によりトリップを行う。</li> </ol>
<p><b>蒸気発生器による除熱確認</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. タービンバイパス弁または主蒸気大気放出弁の制御状態を確認し、モード3（高温停止）となることを、1次冷却材温度により確認する。</li> <li>2. 蒸気発生器水位異常低信号の発信により、補助給水ポンプが起動し、蒸気発生器へ注水されることを確認する。</li> <li>3. 補助給水系により蒸気発生器水位の調整を行う。</li> </ol>
<p><b>加圧器圧力・水位の整定</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 加圧器逃がし弁が閉止しており、加圧器圧力が正常であることを確認する。</li> <li>2. 加圧器水位が正常であることを確認する。</li> </ol>

1

1

2

添付-1 表-8

表-8 (1号炉および2号炉)

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>4. サポート系の確保</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失</p>	
<p>① 目的</p> <p>・全ての交流動力電源が喪失した状態でプラントを安定させ、早期に電源を回復させる。</p>	
<p>② 導入条件</p> <p>・全ての非常用母線および常用母線の電圧が零ボルト</p>	3
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p><b>原子炉トリップの確認</b></p> <p>1. 原子炉トリップの確認を行う。</p> <p><b>タービン・発電機トリップの確認</b></p> <p>1. タービントリップ、発電機トリップの確認を行う。</p> <p><b>補助給水流量の確認</b></p> <p>1. 補助給水流量により補助給水機能が健全であることを確認する。</p> <p><b>全交流動力電源喪失判断</b></p> <p>1. 外部電源喪失、ディーゼル発電機起動不能等により所内電源が喪失したことを確認する。</p> <p>2. 交流動力電源の早期回復不能を判断し、全交流電源喪失時の措置を開始する。</p> <p><b>代替電源からの受電</b></p> <p>1. 代替電源（非常用発電機等）から受電したことを確認する。</p> <p><b>代替炉心注水他準備</b></p> <p>1. 代替炉心注水の準備、アニュラス循環排気系、中央制御室空調系の準備、原子炉格納容器内自然対流冷却の準備、燃料取替用水タンクの保有水確保準備および蒸気発生器、使用済燃料ピットへの注水準備を行う。</p> <p><b>1次冷却系からの漏えいの有無の確認</b></p> <p>1. 1次冷却材漏えいの有無を確認する。</p> <p><b>蒸気発生器2次側による1次冷却系の強制冷却</b></p> <p>1. 補助給水機能が確保されていれば、主蒸気大気放出弁を現場手動にて全開とし、1次冷却系の強制冷却を行う。</p> <p>2. 1次冷却系の減圧により、蓄圧注入系が動作していることを確認する。</p>	3 3 12 9, 10, 11 13, 14 16, 17

添付-1 表-12

表-12 (1号炉および2号炉)

安全機能ベース運転操作基準	
3. 蒸気発生器除熱機能の維持	
① 目的	
<ul style="list-style-type: none"> <li>蒸気発生器2次側の保有水を回復し、蒸気放出経路を確保するための適切な運転操作を行い、蒸気発生器除熱機能を維持する。</li> </ul>	
② 導入条件	④ 脱出条件
<ul style="list-style-type: none"> <li>全蒸気発生器狭域水位が下端以下および補助給水流量が電動補助給水ポンプ1台分の注水流量未満</li> <li>いずれかの蒸気発生器圧力が主蒸気安全弁作動設定値圧力以上で上昇継続</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次冷却材圧力が健全蒸気発生器圧力より低い場合</li> <li>または</li> <li>余熱除去系による除熱ができる場合</li> <li>または</li> <li>補助給水流量が電動補助給水ポンプ1台分の注水流量以上、またはいずれかの蒸気発生器狭域水位が下端以上</li> </ul>
③ 主な監視操作内容	
蒸気発生器蒸気放出経路の確保	
1. 主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁による蒸気放出経路の回復を図る。	
蒸気発生器注水の確保	
<ul style="list-style-type: none"> <li>1. 補助給水系による蒸気発生器の注水回復を図る。 <ul style="list-style-type: none"> <li>回復できなければ主給水系または蒸気発生器水張り系により、蒸気発生器への注水を回復させる。</li> <li>蒸気発生器への注水が回復せず、全蒸気発生器広域水位が可視範囲以下となれば、1次冷却系のフィードアンドブリード運転へ移行する。</li> </ul> </li> </ul>	
1次冷却系のフィードアンドブリード運転	
<ul style="list-style-type: none"> <li>1. 非常用炉心冷却系作動信号を手動にて発信させる。</li> <li>2. 加圧器逃がし弁を強制開とし1次冷却系のフィードアンドブリード運転を開始する。</li> </ul>	
1次冷却系のフィードアンドブリード停止	
<ul style="list-style-type: none"> <li>1. 蒸気発生器2次側による除熱機能が回復すれば、蒸気発生器2次側による1次冷却系の冷却を行い、1次冷却系フィードアンドブリード運転を停止する。 <ul style="list-style-type: none"> <li>回復できなければ、余熱除去系による1次冷却系の冷却を行い、1次冷却系フィードアンドブリード運転を停止する。</li> </ul> </li> <li>2. 蒸気発生器2次側による1次冷却系の冷却後、余熱除去系による冷却を行う。</li> </ul>	

2

5

### 添付－3 1.3手順書の整備

- c 故障および設計基準事象に対処する事項  
運転時の異常な過渡変化および設計基準事故の対応措置に使用
- d 炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防止する事項  
安全機器の多重故障等が発生し、設計基準事故を超えた場合の対応措置に使用
- e 炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する事項  
炉心損傷時に、炉心の著しい損傷の緩和および原子炉格納容器の破損を防止するために実施する対応措置に使用
- (4) 支援組織用の社内標準に緊急時対策本部が重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確に定める。
- (5) 運転員用の社内標準は、事故の進展状況に応じて、構成を明確化し、各項目間を的確に移行できるよう、移行基準を明確に定める。
  - a 故障および設計基準事故に対処する事項により事故判別ならびに初期対応を行う。
  - b 多重故障等により設計基準事故を超えた場合は、炉心の著しい損傷および原子炉格納容器破損を防止する事項（事象ベース）に移行する。
  - c 事象の判別ならびに初期対応を行っている場合または事象ベースの事項にて事故対応操作中は、安全機能パラメータを常に監視し、あらかじめ定めた適用条件が成立すれば、炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防止する事項の、安全機能ベースの事項に移行する。
  - d 原因が明確で、かつその原因除去あるいは対策が優先されるべき場合は、安全機能ベースの事項には移行せず、その原因に対する事象ベースの事項を優先する。
  - e 多重故障が解消され安全機能が回復すれば、故障および設計基準事故に対処する事項に戻り処置を行う。
  - f 炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防止する事項による対応で、事故収束せず炉心損傷に至った場合は、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する事項に移行し対応処置を実施する。

6

カ 安全・防災室長および発電室長は、重大事故等対策実施の判断基準として確認される水位、圧力および温度等の計測可能なパラメータを整理し、社内標準に定めるとともに、以下の重大事故等に対処するための事項についても定める。

具体的な手順については、表－15「事故時の計装に関する手順等」参照。

- (7) 監視することが必要なパラメータをあらかじめ選定し、重要な監視パラメータと有効な監視パラメータに位置づけること。
- (イ) 通常使用するパラメータが故障等により計測不能な場合は、代替パラメータにて当該パラメータを推定する方法に関すること。
- (ウ) 記録が必要なパラメータおよび直流電源が喪失しても可搬型計測器により計測可能なパラメータをあらかじめ選定すること。
- (エ) パラメータ挙動予測、影響評価すべき項目および監視パラメータ等に関すること。

また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、運転員が監視すべきパラメータの選定、状況の把握および進展予測ならびに対応処置の参考情報とし、

添付-3 表-3

<p>減を図るとともに現場の環境が悪化した場合でも対応が可能となるため、使用可能であれば多様性拡張設備である窒素ポンベ（主蒸気大気放出弁作動用）または可搬式空気圧縮機（主蒸気大気放出弁作動用）により駆動源を確保し中央制御室から遠隔操作を行う。なお、状況に応じて放射線防護具を着用し、線量計を携帯する。</p> <p>加圧器逃がし弁を確実に動作させるために、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）の設定圧力は、有効性評価における原子炉容器破損前の格納容器圧力を考慮した上で余裕を持たせた値に設定する。</p> <p>○ タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保</p> <p>全交流動力電源喪失時において1次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気大気放出弁およびタービン動補助給水流量制御弁後弁の開度を調整し、1次冷却材圧力が封水戻りライン安全弁吹き止まり圧力まで低下すれば、その状態を保持する。</p> <p>○ 作業性</p> <p>タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁は、現場において専用工具を用いて弁を押し上げる単純な操作で、タービン動補助給水ポンプ起動弁についても手動ハンドルにより容易に操作できる。専用工具については速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。</p> <p>主蒸気大気放出弁は、現場において専用工具を用いて容易に操作できる。専用工具については速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。</p>
<p>③ 復旧に係る手順等</p> <p>当直課長は、常設直流電源喪失時、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）により加圧器逃がし弁へ給電することで、中央制御室から遠隔操作を行う。</p> <p>常設直流電源喪失時の代替電源確保等に関する手順は、表-14「電源の確保に関する手順等」参照。</p>
<p>④ 炉心損傷時における高圧溶融物放出および格納容器雰囲気直接加熱を防止する対応手段</p> <p><b>高圧溶融物放出および格納容器内雰囲気直接加熱防止</b></p> <p>1. 当直課長は、炉心損傷時、1次冷却材圧力が 2.0 MPa [gage] 以上である場合、高圧溶融物放出および格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため、加圧器逃がし弁により1次冷却系を減圧する。</p> <p>(1) 手順の判断基準</p> <p>炉心損傷時、1次冷却材圧力が 2.0 MPa [gage] 以上の場合</p>

7

<p>3. 格納容器内自然対流冷却</p> <p>(1) 大容量ポンプを用いたA格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却</p> <p>当直課長は、全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、大容量ポンプを配置、接続し、A格納容器循環冷暖房ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A格納容器循環冷暖房ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。海水通水後、可搬型温度計測装置等によりA格納容器循環冷暖房ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力および温度の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失が発生した場合</p>	11
<p>4. 大容量ポンプによる代替補機冷却</p> <p>(1) 大容量ポンプによる補機冷却水（海水）通水</p> <p>当直課長は、全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、大容量ポンプによりB充てん／高圧注入ポンプ、B余熱除去ポンプに補機冷却水（海水）を通水し、各補機の機能回復を図る。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失が発生した場合</p>	
<p>フロントライン系機能喪失時・サポート系機能喪失時</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>○ 優先順位</p> <p>補助給水ポンプについては、電動補助給水ポンプを優先して使用し、電動補助給水ポンプが使用できなければ、タービン動補助給水ポンプを使用する。</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、空冷式非常用発電装置の燃料消費量削減の観点から、タービン動補助給水ポンプを使用できる間は、電動補助給水ポンプは起動せず後備の設備として待機させる。</p> <p>○ 作業性</p> <p>大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却に係る可搬型ホース等の接続については速やかに作業ができるように大容量ポンプの保管場所に使用工具および可搬型ホースを配備する。また、原子炉補機冷却水系と海水系を接続するディスタンスピース取替えについても速やかに作業ができるよう、作業場所近傍に使用工具を配備する。</p> <p>主蒸気大気放出弁は、現場において専用工具を用いて容易に操作できる。専用工具については速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。</p> <p>○ 主蒸気大気放出弁現場操作時の環境条件</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損または主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合において、現場での主蒸気大気放出弁操作を行う必要がある場合、初動対</p>	

添付-3 表-6

<p>プレクーラ出口流量等にて確認できない場合に、格納容器へのスプレイするために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保され、原子炉下部キャビティ注水ポンプを原子炉下部キャビティ直接注水に使用していない場合</p>	
<p><b>炉心損傷後</b></p> <p><b>サポート系機能喪失時</b></p> <p>1. 代替格納容器スプレイ</p> <p>当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合に全交流動力電源または原子炉補機冷却機能喪失による格納容器内の冷却機能が喪失した場合、以下の手順により格納容器へスプレイする。</p> <p>(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ</p> <p>当直課長は、格納容器圧力が最高使用圧力以上となった場合、空冷式非常用発電装置により受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、原子炉補機冷却機能が喪失し、原子炉補機冷却水の通水を原子炉補機冷却水供給母管流量等にて確認できない場合に、格納容器圧力が最高使用圧力 (261 kPa [gage]) 以上で、格納容器にスプレイするために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合</p> <p>(2) 原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイ</p> <p>当直課長は、原子炉下部キャビティ直接注水に使用していないことを確認して空冷式非常用発電装置により受電した原子炉下部キャビティ注水ポンプより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、格納容器へのスプレイがB内部スプレクーラ出口流量等にて確認できない場合に、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保され、原子炉下部キャビティ注水ポンプを原子炉下部キャビティ直接注水に使用していない場合</p> <p>2. 格納容器内自然対流冷却</p> <p>(1) 大容量ポンプを用いたA格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却</p> <p>当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合に全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失が発生し、格納容器内の冷却機能が喪失した場合、大容量ポンプを配置、接続し、A格納容器循環冷暖房ユニット冷却状態監視のため可搬型温度計測装置を取付け後、A格納容器循環冷暖房ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。海水通水後、可搬型温度計測装置等に</p>	

11

添付-3 表-6

11

よりA格納容器循環冷暖房ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力および温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合に、原子炉補機冷却機能が喪失し、原子炉補機冷却水の通水を、原子炉補機冷却水供給母管流量等にて確認できない場合

炉心損傷前 フロントライン系機能喪失時・炉心損傷前 サポート系機能喪失時・  
炉心損傷後 フロントライン系機能喪失時・炉心損傷後 サポート系機能喪失時

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

炉心損傷前および炉心損傷後のフロントライン系機能喪失時は、継続的な冷却実施の観点および格納容器内の重要機器の水没を未然に防止する観点から、代替格納容器スプレイよりも格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、サポート系機能喪失時の格納容器内自然対流冷却では大容量ポンプを使用するため準備に時間を要することから、使用を開始するまでの間に格納容器圧力が最高使用圧力以上となる場合は代替格納容器スプレイを使用する。

炉心損傷前および炉心損傷後のフロントライン系機能喪失時またはサポート系機能喪失時に代替格納容器スプレイに使用する補機の優先順位は、恒設代替低圧注水ポンプを優先し、次に原子炉下部キャビティ注水ポンプを使用する。

○ 恒設代替低圧注水ポンプの注入先について

(1) 炉心損傷前

フロントライン系機能喪失時またはサポート系機能喪失時に、格納容器内の冷却機能が喪失した場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。

炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を燃料取替用水タンクから格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。なお、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、代替炉心注水が必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切り替える。

(2) 炉心損傷後

フロントライン系機能喪失時またはサポート系機能喪失時に、格納容器内の冷却機能が喪失した場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。

注水先の切替えが必要な場合、以下の手順により注水先を格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。

炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを

添付-3 表-8

<p>a. 手順着手の判断基準 格納容器サンプB広域水位が 65 % 未満もしくは原子炉下部キャビティ水位計により水位が確認できない、かつ、内部スプレポンプ3台以上の故障等により、必要な格納容器へのスプレイ流量が内部スプレクーラ出口流量等にて確認できない場合、または、原子炉下部キャビティ注水完了後に原子炉下部キャビティ水位計により水位が確認できない場合に、原子炉下部キャビティへ直接注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合</p> <p>3. 代替格納容器スプレイ (1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ 当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、内部スプレポンプ全台の故障等により格納容器内への注水機能が喪失し、熔融炉心を冠水するために十分な水位がない場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。熔融炉心を冠水するために十分な水位が確保された場合は、恒設代替低圧注水ポンプを停止し、その後は水位を維持する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 格納容器サンプB広域水位が 65 % 未満で、かつ、内部スプレポンプ全台の故障等により、格納容器へのスプレイが内部スプレクーラ出口流量等にて確認できない場合に、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合</p>	<p>全交流動力電源または原子炉補機冷却機能 喪失</p>
<p>1. 原子炉下部キャビティ注水 (1) 原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水 当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器下部に落下した熔融炉心を冠水するために十分な水位がない場合、以下の手順により原子炉下部キャビティへ直接注水する。 空冷式非常用発電装置により受電した原子炉下部キャビティ注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉下部キャビティへ直接注水する。熔融炉心を冠水するために十分な水位が確保された場合は、原子炉下部キャビティ注水ポンプを停止する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 注水完了後に、原子炉下部キャビティの水位が確認できない場合は、原子炉下部キャビティへの直接注水を再開する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、熔融炉心を冠水するために十分な水位がない場合（格納容器サンプB広域水位が 65 % 未満もしくは原子炉下部キャビティ水位計により水位が確認できない）または、原子炉下部キャビティ注水完了後に原子炉下部キャビティ水位計により水位が確認できない場合に、原子炉下部キャビティへ直接注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合</p>	<p>8</p>

2. 代替格納容器スプレイ

(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器下部に落下した熔融炉心を冠水するために十分な水位がない場合、空冷式非常用発電装置により受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。熔融炉心を冠水するために十分な水位が確保された場合は、恒設代替低圧注水ポンプを停止し、その後は水位を維持する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

炉心が損傷し、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、熔融炉心を冠水するために十分な水位がない場合（格納容器サブB広域水位 65 % 未満）に、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却	
交流動力電源および原子炉補機冷却機能	健全
全交流動力電源または原子炉補機冷却機能	喪失

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

交流動力電源および原子炉補機冷却機能が健全な場合、格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する手段の優先順位は、内部スプレポンプを使用する格納容器スプレイを優先し、次に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水および恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを使用する。

○ 原子炉下部キャビティの水位監視

熔融炉心冷却のための原子炉下部キャビティ水位を監視するため、格納容器へのスプレイおよび原子炉下部キャビティ直接注水時は原子炉下部キャビティ水位計により確認する。

○ 原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先について

交流動力電源および原子炉補機冷却機能健全または、全交流動力電源もしくは原子炉補機冷却機能喪失時に炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却するために原子炉下部キャビティ注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉下部キャビティへ直接注水する。

注水先の切替えが必要な場合、以下の手順により注水先を原子炉下部キャビティへ切り替え、原子炉下部キャビティ直接注水を行う。

炉心損傷前に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、炉心損傷を判断すれば、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉下部キャビティへ切り替え、原子炉下部キャビティ直接注水を行う。

炉心損傷後に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、原子炉下部キャビティ直接注水が必要と判断すれば、原子炉下

よる代替格納容器スプレイに使用していない場合
全交流動力電源または原子炉補機冷却機能 喪失 1. 代替炉心注水 当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延または防止するため、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。 (1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水 当直課長は、代替格納容器スプレイに使用していないことを確認して空冷式非常用発電装置により受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 a. 手順着手の判断基準 炉心が損傷し、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保され、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイに使用していない場合 (2) C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水 当直課長は、空冷式非常用発電装置により受電したC充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 a. 手順着手の判断基準 全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時において、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合
熔融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止 交流動力電源および原子炉補機冷却機能 健全・ 全交流動力電源または原子炉補機冷却機能 喪失 (配慮すべき事項) ○ 優先順位 (1) 交流動力電源および原子炉補機冷却機能 健全 交流動力電源および原子炉補機冷却機能が健全な場合、熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延または防止する手段の優先順位は、中央制御室操作により早期に運転可能な充てん／高圧注入ポンプまたは余熱除去ポンプにより高圧または低圧注入ラインを用いた原子炉への注水を優先する。次にC、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水、充てん／高圧注入ポンプによる充てんラインを用いた炉心注水、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水とする。 (2) 全交流動力電源または原子炉補機冷却機能 喪失 代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを行っていないければ恒設代替低圧注水ポンプを優先する。次にC充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）を使用する。

添付-3 表-9

表-9 (1号炉および2号炉)

<p>操作手順</p> <p>9. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</p>	
<p>① 方針目的</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に、ジルコニウム-水反応および水の放射線分解による水素が、原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）内に放出された場合においても水素爆発による格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減および水素濃度監視を行うことを目的とする。</p>	
<p>② 対応手段等</p> <p><b>水素濃度低減</b></p> <p>1. 静的触媒式水素再結合装置</p> <p>当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器内の水素濃度を低減させるために設置している静的触媒式水素再結合装置の作動状況を、静的触媒式水素再結合装置温度監視装置の温度指示上昇により確認する。常設直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合装置温度監視装置の指示値を確認する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心出口温度 350 °C 以上および格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示が <math>1 \times 10^5</math> mSv/h 以上に到達した場合</p>	
<p>2. 原子炉格納容器水素燃焼装置</p> <p>当直課長は、非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合、原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動を確認する。全交流動力電源が喪失した場合は、代替電源設備である空冷式非常用発電装置からの給電後、速やかに原子炉格納容器水素燃焼装置を起動する。また、原子炉格納容器水素燃焼装置の作動状況を、原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の温度指示の上昇により確認する。常設直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の指示値を確認する。</p>	15
<p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合</p> <p>原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動確認は、事故時における非常用炉心冷却設備作動信号発信後に実施する</p>	15
<p><b>水素濃度監視</b></p> <p>1. 可搬型格納容器内水素濃度計測装置</p> <p>当直課長は、炉心出口温度が 350 °C 以上または格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示が <math>1 \times 10^5</math> mSv/h 以上に到達した場合、可搬型格納容器内水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型格納容器ガス試料圧縮装置を起動し、可搬型格納容器内水素濃度計測装置を起動後、格納容器内の水素濃度を確認する。</p> <p>当直課長は、全交流動力電源喪失および原子炉補機冷却機能喪失時は、空冷式非常用発電装置からの給電操作および可搬型格納容器内水素濃度計測装置の系統</p>	
	4

<p>構成を行い、可搬型原子炉補機冷却水循環ポンプおよび可搬型格納容器ガス試料圧縮装置を起動し、可搬型格納容器内水素濃度計測装置を起動後、格納容器内の水素濃度を確認する。</p> <p>常設直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度を確認する。</p>
<p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心出口温度 350 °C 以上または格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) の指示が <math>1 \times 10^5</math> mSv/h 以上に到達した場合</p>
<p><b>水素濃度低減・水素濃度監視</b></p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>○ 電源確保</p> <p>全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合、代替電源設備により水素濃度低減に使用する設備および水素濃度監視に使用する設備に給電する。代替電源設備により給電する手順は、表－14「電源の確保に関する手順等」参照。</p> <p>○ 原子炉格納容器水素燃焼装置の起動条件</p> <p>炉心損傷の判断後に、電源の回復が炉心出口温度 350 °C 到達後 60 分を経過した場合および炉心損傷の判断に係るパラメータの確認ができない状況では、緊急時対策本部においてプラント情報等により、水素爆轟による原子炉格納容器破損の可能性を判断するとともに、原子炉格納容器水素燃焼装置起動による原子炉格納容器の健全性への影響を判断して起動可否を決定する。</p>

4

添付-3 表-10

表-10 (1号炉および2号炉)

<p>操作手順</p> <p>10. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</p>	
<p>① 方針目的</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素が原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）内に放出され、格納容器から格納容器周囲のアニュラスに漏えいした場合にも、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス内の水素排出および水素濃度監視を行うことを目的とする。</p>	
<p>② 対応手段等</p> <p><b>水素排出</b></p> <p>1. アニュラス循環排気ファン起動による水素排出</p> <p>当直課長は、非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合に、アニュラス循環排気ファンが起動し、アニュラス内の水素を含むガスがアニュラスからアニュラス循環排気フィルタユニットを通して屋外へ排出されていることを、アニュラス内の圧力の低下にて確認する。</p> <p>当直課長は、全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合は、Aアニュラス循環排気系の弁に窒素ポンベ（アニュラス排気弁等作動用）から代替制御用空気を供給するための系統構成を行い、代替電源設備から給電した後、Aアニュラス循環排気ファンを運転する。</p>	
<p>(1) 交流動力電源および直流電源が健全である場合</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合</p>	13
<p>(2) 全交流動力電源または直流電源が喪失した場合</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合</p>	13
<p><b>水素濃度監視</b></p> <p>1. 可搬型アニュラス内水素濃度計測装置による水素濃度測定</p> <p>当直課長は、炉心の損傷を判断した場合、可搬型アニュラス内水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型アニュラス内水素濃度計測装置を起動後、アニュラス内の水素濃度を確認する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、空冷式非常用発電装置からの給電操作および可搬型アニュラス内水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型アニュラス内水素濃度計測装置を起動後、アニュラス内の水素濃度を確認する。また、常設直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、アニュラス内の水素濃度を確認する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心出口温度が 350 °C 以上および格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値が <math>1 \times 10^5</math> mSv/h 以上の場合</p>	

### 添付－3 表－13

取替用水タンクとする。なお、以下の場合は注水先を切り替える。

炉心損傷前に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、注水先を格納容器へ切り替える。また、炉心損傷を判断すれば、注水先を原子炉下部キャビティへ切り替える。

炉心損傷後に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水または代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、注水先をそれぞれ原子炉下部キャビティまたは格納容器へ切り替える。

#### ○ 送水車吸込ロストレーナ閉塞時の対応

送水車の運転時、吸込ロストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

#### 格納容器スプレイのための代替手段および燃料取替用水タンクへの供給

##### 1. 燃料取替用水タンクへの供給ができない場合の代替手段

###### (1) 燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替

当直課長は、重大事故等の発生により、格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクの枯渇、破損等が発生し水源として使用不可能な場合、復水タンクを水源として恒設代替低圧注水ポンプまたは原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイにより格納容器へスプレイする。また、送水車により復水タンクに海水を補給する。

###### a. 手順着手の判断基準

格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクが枯渇、破損等により機能喪失した場合に、復水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合

##### 2. 燃料取替用水タンクへの補給

###### (1) 復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給

当直課長は、重大事故等の発生時において、内部スプレポンプによる格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクの水位が低下し補給が必要な場合、復水タンクから燃料取替用水タンクへ補給する。

###### a. 手順着手の判断基準

内部スプレポンプによる格納容器スプレイ中に燃料取替用水タンクの水位が低下し、補給が必要であることを確認した場合、または内部スプレポンプによる格納容器スプレイ再循環運転ができない場合において、1, 2号機淡水タンクから燃料取替用水タンクへの補給ができない場合に、復水タンクの水位が確保され、使用できることを確認できた場合。

10

添付-3 表-14

表-14 (1号炉および2号炉)

<p>操作手順</p> <p>14. 電源の確保に関する手順等</p>
<p>① 方針目的</p> <p>電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷および運転停止中における原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため代替電源（交流）、代替電源（直流）、代替所内電気設備から給電を行うことを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p><b>代替電源（交流）の給電</b></p> <p>当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手段により非常用高圧母線へ代替電源（交流）から給電し、電圧計により受電したことを確認する。</p> <p>1. 空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電</p> <p>当直課長は、空冷式非常用発電装置から受電準備を行った後、空冷式非常用発電装置により給電する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失時に、外部電源受電操作およびディーゼル発電機の起動操作を実施しても、非常用高圧母線の電圧等が確立しない場合</p> <p>2. 号機間電力融通恒設ケーブル（1号～2号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電</p> <p>緊急時対策本部は、他号炉のディーゼル発電機が非常用高圧母線の電圧にて健全であることを確認した場合、号機間電力融通恒設ケーブルを使用し給電する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>予備変圧器の故障等により予備変圧器2次側恒設ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電が非常用高圧母線の電圧にて確認できない場合において、他号炉のディーゼル発電機等の必要台数（他号炉のモード1、2、3および4においては2台、他号炉のモード5、6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間においては1台）が健全であることをディーゼル発電機電圧等にて確認できた場合</p> <p>3. 電源車による代替電源（交流）からの受電</p> <p>緊急時対策本部は、電源車から受電準備を行った後、電源車を起動し給電する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>号機間電力融通恒設ケーブル（1, 2号～3, 4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電が非常用高圧母線の電圧にて確認できない場合</p>

12

添付-3 表-16

表-16 (1号炉および2号炉)

<p>操作手順</p> <p>16. 中央制御室の居住性に関する手順等</p>
<p>① 方針目的</p> <p>重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な対処設備および資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込み防止、放射性物質の濃度低減を図ることを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p><b>居住性の確保</b></p> <p>当直課長は、重大事故等が発生した場合において、中央制御室にとどまる運転員の被ばく線量を7日間で 100 mSv を超えないよう、中央制御室遮蔽および中央制御室換気設備の外気を遮断した状態で閉回路循環運転(以下、「中央制御室換気系隔離モード」という。)により、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するとともにマネジメント(マスク等)による放射線防護措置等にて被ばくを低減し、以下の手順等で中央制御室の居住性を確保する。</p>
<p>1. 中央制御室換気設備の運転手順等</p> <p>当直課長は、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するため、中央制御室換気系隔離モードでの運転を行い、中央制御室非常用循環フィルタユニットに内蔵されたよう素フィルタおよび微粒子フィルタにより放射性物質を除去する。</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、手動による系統構成を行い、代替交流電源設備により受電し中央制御室換気設備を運転する。</p>
<p>(1) 交流動力電源が正常な場合</p> <p>当直課長は、非常用炉心冷却設備作動信号の発信または中央制御室エリアモニタ指示値上昇による中央制御室換気系隔離信号の発信を確認した場合、中央制御室換気設備が中央制御室換気系隔離モードで運転中であることを確認する。</p> <p>また、当直課長は、中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度または二酸化炭素濃度が制限値を満足できない場合は、外気の取り入れを実施する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号発信による中央制御室換気系隔離信号または中央制御室エリアモニタ指示値上昇により中央制御室換気系隔離信号の発信を確認した場合</p>
<p>(2) 全交流動力電源が喪失した場合</p> <p>当直課長は、全交流動力電源喪失により、中央制御室換気設備が中央制御室換気系隔離モードにできない場合は、手動によるダンパの開操作により中央制御室換気系隔離モードの系統構成を行い、代替交流電源設備による給電後、中</p>

14

14

中央制御室換気設備を運転する。

また、当直課長は、中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度または二酸化炭素濃度が制限値を満足できない場合は、外気の取り入れを実施する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失により、中央制御室換気設備が中央制御室換気系隔離モードにできない場合

2. 中央制御室の照明を確保する手順

当直課長は、全交流動力電源喪失時に、中央制御室の照明が使用できない場合、可搬型照明（SA）の内蔵蓄電池による照明を確保し、代替交流電源設備による給電後、可搬型照明（SA）を可搬型照明用電源に接続し中央制御室の照明を引き続き確保する。

(1) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時に、中央制御室非常用照明が使用できない場合

3. 中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定手順

当直課長は、中央制御室換気設備が中央制御室換気系隔離モードとなった場合、中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行う。

(1) 手順着手の判断基準

中央制御室換気設備が中央制御室換気系隔離モードとなった場合

4. その他の放射線防護措置等に関する手順等

(1) 重大事故等時の全面マスクの着用手順

当直課長は、炉心出口温度等により炉心損傷が予想される事態となった場合、炉心損傷の兆候が見られた場合または発電所対策本部長が必要と判断した場合は、運転員等の内部被ばくを低減するため、全面マスクの着用を指示する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等が発生し、炉心出口温度等により炉心損傷が予想される事態となった場合または炉心損傷の兆候が見られた場合

または、発電所対策本部長が運転員等および緊急安全対策要員のマスク着用が必要と判断した場合

(2) 重大事故等時の運転員等の被ばく低減および被ばく線量の平準化

当直課長は、運転員等の被ばく低減および被ばく線量の平準化のため、発電所対策本部長等と協議の上、長期的な保安の観点から運転員等の交代要員体制を確立する。

また、交代要員は運転員等の交代に伴う移動時の放射線防護措置やチェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで被ばくの低減を図る。

添付-3 表-20

表-20 重大事故等対策における操作の成立性(2/7) (1号炉および2号炉)

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間
4	C充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)による代替炉心注水 <sup>※1</sup>	運転員等 (中央制御室、現場)	4×2	90分
		緊急安全対策要員	3×2	
	主蒸気大気放出弁(現場手動操作)による蒸気放出	No. 3にて整備する。 (主蒸気大気放出弁(現場手動操作)による主蒸気大気放出弁の機能回復と同様)		
	アキュムレータによる炉心注水	運転員等 (中央制御室、現場)	2	20分
	電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)への燃料補給	緊急安全対策要員	2	2.3時間
	大容量ポンプへの燃料補給 <sup>※1</sup>	緊急安全対策要員	2	2.3時間
	送水車への燃料補給 <sup>※1</sup>	緊急安全対策要員	2	2.3時間
5	主蒸気大気放出弁(現場手動操作)による主蒸気大気放出弁の機能回復	No. 3にて整備する。		
	大容量ポンプを用いたA格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却	No. 7にて整備する。		
	大容量ポンプによる補機冷却水(海水)通水 <sup>※1</sup>	運転員等 (中央制御室、現場)	3	7.5時間
緊急安全対策要員		16		
6	A格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却	No. 7にて整備する。		
	大容量ポンプを用いたA格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却	No. 7にて整備する。		

2ユニット  
14人  
16

2ユニット  
22人  
7.5時間

11

2ユニット  
22人  
7.5時間

11

※1: 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

添付-3 表-20

表-20 重大事故等対策における操作の成立性 (3/7) (1号炉および2号炉)

操作手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
7	A格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却※ <sup>1</sup>	運転員等 (中央制御室、現場)	2	67分
		緊急安全対策要員	1	
	大容量ポンプを用いたA格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却※ <sup>1</sup>	運転員等 (中央制御室、現場)	3×2	7.5時間
		緊急安全対策要員	16×1	
8	C、D内部スプレポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替炉心注水	No.4にて整備する。		
	恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	No.4にて整備する。		
	C充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)による代替炉心注水	No.4にて整備する。		
9	可搬型格納容器内水素濃度計測装置による水素濃度監視※ <sup>1</sup>	運転員等 (中央制御室、現場)	3×2	45分
10	水素排出(アニュラス空気再循環設備) 全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合の操作手順※ <sup>1</sup>	運転員等 (中央制御室、現場)	2×2	35分
	可搬型アニュラス内水素濃度計測装置による水素濃度測定※ <sup>1</sup>	運転員等 (中央制御室)	1	70分
		緊急安全対策要員	2	

2ユニット  
22人  
11

2ユニット  
14人  
90分

16

2ユニット  
6人  
4

2ユニット  
4人  
13

※1: 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

添付-3 表-20

表-20 重大事故等対策における操作の成立性(4/7) (1号炉および2号炉)

操作手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1 1	海水から使用済燃料ピットへの注水 <sup>※1</sup>	緊急安全対策要員	5	2時間
	送水車による使用済燃料ピットへのスプレイ	緊急安全対策要員	5	2時間
	大容量ポンプ(放水砲用)および放水砲による使用済燃料ピットへの放水	No. 1 2にて整備する。 (大容量ポンプ(放水砲用)および放水砲による大気への拡散抑制と同様)		
	可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視 <sup>※1</sup>	緊急安全対策要員	4	2時間
1 2	大容量ポンプ(放水砲用)および放水砲による大気への拡散抑制	緊急安全対策要員	12	3.5時間
	シルトフェンスによる海洋への拡散抑制	緊急安全対策要員	10	5時間
	送水車およびスプレイヘッドによる大気への拡散抑制	No. 1 1にて整備する。 (送水車による使用済燃料ピットへのスプレイと同様)		
	大容量ポンプ(放水砲用)、放水砲および泡混合器による航空機燃料火災への泡消火	緊急安全対策要員	12	3.5時間
1 3	海水を用いた復水タンクへの補給 <sup>※1</sup>	緊急安全対策要員	5	60分
	燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替(炉心注水時)	運転員等 (中央制御室、現場)	3	2.5時間
		緊急安全対策要員	3	
	海水を用いた復水タンクへの補給(水源切替後)	海水を用いた復水タンクへの補給と同様。		
	燃料取替用水タンクから海水への水源切替(炉心注水時)	No. 4にて整備する。 (可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水と同様)		
	燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替(格納容器スプレイ時) <sup>※1</sup>	運転員等 (中央制御室、現場)	2×2	2.5時間
		緊急安全対策要員	3×2	
復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給	運転員等 (中央制御室、現場)	2	2.4時間	
	緊急安全対策要員	3		

2ユニット  
10人  
10

※1: 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

添付-3 表-20

表-20 重大事故等対策における操作の成立性（5/7）（1号炉および2号炉）

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間	
13	C、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替再循環運転	No. 4にて整備する。			
	海水から使用済燃料ピットへの注水	No. 11にて整備する。			
	送水車による使用済燃料ピットへのスプレイ	No. 11にて整備する。			
	大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による使用済燃料ピットへの放水	No. 12にて整備する。 （大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による大気への拡散抑制と同様）			
	大容量ポンプ（放水砲用）および放水砲による格納容器およびアニュラス部への放水	No. 12にて整備する。			
14	空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電 <sup>※1</sup>	運転員等 （中央制御室、現場）	3×2	20分	
	号機間電力融通恒設ケーブル（1号～2号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電	運転員等 （中央制御室、現場）	3	2.3時間	
		緊急安全対策要員	2		
	電源車による代替電源（交流）からの給電	運転員等 （中央制御室、現場）	3	2.8時間	
		緊急安全対策要員	2		
	号機間電力融通予備ケーブル（1号～2号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電	運転員等 （中央制御室、現場）	3	2.6時間	
		緊急安全対策要員	16		
	蓄電池（安全防護系用）による代替電源（直流）からの給電 <sup>※1</sup>	不要直流負荷切離し	運転員等 （中央制御室）	1	10分
		運転コンソール復旧	緊急安全対策要員	2	40分
	可搬式整流器による代替電源（直流）からの給電	可搬式整流器接続	運転員等（現場）	1	2.0時間
緊急安全対策要員			2		
運転コンソール復旧		緊急安全対策要員	2	40分	

2ユニット  
6人

12

※1：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

添付-3 表-20

表-20 重大事故等対策における操作の成立性 (6/7) (1号炉および2号炉)

操作手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
14	代替所内電気設備による交流および直流の給電 (空冷式非常用発電装置)	運転員等 (中央制御室、現場)	2	3.8 時間
		緊急安全対策要員	2	
	空冷式非常用発電装置への燃料(重油)補給(タンクローリーを使用する場合)	緊急安全対策要員	2	2.4 時間
	空冷式非常用発電装置への燃料(重油)補給 <sup>※1</sup> (空冷式非常用発電装置用給油ポンプを使用する場合)	緊急安全対策要員	1	30 分
	電源車への燃料 (重油) 補給	緊急安全対策要員	2	2.3 時間
15	可搬型計測器によるパラメータの計測または監視 <sup>※1</sup>	緊急安全対策要員	1	25 分
16	中央制御室換気設備の運転手順等 (全交流動力電源が喪失した場合) <sup>※1</sup>	運転員等 (中央制御室)	1×1	65 分
		保修班	2×1	
16	アニュラス空気再循環設備の運転手順等 (全交流動力電源または直流電源が喪失した場合)	No. 10にて整備する。 (水素排出 (アニュラス空気再循環設備) 全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合の操作手順と同様)		
17	可搬式モニタリングポストによる放射線量の代替測定	放射線管理班	5	3.2 時間
	可搬式モニタリングポストによる原子炉格納施設を囲む8方位の放射線量の測定	放射線管理班	4	75 分 <sup>※2</sup>
	可搬型放射線計測装置による空気中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班	2	60 分
	移動式放射能測定装置 (モニター車) による空気中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班	2	70 分
	可搬型放射線計測装置による水中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班	2	120 分
	可搬型放射線計測装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班	2	60 分

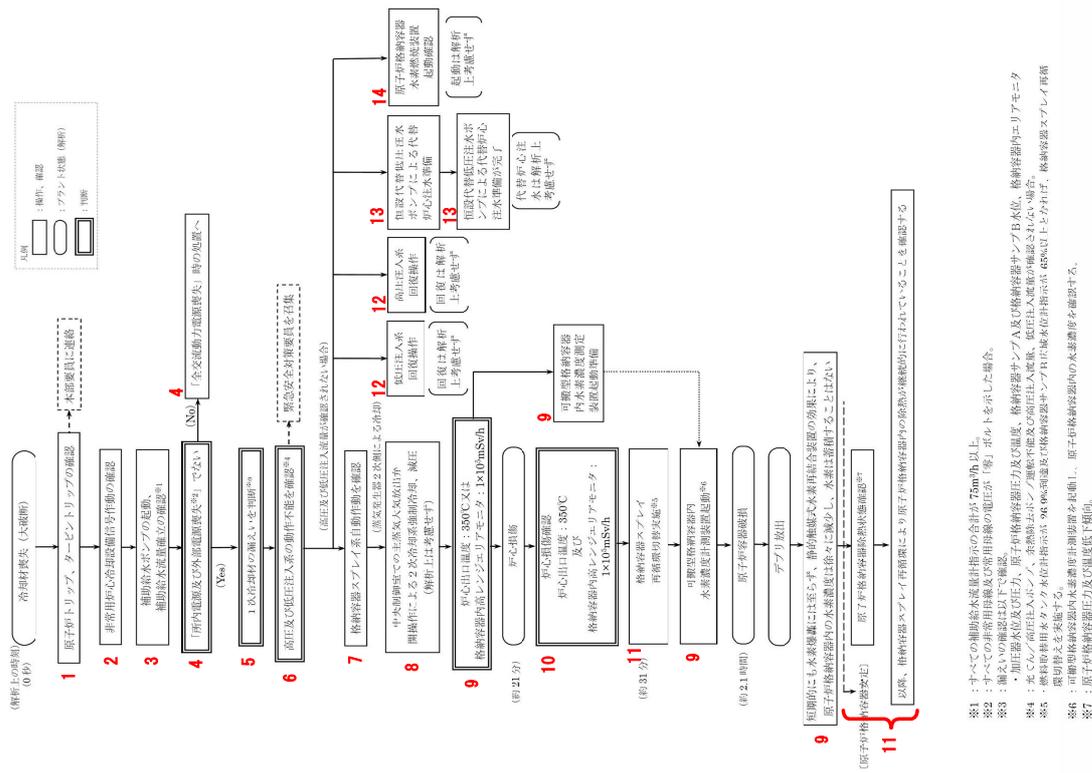
2ユニット  
3人

14

※1 : 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

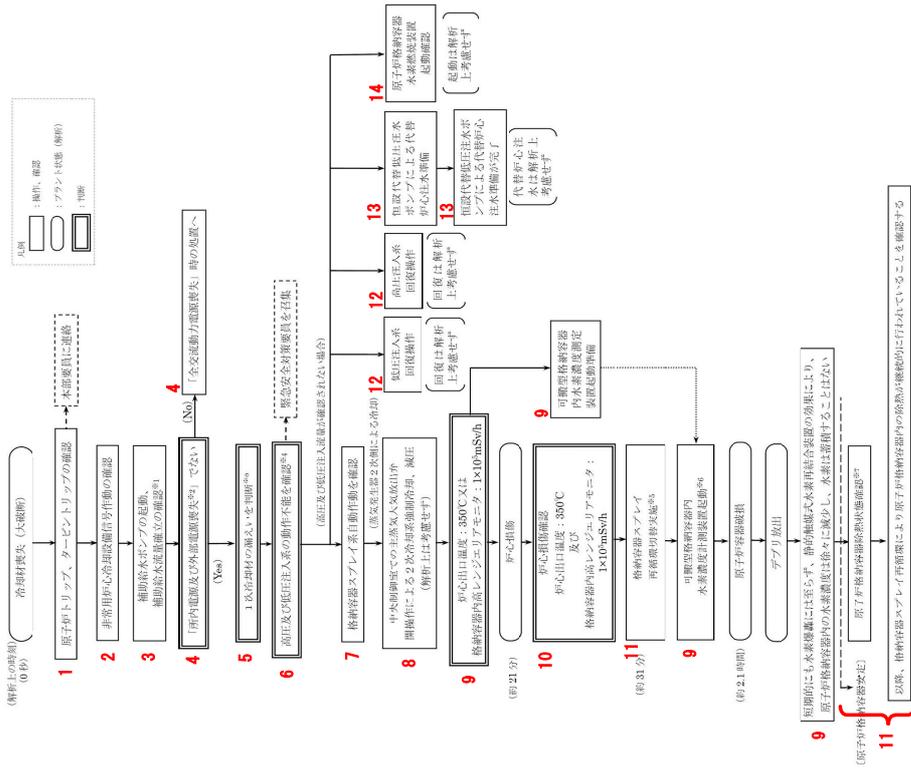
※2 : 可搬式モニタリングポストによる代替測定でカバーできない2方位に設置した場合に想定される作業時間。

保安規定		社内規定
添付資料		表-20 (要員・時間)
	添付1 表-1 原子炉トリップ 「原子炉トリップの確認」「タービン・発電機トリップの確認」 制御棒が全挿入し原子炉がトリップしたことを確認する。 タービンがトリップし、引き続き発電機がトリップしたことを確認する。なお、自動トリップしなければ、手動によりトリップを行う。	事故時操作所則 「原子炉トリップ」
1	添付1 表-2 非常用炉心冷却系作動 「非常用炉心冷却系作動の確認」「非常用炉心冷却系作動信号の確認」 非常用炉心冷却系作動の警報発信を確認する。 非常用炉心冷却系作動信号が発信していることを確認する。	事故時操作所則 「安全注入自動作動」
2	添付1 表-1 原子炉トリップ 「蒸気発生器による除熱確認」 蒸気発生器水位異常低信号の発信により、補助給水ポンプが起動し、蒸気発生器へ注水されることを確認する。	事故時操作所則 「原子炉トリップ」
3	添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「導入条件」 全ての非常用母線および常用母線の電圧が零ボルト	事故時操作所則 第二部 「全交流電源喪失 (原子炉運転モード 1,2,3,4 [糸熱除去運転中以外])」
4	添付1 表-2 非常用炉心冷却系作動 「事象判別」 以下の状態がある場合は、原子炉格納容器内での1次冷却材喪失事象と判断し、 「1次冷却材喪失事象収束操作」へ移行する。 ・原子炉格納容器圧力の上昇 ・原子炉格納容器内放射線モニタの指示上昇 ・原子炉格納容器サンプ水位の上昇	事故時操作所則 「安全注入自動作動」
5	添付1 表-11 炉心冷却の維持 「導入条件」 炉心出口温度が1次冷却系最高使用圧力に対する飽和温度以上または安全注入を伴う1次冷却材喪失事象時に高圧および低圧注入流量が確認できない場合	事故時操作所則 第二部 「炉心冷却の維持」
6	添付1 表-2 非常用炉心冷却系作動 「原子炉格納容器スプレイ系作動信号の確認」 添付1 表-7 原子炉格納容器スプレイ系作動 「原子炉格納容器スプレイ系作動機器の確認」 原子炉格納容器スプレイ系作動信号、格納容器隔離信号により、自動作動する弁、タンクおよび機器が正規の状態になることを確認する。	事故時操作所則 「安全注入自動作動」



第 7.2.4.7 図 「水素燃焼」の事象進展（対応手順の概要）  
（大破断 L O C A 時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故）

保安規定		添付資料	表-20 (要員・時間)	社内規定
添付資料				
8	<p>添付 表-11 炉心冷却の維持</p> <p>「非常用炉心冷却系の確立ができない場合」</p> <p>主蒸気大気放出またはタービンバイパス弁により1次冷却系の冷却の促進させる。</p>		-	<p>事故時操作所則</p> <p>第二部</p> <p>「炉心冷却の維持」</p>
9	<p>添付3 表-9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</p> <p>「水素濃度監視 可搬型格納容器内水素濃度計測装置」</p> <p>炉心出口温度が350℃以上または格納容器内高レンジエアモータ（高レンジ）の指示が<math>1 \times 10^5 \text{ mSv/h}</math>以上に到達した場合、可搬型格納容器内水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型格納容器ガス試料圧縮装置を起動し、可搬型格納容器内水素濃度計測装置を起動後、格納容器内の水素濃度を確認する。</p>		6人 45分	<p>事故時操作所則</p> <p>第二部</p> <p>「格納容器内水素濃度測定準備」</p> <p>事故時操作所則</p> <p>第三部</p>
10	<p>添付3 1. 重大事故等対策</p> <p>1.3 手順書の整備</p> <p>炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防止する事項による対応で、事故収束せず炉心損傷に至った場合は、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する事項に移行し対応処置を実施する。</p>		-	<p>事故時操作所則</p> <p>第三部</p>
11	<p>添付3 表-4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p>「溶融コアが原子炉容器内に残存する場合 炉心損傷後の再循環運転について」</p> <p>炉心の損傷した場合において再循環運転を行う場合は、格納容器圧力の推移および炉心損傷度合いを監視し、再循環運転を実施した場合の格納容器圧力低減効果、ポンプおよび配管の周辺線量上昇による破損等の影響を評価し、実施可否を検討する。</p>		-	<p>事故時操作所則</p> <p>第二部</p> <p>「炉心冷却の維持」</p>
12	<p>添付 表-11 炉心冷却の維持</p> <p>「炉心出口温度が1次冷却系最高使用圧力に対する飽和温度以上の場合」</p> <p>非常用炉心冷却系により注水されない場合は、非常用炉心冷却系の回復を図る。</p>		-	<p>事故時操作所則</p> <p>第二部</p> <p>「炉心冷却の維持」</p>
13	<p>添付3 表-4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p> <p>「1次冷却材喪失事故が発生している場合 フロントライン系機能喪失時 代替炉心注水」</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンクの水を原子炉に注水する。</p>		4人 25分	<p>事故時操作所則</p> <p>第二部</p> <p>「代替炉心注水」</p>
14	<p>添付3 表-9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</p> <p>「水素濃度低減 原子炉格納容器水素燃焼装置」</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号が発生した場合、原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動を確認する。</p>		-	<p>事故時操作所則</p> <p>「安全注入自動作動」</p>



831: 予ての準備が水素濃度計測装置の会社は75m以内以上

832: 予ての準備が水素濃度計測装置の会社は75m以内以上

833: 炉心の確認は以下で確認

834: 炉心の確認は以下で確認

835: 燃料取替用水タンク水位計指示が96.9%到達及び格納容器サンプ水位計指示がASMCU上とされ、格納容器スプレイズ準備が完了する

836: 可搬型格納容器内水素濃度計測装置の稼働確認

837: 原子炉格納容器内水素濃度計測装置の稼働確認

第 7.2.4.7 図 「水素燃焼」の事象進展（対応手順の概要）  
（大破断 L O C A 時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故）



添付 1 表-1

表-1 (1号炉および2号炉)

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>1. 原子炉トリップ</p>	
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉を停止し、未臨界を維持する。</li> <li>・原子炉停止後の炉心崩壊熱を除去し、モード3（高温停止）を確立する。</li> </ul>	
<p>② 導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉トリップ設定値に達した場合</li> <li>・原子炉トリップ設定値に達する前に原子炉を手動トリップした場合</li> </ul>	
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p><b>原子炉トリップの確認</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 原子炉トリップの警報発信を確認する。</li> <li>2. 制御棒が全挿入し原子炉がトリップしたことを、以下により確認する。なお、原子炉が自動トリップする設定値になっても、自動トリップしない場合には、手動によりトリップを行う。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉トリップしゃ断器の開放表示</li> <li>・制御棒炉底位置表示の点灯</li> <li>・中性子束出力指示値の低下</li> </ul> </li> <li>3. 自動または手動による原子炉トリップに成功しなければ、『安全機能ベース運転操作基準「未臨界の維持」』へ移行する。</li> </ol>	1
<p><b>タービン・発電機トリップの確認</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. タービンがトリップし、引き続き発電機がトリップしたことを確認する。なお、自動トリップしなければ、手動によりトリップを行う。</li> </ol>	1
<p><b>蒸気発生器による除熱確認</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. タービンバイパス弁または主蒸気大気放出弁の制御状態を確認し、モード3（高温停止）となることを、1次冷却材温度により確認する。</li> <li>2. 蒸気発生器水位異常低信号の発信により、補助給水ポンプが起動し、蒸気発生器へ注水されることを確認する。</li> <li>3. 補助給水系により蒸気発生器水位の調整を行う。</li> </ol>	3
<p><b>加圧器圧力・水位の整定</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 加圧器逃がし弁が閉止しており、加圧器圧力が正常であることを確認する。</li> <li>2. 加圧器水位が正常であることを確認する。</li> </ol>	

添付－１ 表－２

表－２（１号炉および２号炉）

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>２．非常用炉心冷却系作動</p>	
<p>① 目的</p> <p>・ １次冷却材喪失事象、２次冷却材喪失事象、蒸気発生器伝熱管破損事象等の事故時に、炉心の冷却および負の反応度添加を行う。</p>	
<p>② 導入条件</p> <p>・ 非常用炉心冷却系作動設定値に達した場合</p>	
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p><b>非常用炉心冷却系警報の確認</b></p> <p>１．非常用炉心冷却系作動の警報発信を確認する。</p>	<b>2</b>
<p><b>非常用炉心冷却系作動信号の確認</b></p> <p>１．非常用炉心冷却系作動信号が発信していることを確認する。なお、非常用炉心冷却系作動信号が発信する設定値になっても発信しない場合には、手動にて信号を発信させる。</p>	<b>2</b>
<p><b>原子炉トリップの確認</b></p> <p>１．非常用炉心冷却系作動信号による原子炉トリップを確認する。</p>	
<p><b>非常用炉心冷却系作動機器の確認</b></p> <p>１．非常用炉心冷却系作動信号、格納容器隔離信号により、自動作動する弁、ダンパおよび機器が正規の状態になることを確認する。なお、正規の状態にならなければ回復を試みる。</p> <p>２．ディーゼル発電機が自動起動することを確認する。なお、自動起動していなければ手動にて起動を試みる。</p> <p>３．非常用炉心冷却系作動シーケンスにより、非常用炉心冷却系作動機器が、自動作動することを確認する。なお、自動作動していない機器があれば手動にて起動を試みる。</p>	
<p><b>主給水系隔離状態の確認</b></p> <p>１．主給水系の隔離状態を確認する。なお、隔離できていなければ手動にて隔離を試みる。</p>	
<p><b>中央制御室換気系隔離状態の確認</b></p> <p>１．中央制御室換気系隔離状態を確認する。なお、隔離できていなければ手動にて隔離を試みる。</p>	

## 添付 1 表 - 2

<p><b>主蒸気系隔離状態の確認</b></p> <p>1. 主蒸気系隔離作動信号が発信されれば、当該信号により自動作動する弁が正規の状態となることを確認する。なお、正規の状態にならなければ回復を試みる。</p>	
<p><b>原子炉格納容器スプレイ系作動信号の確認</b></p> <p>1. 原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器スプレイ系作動信号が発信すれば、『原子炉格納容器スプレイ系作動』も確認する。</p>	7
<p><b>原子炉冷却系の状況確認</b></p> <p>1. 各パラメータの確認を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・加圧器圧力および水位</li><li>・1次冷却材圧力および温度</li><li>・蒸気発生器圧力および水位</li><li>・原子炉格納容器圧力およびサンプル水位</li><li>・各非常用炉心冷却系流量</li><li>・放射線モニタ</li></ul>	
<p><b>事象判別</b></p> <p>1. 以下の徴候がある場合は、原子炉格納容器内での1次冷却材喪失事象と判断し、『1次冷却材喪失事象収束操作』へ移行する。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・原子炉格納容器圧力の上昇</li><li>・原子炉格納容器内放射線モニタの指示上昇</li><li>・原子炉格納容器サンプル水位の上昇</li></ul> <p>2. 以下の徴候がある場合は、原子炉格納容器外での余熱除去系からの1次冷却材喪失事象と判断し、『1次冷却材喪失事象収束操作【原子炉格納容器外で余熱除去系からの漏えいが発生した場合】』へ移行する。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・加圧器水位の低下</li><li>・加圧器圧力の低下</li><li>・原子炉格納容器外での漏えい確認、または補助建屋内放射線モニタの指示上昇</li><li>・復水器空気抽出器ガスモニタ、蒸気発生器ブローダウン水モニタおよび高感度型主蒸気管モニタの指示に有意な変化がない。</li><li>・余熱除去ポンプ出口圧力上昇</li></ul>	5

添付－１ 表－７

表－７（１号炉および２号炉）

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>３．原子炉格納容器スプレイ系作動</p>
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器の健全性を確保する。</li> </ul>
<p>② 導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器スプレイ系作動設定値に達した場合</li> </ul>
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p><b>原子炉格納容器スプレイ系警報の確認</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 原子炉格納容器スプレイ系作動、格納容器隔離作動の警報発信を確認する。</li> </ol> <p><b>原子炉格納容器スプレイ系作動信号の確認</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 原子炉格納容器スプレイ系作動信号、格納容器隔離信号が発信していることを確認する。なお、原子炉格納容器スプレイ系作動信号、格納容器隔離信号が発信する設定値になっても発信しない場合には、手動にて発信させる。</li> </ol> <p><b>原子炉格納容器スプレイ系作動機器の確認</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 原子炉格納容器スプレイ系作動信号、格納容器隔離信号により、自動作動する弁、ダンパおよび機器が正規の状態になることを確認する。なお、正規の状態になれば回復を試みる。</li> <li>・原子炉格納容器スプレイ系不作動の場合は、『安全機能ベース運転操作基準「原子炉格納容器健全性の確保」』へ移行する。</li> <li>2. 原子炉格納容器圧力が通常圧力に低下すれば、原子炉格納容器スプレイ系を停止する。</li> <li>3. 燃料取替用水タンク水位が、再循環切替水位となれば、原子炉格納容器スプレイ系の水源を、燃料取替用水タンクから格納容器サンプBに切替える。</li> <li>・原子炉格納容器スプレイ系の格納容器サンプB切替が不能となった場合は、〔原子炉格納容器スプレイ系再循環切替不能〕へ移行する。</li> </ol>

7

添付-1 表-8

表-8 (1号炉および2号炉)

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>4. サポート系の確保</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失</p>
<p>① 目的</p> <p>・全ての交流動力電源が喪失した状態でプラントを安定させ、早期に電源を回復させる。</p>
<p>② 導入条件</p> <p>・全ての非常用母線および常用母線の電圧が零ボルト</p>
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p><b>原子炉トリップの確認</b></p> <p>1. 原子炉トリップの確認を行う。</p> <p><b>タービン・発電機トリップの確認</b></p> <p>1. タービントリップ、発電機トリップの確認を行う。</p> <p><b>補助給水流量の確認</b></p> <p>1. 補助給水流量により補助給水機能が健全であることを確認する。</p> <p><b>全交流動力電源喪失判断</b></p> <p>1. 外部電源喪失、ディーゼル発電機起動不能等により所内電源が喪失したことを確認する。</p> <p>2. 交流動力電源の早期回復不能を判断し、全交流電源喪失時の措置を開始する。</p> <p><b>代替電源からの受電</b></p> <p>1. 代替電源（非常用発電機等）から受電したことを確認する。</p> <p><b>代替炉心注水他準備</b></p> <p>1. 代替炉心注水の準備、アニュラス循環排気系、中央制御室空調系の準備、原子炉格納容器内自然対流冷却の準備、燃料取替用水タンクの保有水確保準備および蒸気発生器、使用済燃料ピットへの注水準備を行う。</p> <p><b>1次冷却系からの漏えいの有無の確認</b></p> <p>1. 1次冷却材漏えいの有無を確認する。</p> <p><b>蒸気発生器2次側による1次冷却系の強制冷却</b></p> <p>1. 補助給水機能が確保されていれば、主蒸気大気放出弁を現場手動にて全開とし、1次冷却系の強制冷却を行う。</p> <p>2. 1次冷却系の減圧により、蓄圧注入系が動作していることを確認する。</p>

4

添付－１ 表－１１

表－１１（１号炉および２号炉）

安全機能ベース運転操作基準	
２．炉心冷却の維持	
① 目的 ・炉心の冷却が不適切な場合、炉心冷却機能の回復を図るための適切な運転操作を行い、炉心冷却を維持する。	
② 導入条件	④ 脱出条件
<p>6</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心出口温度が１次冷却系最高使用圧力に対する飽和温度以上または安全注入を伴う１次冷却材喪失事象時に高圧および低圧注入流量が確認できない場合</li> <li>・１次冷却系が飽和状態または過熱状態</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心出口温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度以下で少なくとも１系統の高圧注入系または低圧注入系による注水がなされていること</li> <li>・炉心出口温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度未満</li> </ul>
③ 主な監視操作内容	
【炉心出口温度が１次冷却系最高使用圧力に対する飽和温度以上の場合】	
<p>1. 少なくとも１系統の非常用炉心冷却系による注水を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・非常用炉心冷却系により注水されていない場合は、非常用炉心冷却系の回復を図る。</li> <li>・非常用炉心冷却系による注水ができなければ、【非常用炉心冷却系の確立ができない場合】へ移行する。</li> </ul> <p>2. 蒸気発生器へ注水されていることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・蒸気発生器へ注水されていない場合は、注水の回復を図る。</li> </ul> <p>3. 主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁により１次冷却系の冷却を促進させる。</p> <p>4. 炉心出口温度が１次冷却材圧力に対する飽和温度以下であることが確認できなければ、「順序２」に戻る。</p>	
【非常用炉心冷却系の確立ができない場合】	
<p>1. 充てん系による注水を試みる。</p> <p>2. 蒸気発生器へ注水されていることを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・注水されていない場合は、注水の回復を図る。</li> <li>・注水の回復ができず、蓄圧注入系、低圧注入系による注水が可能であれば、加圧器逃がし弁の強制開により１次冷却系を減圧し、蓄圧注入系、低圧注入系による注水を行う。</li> </ul>	

12

添付 1 表 - 1 1

<p>3. 主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁により 1 次冷却系の冷却を促進させる。</p>	8
<p>4. 炉心出口温度が飽和温度以下、および少なくとも 1 系統の高圧注入系または低圧注入系による注水が確認できなければ、「順序 2」に戻る。</p>	
<p>【1 次冷却系が飽和状態または過熱状態となった場合】</p>	
<p>1. 少なくとも 1 系統の非常用炉心冷却系による注水を確認する。</p>	
<p>・非常用炉心冷却系により注水されていない場合は、非常用炉心冷却系の回復を図る。</p>	
<p>2. 加圧器逃がし弁の閉止を確認する。なお、閉止されていない場合は、手動による閉止または元弁を閉止する。</p>	
<p>3. 蒸気発生器へ注水されていることを確認する。</p>	
<p>・蒸気発生器へ注水されていない場合は、注水の回復を図る。</p>	
<p>4. 主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁により 1 次冷却系の冷却を促進させる。</p>	
<p>5. 炉心出口温度が 1 次冷却材圧力に対する飽和温度未満であることが確認できなければ、「順序 3」に戻る。</p>	

### 添付－3 1.3手順書の整備

- c 故障および設計基準事象に対処する事項  
運転時の異常な過渡変化および設計基準事故の対応措置に使用
- d 炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防止する事項  
安全機器の多重故障等が発生し、設計基準事故を超えた場合の対応措置に使用
- e 炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する事項  
炉心損傷時に、炉心の著しい損傷の緩和および原子炉格納容器の破損を防止するために実施する対応措置に使用
- (4) 支援組織用の社内標準に緊急時対策本部が重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確に定める。
- (5) 運転員用の社内標準は、事故の進展状況に応じて、構成を明確化し、各項目間を的確に移行できるよう、移行基準を明確に定める。
  - a 故障および設計基準事故に対処する事項により事故判別ならびに初期対応を行う。
  - b 多重故障等により設計基準事故を超えた場合は、炉心の著しい損傷および原子炉格納容器破損を防止する事項（事象ベース）に移行する。
  - c 事象の判別ならびに初期対応を行っている場合または事象ベースの事項にて事故対応操作中は、安全機能パラメータを常に監視し、あらかじめ定めた適用条件が成立すれば、炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防止する事項の、安全機能ベースの事項に移行する。
  - d 原因が明確で、かつその原因除去あるいは対策が優先されるべき場合は、安全機能ベースの事項には移行せず、その原因に対する事象ベースの事項を優先する。
  - e 多重故障が解消され安全機能が回復すれば、故障および設計基準事故に対処する事項に戻り処置を行う。
  - f 炉心の著しい損傷および原子炉格納容器の破損を防止する事項による対応で、事故収束せず炉心損傷に至った場合は、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する事項に移行し対応処置を実施する。

10

カ 安全・防災室長および発電室長は、重大事故等対策実施の判断基準として確認される水位、圧力および温度等の計測可能なパラメータを整理し、社内標準に定めるとともに、以下の重大事故等に対処するための事項についても定める。

具体的な手順については、表－15「事故時の計装に関する手順等」参照。

- (7) 監視することが必要なパラメータをあらかじめ選定し、重要な監視パラメータと有効な監視パラメータに位置づけること。
- (イ) 通常使用するパラメータが故障等により計測不能な場合は、代替パラメータにて当該パラメータを推定する方法に関すること。
- (ウ) 記録が必要なパラメータおよび直流電源が喪失しても可搬型計測器により計測可能なパラメータをあらかじめ選定すること。
- (エ) パラメータ挙動予測、影響評価すべき項目および監視パラメータ等に関すること。

また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、運転員が監視すべきパラメータの選定、状況の把握および進展予測ならびに対応処置の参考情報とし、

添付-3 表-4

表-4 (1号炉および2号炉)

<p>操作手順</p> <p>4. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</p>
<p>① 方針目的</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉（以下、「原子炉」という。）の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷および原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）の破損を防止するため、1次冷却材喪失事象が発生している場合は代替炉心注水、代替再循環運転により、1次冷却材喪失事象が発生していない場合は蒸気発生器2次側による炉心冷却により、運転停止中の場合は炉心注水、代替炉心注水、代替再循環運転、蒸気発生器2次側による炉心冷却により原子炉を冷却することを目的とする。また、1次冷却材喪失事象後、炉心が溶融し、溶融デブリが原子炉容器内に残存した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器水張りにより原子炉を冷却することを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p>1次冷却材喪失事象が発生している場合</p> <p>フロントライン系機能喪失時</p> <p>1. 代替炉心注水</p> <p>当直課長は、非常用炉心冷却設備である充てん/高圧注入ポンプおよび余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。</p> <p>(1) C、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水</p> <p>当直課長は、C、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>1次冷却材喪失事象が発生後、1系列以上の非常用炉心冷却設備による原子炉への注水を低温側安全注入流量および余熱除去クーラ出口流量等により確認できない場合または、炉心出口温度が350℃以上となった場合、かつ原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク水位が確保されている場合</p>
<p>(2) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水</p> <p>当直課長は、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉に注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>C、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク水位が確保されている場合</p>
<p>(3) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水</p> <p>当直課長は、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する。</p>

13

添付-3 表-4

<p>○ 作業性</p> <p>    C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）の補機冷却水確保に係るディスタンスピース取替えについては、速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。</p> <p>    可搬式代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水に係る可搬型ホース等の接続については速やかに作業ができるよう可搬式代替低圧注水ポンプの保管場所に使用工具および可搬型ホースを配備する。</p> <p>○ 送水車吸込ロストレーナ閉塞時の対応</p> <p>    送水車の運転時、吸込ロストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。</p>
<p>1 次冷却材喪失事象が発生している場合          熔融デブリが原子炉容器内に残存する場合</p>
<p>1. 格納容器水張り</p> <p>    当直課長は、炉心の著しい損傷、熔融が発生した場合、格納容器圧力と温度または格納容器循環冷暖房ユニット出入口の温度差の変化により格納容器内が過熱状態であり原子炉容器内に熔融デブリが残存していると判断した場合、格納容器の破損を防止するため格納容器内自然対流冷却を確認するとともに、以下の手順により燃料取替用水タンク水を格納容器内へ注水する。</p> <p>    内部スプレポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器内へ注水する。</p> <p>    恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器内へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。</p> <p>    原子炉下部キャビティ直接注水の必要がないことを確認して原子炉下部キャビティ注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器内へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。なお、格納容器への注水量は、格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さまでとする。</p> <p>    (1) 手順着手の判断基準</p> <p>    炉心の著しい損傷、熔融が発生した場合に、格納容器圧力と温度の上昇または可搬型温度計測装置（格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（SA）用）等の温度差の変化により格納容器内が過熱状態であると判断した場合。ただし、原子炉下部キャビティ注水ポンプにより代替格納容器スプレイを行う場合は、原子炉下部キャビティ注水ポンプを原子炉下部キャビティ直接注水に使用していない場合。</p>
<p>(配慮すべき事項)</p> <p>○ 優先順位</p> <p>    格納容器へスプレイするために使用する補機の優先順位は、内部スプレポンプを優先し、次に恒設代替低圧注水ポンプ、原子炉下部キャビティ注水ポンプの順とする。</p>

11

添付-3 表-4

11

<p>○ 炉心損傷後の再循環運転について          炉心が損傷した場合において、格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却に加え内部スプレポンプによる再循環運転を行う場合は、格納容器圧力および格納容器内高レンジエリアモニタ等により、格納容器圧力の推移および炉心損傷度合いを監視し、再循環運転を実施した場合の格納容器圧力低減効果、ポンプおよび配管の周辺線量上昇による被ばく等の影響を評価し、実施可否を検討する。</p>
<p>○ 送水車吸込口ストレーナ閉塞時の対応          送水車の運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。</p>
<p>1 次冷却材喪失事象が発生していない場合          フロントライン系機能喪失時</p> <p>1. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）          (1) 電動補助給水ポンプまたはタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水          当直課長は、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、電動補助給水ポンプまたはタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。          a. 手順着手の判断基準          余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水が余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンク水位が確保されている場合</p> <p>2. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）          (1) 主蒸気大気放出弁による蒸気放出          当直課長は、蒸気発生器への注水が確保されている場合は、中央制御室にて主蒸気大気放出弁を開操作し、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う。          全交流動力電源喪失等により、中央制御室から主蒸気大気放出弁を操作できない場合は、現場にて手動により主蒸気大気放出弁を開操作することで、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却により 1 次冷却系の減圧を行う。          a. 手順着手の判断基準          余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器への注水が確保されたことを補助給水流量等により確認できた場合</p>
<p>1 次冷却材喪失事象が発生していない場合          サポート系機能喪失時</p> <p>1. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）          (1) タービン動補助給水ポンプまたは電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水          当直課長は、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機</p>

添付－3 表－9

表－9（1号炉および2号炉）

<p>操作手順</p> <p>9. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</p>	
① 方針目的	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合に、ジルコニウム－水反応および水の放射線分解による水素が、原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）内に放出された場合においても水素爆発による格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減および水素濃度監視を行うことを目的とする。</p>
② 対応手段等	<p><b>水素濃度低減</b></p> <p>1. 静的触媒式水素再結合装置</p> <p>当直課長は、炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器内の水素濃度を低減させるために設置している静的触媒式水素再結合装置の作動状況を、静的触媒式水素再結合装置温度監視装置の温度指示上昇により確認する。常設直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合装置温度監視装置の指示値を確認する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心出口温度 350 °C 以上および格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示が <math>1 \times 10^5</math> mSv/h 以上に到達した場合</p> <p>2. 原子炉格納容器水素燃焼装置</p> <p>当直課長は、非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合、原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動を確認する。全交流動力電源が喪失した場合は、代替電源設備である空冷式非常用発電装置からの給電後、速やかに原子炉格納容器水素燃焼装置を起動する。また、原子炉格納容器水素燃焼装置の作動状況を、原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の温度指示の上昇により確認する。常設直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の指示値を確認する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合</p> <p>原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動確認は、事故時における非常用炉心冷却設備作動信号発信後に実施する</p>
	<p><b>水素濃度監視</b></p> <p>1. 可搬型格納容器内水素濃度計測装置</p> <p>当直課長は、炉心出口温度が 350 °C 以上または格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示が <math>1 \times 10^5</math> mSv/h 以上に到達した場合、可搬型格納容器内水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型格納容器ガス試料圧縮装置を起動し、可搬型格納容器内水素濃度計測装置を起動後、格納容器内の水素濃度を確認する。</p> <p>当直課長は、全交流動力電源喪失および原子炉補機冷却機能喪失時は、空冷式非常用発電装置からの給電操作および可搬型格納容器内水素濃度計測装置の系統</p>

14

9

添付-3 表-9

9

構成を行い、可搬型原子炉補機冷却水循環ポンプおよび可搬型格納容器ガス試料圧縮装置を起動し、可搬型格納容器内水素濃度計測装置を起動後、格納容器内の水素濃度を確認する。

常設直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、格納容器内水素濃度を確認する。

(1) 手順着手の判断基準

炉心出口温度 350 °C 以上または格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) の指示が  $1 \times 10^5$  mSv/h 以上に到達した場合

水素濃度低減・水素濃度監視

(配慮すべき事項)

○ 電源確保

全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合、代替電源設備により水素濃度低減に使用する設備および水素濃度監視に使用する設備に給電する。代替電源設備により給電する手順は、表-14「電源の確保に関する手順等」参照。

○ 原子炉格納容器水素燃焼装置の起動条件

炉心損傷の判断後に、電源の回復が炉心出口温度 350 °C 到達後 60 分を経過した場合および炉心損傷の判断に係るパラメータの確認ができない状況では、緊急時対策本部においてプラント情報等により、水素爆轟による原子炉格納容器破損の可能性を判断するとともに、原子炉格納容器水素燃焼装置起動による原子炉格納容器の健全性への影響を判断して起動可否を決定する。

添付-3 表-20

表-20 重大事故等対策における操作の成立性（1/7）（1号炉および2号炉）

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間
1	（成立性が要求される対応手段なし）	—	—	—
2	タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）およびタービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	運転員等 （中央制御室、現場）	3	34分
	主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復	No. 3にて整備する。		
3	タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）およびタービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	No. 2にて整備する。		
	主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復※ <sup>1</sup>	運転員等 （中央制御室、現場）	4	25分
	窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）による加圧器逃がし弁の機能回復※ <sup>1</sup>	運転員等 （中央制御室、現場）	3	36分
	可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）による加圧器逃がし弁の機能回復	運転員等 （中央制御室、現場）	3	27分
4	C、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水	運転員等 （中央制御室、現場）	2	15分
	恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水※ <sup>1</sup>	運転員等 （中央制御室、現場）	2×2	25分
	可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	運転員等 （中央制御室、現場）	2	5時間
		緊急安全対策要員	18	
C、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替再循環運転	運転員等 （中央制御室）	1	5分	

2ユニット  
4人

13

※1：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

添付-3 表-20

表-20 重大事故等対策における操作の成立性(3/7) (1号炉および2号炉)

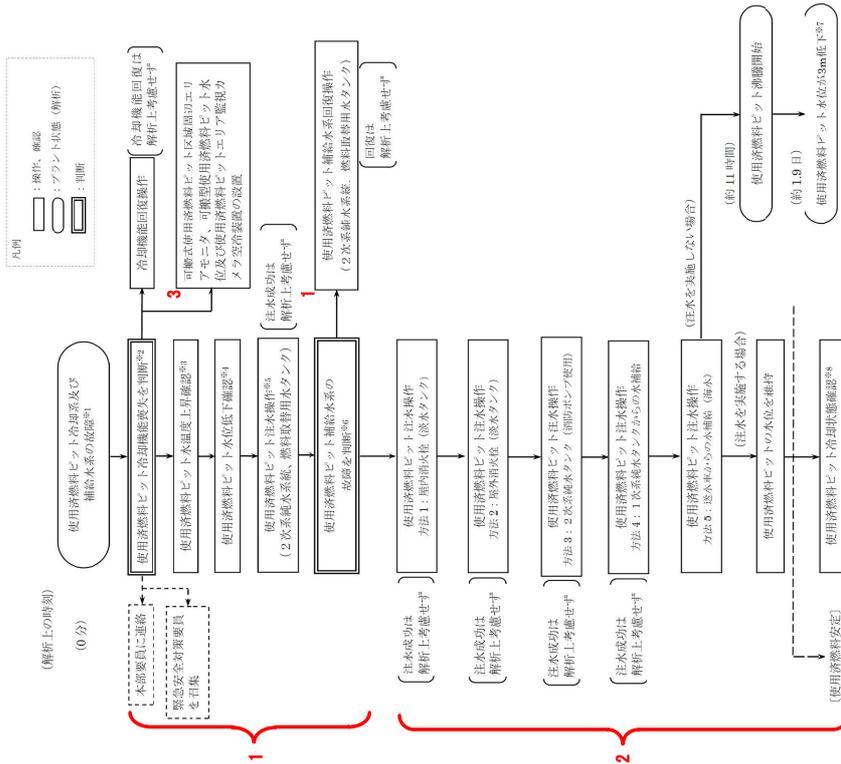
操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間
7	A格納容器循環冷暖房ユニット による格納容器内自然対流冷却※ <sup>1</sup>	運転員等 (中央制御室、現場)	2	67分
		緊急安全対策要員	1	
	大容量ポンプを用いたA格納容 器循環冷暖房ユニットによる格 納容器内自然対流冷却※ <sup>1</sup>	運転員等 (中央制御室、現場)	3	7.5時間
		緊急安全対策要員	16	
8	C、D内部スプレポンプ(RHR S-CSS連絡ライン使用)によ る代替炉心注水	No.4にて整備する。		
	恒設代替低圧注水ポンプによる 代替炉心注水	No.4にて整備する。		
	C充てん/高圧注入ポンプ(自己 冷却)による代替炉心注水	No.4にて整備する。		
9	可搬型格納容器内水素濃度計測 装置による水素濃度監視※ <sup>1</sup>	運転員等 (中央制御室、現場)	3×2	45分
10	水素排出(アニュラス空気再循環 設備) 全交流動力電源または常設直流 電源が喪失した場合の操作手順※ <sup>1</sup>	運転員等 (中央制御室、現場)	2	35分
		運転員等 (中央制御室)	1	70分
	可搬型アニュラス内水素濃度計 測装置による水素濃度測定※ <sup>1</sup>	緊急安全対策要員	2	

2ユニット  
6人

9

※1: 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

保安規定		社内規定
添付資料		表-20 (要員・時間)
1	添付3 表-11 使用済燃料ピットの冷却等の手順等 「使用済燃料ピットの冷却機能もしくは注水機能の喪失または使用済燃料ピット水の 使用済燃料ピットに漏えい発生時」 使用済燃料ピットの冷却機能もしくは注水機能が喪失し、冷却機能が喪失し た場合、使用済燃料ピットへ注水する。	-
2	添付3 表-11 使用済燃料ピットの冷却等の手順等 「使用済燃料ピットの冷却機能もしくは注水機能の喪失または使用済燃料ピット水の 小規模な漏えい発生時」 注水車により海水を使用済燃料ピットへ注水する。	10人 2時間
3	添付3 表-11 使用済燃料ピットの冷却等の手順等 「重大事故時の使用済燃料ピットの監視時」 使用済燃料ピット水位（広域）、使用済燃料ピット温度（AM用）および使用 済燃料ピットエリア監視カメラにより使用済燃料ピットの監視を行う。 可搬型使用済燃料ピット水位、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタおよ び使用済燃料ピットエリア監視カメラ用空冷装置の運搬、設置および接続を行い、使用 済燃料ピットの監視を行う。	8人 2時間



※1：本シナリオでは、使用済燃料ピットの冷却機能又は補給機能の喪失を想定するが、全交動力電源喪失の起因となる場合は、「全交動力電源喪失」の対応手順の「注水車の準備（蒸気発生器、使用済燃料ピットの注水確保等）」の中で対応する。

※2：使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断は以下で確認。

※3：使用済燃料ピットポンプ運転状態、使用済燃料ピット温度及び水位

※4：使用済燃料ピット温度高警報 50℃

※5：使用済燃料ピット水位注警報 E.L. 31.79m（通常水位 E.L. 31.80m）

※6：使用済燃料ピット水位注警報 E.L. 31.79m（通常水位 E.L. 31.80m）

※7：使用済燃料ピット水位注警報 E.L. 31.79m（通常水位 E.L. 31.80m）

※8：2次系純水系統及び燃料取替用水タンクからの注水作業を行い、使用済燃料ピット水位の上昇が確認できない場合。

※9：使用済燃料ピットの概算水位が感測設計基準値（0.15mSv/h）を確保できる水位（初期水位から蒸発による低下分）、使用済燃料ピット水位確保、温度安定。

### 第 7.3.1.2 図 「想定事故 1」の対応手順の概要 （「使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障」の事象進展）

添付-3 表-11

表-11 (1号炉および2号炉)

<p>操作手順</p> <p>1.1. 使用済燃料ピットの冷却等のための手順等</p>
<p>① 方針目的</p> <p>使用済燃料ピットの冷却機能もしくは注水機能が喪失または使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合、使用済燃料ピット内の燃料体または使用済燃料（以下、「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線の遮へい、および臨界を防止するため使用済燃料ピットへの注水、使用済燃料ピットの監視を行うことを目的とする。</p> <p>使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため使用済燃料ピットへのスプレー、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水、使用済燃料ピットの監視を行うことを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p>使用済燃料ピットの冷却機能もしくは注水機能の喪失または使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時</p>
<p>1. 海水からの使用済燃料ピットへの注水</p> <p>緊急時対策本部は、使用済燃料ピットの冷却機能もしくは注水機能が喪失または使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生し、計画外に使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合もしくは使用済燃料ピット温度が 50 °C を超える場合、または使用済燃料ピット水位が計画外に EL +31.79 m 以下まで低下している場合、送水車により海水を使用済燃料ピットへ注水する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>計画外に使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合もしくは使用済燃料ピット温度が 50 °C を超える場合、または使用済燃料ピット水位が計画外に EL +31.79 m 以下まで低下している場合</p>
<p>(配慮すべき事項)</p> <p>○ 優先順位</p> <p>使用済燃料ピットへの注水に使用する補機の優先順位は、注水までの所要時間が短い多様性拡張設備である燃料取替用水タンク等を優先する。送水車は、燃料取替用水タンク等の注水手段がなければ使用する。</p> <p>○ 送水車吸込ロストレーナ閉塞時の対応</p> <p>送水車の運転時、吸込ロストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。</p>

1, 2

添付-3 表-11

重大事故等時における使用済燃料ピットの監視時
<p>1. 使用済燃料ピットの監視</p> <p>当直課長は、使用済燃料ピットの冷却機能もしくは注水機能が喪失または使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時、または使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時、常設設備である使用済燃料ピット水位（広域）、使用済燃料ピット温度（AM用）および使用済燃料ピットエリア監視カメラにより使用済燃料ピットの監視を行う。また、計画外に使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合もしくは使用済燃料ピット温度 50 °Cを超える場合、または使用済燃料ピット水位が計画外に EL +31.79 m 以下まで低下している場合、可搬型設備である可搬型使用済燃料ピット水位、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタおよび使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置の運搬、設置および接続を行い、使用済燃料ピットの監視を行う。</p> <p>使用済燃料ピットの監視は、常設設備により行うが、計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型設備の計器を用いることで変動する可能性のある範囲を各計器がオーバーラップして監視する。直流電源が喪失している場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、可搬型設備の指示を確認する。</p> <p>(1) 常設設備による使用済燃料ピットの状態監視</p> <p>当直課長は、常用設備である使用済燃料ピット水位（広域）、使用済燃料ピット温度（AM）および使用済燃料ピットエリア監視カメラにより使用済燃料ピットの監視を行う。</p> <p>(2) 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視</p> <p>当直課長は、使用済燃料ピットの水位が低下した場合に、可搬型設備である可搬型使用済燃料ピット水位、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタおよび使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置を配置し中央制御室にて使用済燃料ピットの監視を行う。</p> <p>可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは、複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係进行评估し、各設置場所間での関係性を把握し、指示値の傾向を確認することで使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定する。</p> <p>使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置は、使用済燃料ピットエリア監視カメラの耐環境性向上のため、空気を供給し冷却を行う。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>計画外に使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合もしくは使用済燃料ピット温度が 50 °Cを超える場合、または使用済燃料ピット水位が計画外に EL +31.79 m 以下まで低下している場合</p>

3

添付-3 表-20

表-20 重大事故等対策における操作の成立性(4/7) (1号炉および2号炉)

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員 数	想定 時間
1 1	海水から使用済燃料ピットへの注水 <sup>※1</sup>	緊急安全対策要員	5×2	2時間
	送水車による使用済燃料ピットへのスプレイ	緊急安全対策要員	5	2時間
	大容量ポンプ(放水砲用)および放水砲による使用済燃料ピットへの放水	No. 1 2にて整備する。 (大容量ポンプ(放水砲用)および放水砲による大気への拡散抑制と同様)		
	可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視 <sup>※1</sup>	緊急安全対策要員	4×2	2時間
1 2	大容量ポンプ(放水砲用)および放水砲による大気への拡散抑制	緊急安全対策要員	12	3.5時間
	シルトフェンスによる海洋への拡散抑制	緊急安全対策要員	10	5時間
	送水車およびスプレイヘッドによる大気への拡散抑制	No. 1 1にて整備する。 (送水車による使用済燃料ピットへのスプレイと同様)		
	大容量ポンプ(放水砲用)、放水砲および泡混合器による航空機燃料火災への泡消火	緊急安全対策要員	12	3.5時間
1 3	海水を用いた復水タンクへの補給 <sup>※1</sup>	緊急安全対策要員	5	60分
	燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替(炉心注水時)	運転員等 (中央制御室、現場)	3	2.5時間
		緊急安全対策要員	3	
	海水を用いた復水タンクへの補給(水源切替後)	海水を用いた復水タンクへの補給と同様。		
	燃料取替用水タンクから海水への水源切替(炉心注水時)	No. 4にて整備する。 (可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水と同様)		
	燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替(格納容器スプレイ時) <sup>※1</sup>	運転員等 (中央制御室、現場)	2	2.5時間
		緊急安全対策要員	3	
復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給	運転員等 (中央制御室、現場)	2	2.4時間	
	緊急安全対策要員	3		

2ユニット  
10人

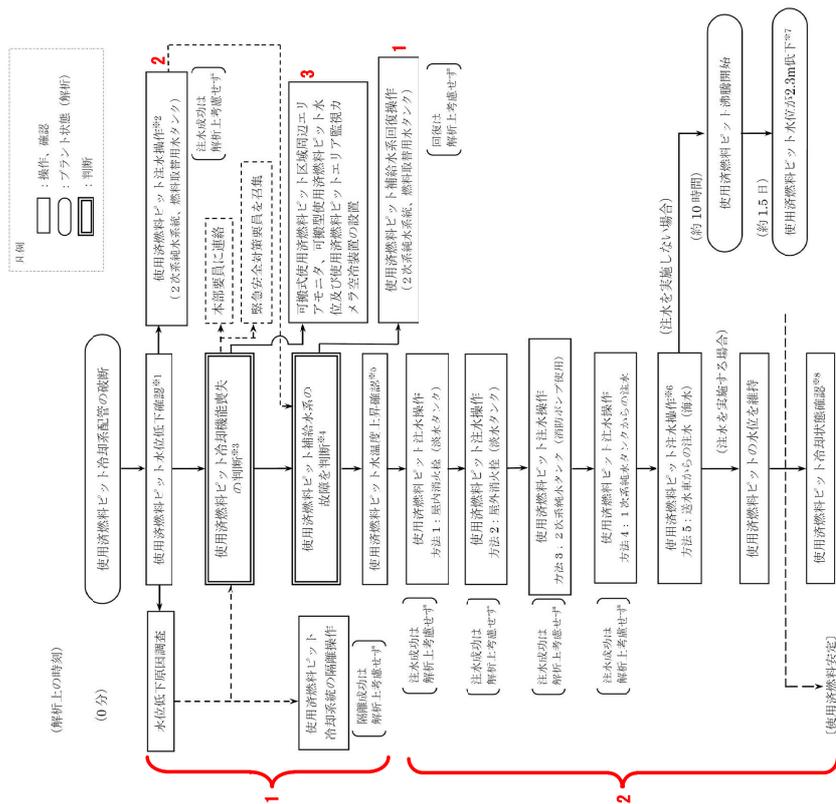
2

2ユニット  
8人

3

※1: 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

保 安 規 定		社内規定
添 付 資 料		表-20 (要員・時間)
1	添付3 表-11 使用済燃料ピットの冷却等の手順等 「使用済燃料ピットの冷却機能もしくは注水機能の喪失または使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時」 使用済燃料ピットの冷却機能もしくは注水機能の喪失または使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時、使用済燃料ピット水位が低下している場合、使用済燃料ピットへ注水する。	-
2	添付3 表-11 使用済燃料ピットの冷却等の手順等 「使用済燃料ピットの冷却機能もしくは注水機能の喪失または使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時」 送水車により海水を使用済燃料ピットへ注水する。	10人 2時間
3	添付3 表-11 使用済燃料ピットの冷却等の手順等 「重大事故時の使用済燃料ピット水位（広域）、使用済燃料ピット温度（AM用）、および使用済燃料ピットエリア監視カメラにより使用済燃料ピットの監視を行う。 可搬式使用済燃料ピット水位、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタおよび使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置の運搬、設置および接続を行い、使用済燃料ピットの監視を行う。	8人 2時間



- ※1：使用済燃料ピット水位注意警報 E.L. 31.79m（通常水位 E.L. 31.89m）
- ※2：使用済燃料ピットのはう系配管及び注水車により水漏れを決定する。
- ※3：使用済燃料ピット冷却系配管の破断は以下で確認。  
使用済燃料ピット水位、補助送水ポンプ水位
- ※4：使用済燃料ピット冷却系配管の破断判断は以下で確認。  
2次系純水系統及び燃料取扱用タンクからの注水作業を行い、使用済燃料ピット水位の上昇が確認できない場合。
- ※5：使用済燃料ピット温度高警報 50℃
- ※6：冷却系配管の破断が実施できない場合、使用済燃料ピット出口配管高さに水位を維持する。
- ※7：使用済燃料ピット冷却系配管の破断が確認できない場合、使用済燃料ピット水位を維持する。  
及び蒸発による低下分を考慮した値。
- ※8：使用済燃料ピット冷却系配管の破断は以下で確認。  
使用済燃料ピット水位確保、温度安定。

第 7.3.2.2 図 「想定事故 2」の対応手順の概要  
 （「使用済燃料ピット冷却系配管の破断」の事象進展）

添付-3 表-11

表-11 (1号炉および2号炉)

<p>操作手順</p> <p>1.1. 使用済燃料ピットの冷却等のための手順等</p>
<p>① 方針目的</p> <p>使用済燃料ピットの冷却機能もしくは注水機能が喪失または使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合、使用済燃料ピット内の燃料体または使用済燃料（以下、「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線の遮へい、および臨界を防止するため使用済燃料ピットへの注水、使用済燃料ピットの監視を行うことを目的とする。</p> <p>使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため使用済燃料ピットへのスプレー、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）への放水、使用済燃料ピットの監視を行うことを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p>使用済燃料ピットの冷却機能もしくは注水機能の喪失または使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時</p>
<p>1. 海水からの使用済燃料ピットへの注水</p> <p>緊急時対策本部は、使用済燃料ピットの冷却機能もしくは注水機能が喪失または使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生し、計画外に使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合もしくは使用済燃料ピット温度が 50 °C を超える場合、または使用済燃料ピット水位が計画外に EL +31.79 m 以下まで低下している場合、送水車により海水を使用済燃料ピットへ注水する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>計画外に使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合もしくは使用済燃料ピット温度が 50 °C を超える場合、または使用済燃料ピット水位が計画外に EL +31.79 m 以下まで低下している場合</p>
<p>(配慮すべき事項)</p> <p>○ 優先順位</p> <p>使用済燃料ピットへの注水に使用する補機の優先順位は、注水までの所要時間が短い多様性拡張設備である燃料取替用水タンク等を優先する。送水車は、燃料取替用水タンク等の注水手段がなければ使用する。</p> <p>○ 送水車吸込ロストレーナ閉塞時の対応</p> <p>送水車の運転時、吸込ロストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。</p>

1, 2

重大事故等時における使用済燃料ピットの監視時
<p>1. 使用済燃料ピットの監視</p> <p>当直課長は、使用済燃料ピットの冷却機能もしくは注水機能が喪失または使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時、または使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時、常設設備である使用済燃料ピット水位（広域）、使用済燃料ピット温度（AM用）および使用済燃料ピットエリア監視カメラにより使用済燃料ピットの監視を行う。また、計画外に使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合もしくは使用済燃料ピット温度 50 °Cを超える場合、または使用済燃料ピット水位が計画外に EL +31.79 m 以下まで低下している場合、可搬型設備である可搬型使用済燃料ピット水位、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタおよび使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置の運搬、設置および接続を行い、使用済燃料ピットの監視を行う。</p> <p>使用済燃料ピットの監視は、常設設備により行うが、計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型設備の計器を用いることで変動する可能性のある範囲を各計器がオーバーラップして監視する。直流電源が喪失している場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、可搬型設備の指示を確認する。</p> <p>(1) 常設設備による使用済燃料ピットの状態監視</p> <p>当直課長は、常用設備である使用済燃料ピット水位（広域）、使用済燃料ピット温度（AM）および使用済燃料ピットエリア監視カメラにより使用済燃料ピットの監視を行う。</p> <p>(2) 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視</p> <p>当直課長は、使用済燃料ピットの水位が低下した場合に、可搬型設備である可搬型使用済燃料ピット水位、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタおよび使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置を配置し中央制御室にて使用済燃料ピットの監視を行う。</p> <p>可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは、複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係进行评估し、各設置場所間での関係性を把握し、指示値の傾向を確認することで使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定する。</p> <p>使用済燃料ピットエリア監視カメラ空冷装置は、使用済燃料ピットエリア監視カメラの耐環境性向上のため、空気を供給し冷却を行う。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>計画外に使用済燃料ピットポンプの全台停止等により冷却機能が喪失した場合もしくは使用済燃料ピット温度が 50 °Cを超える場合、または使用済燃料ピット水位が計画外に EL +31.79 m 以下まで低下している場合</p>

3

添付-3 表-20

表-20 重大事故等対策における操作の成立性(4/7) (1号炉および2号炉)

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員 数	想定 時間
1 1	海水から使用済燃料ピットへの注水 <sup>※1</sup>	緊急安全対策要員	5×2	2時間
	送水車による使用済燃料ピットへのスプレイ	緊急安全対策要員	5	2時間
	大容量ポンプ(放水砲用)および放水砲による使用済燃料ピットへの放水	No. 1 2にて整備する。 (大容量ポンプ(放水砲用)および放水砲による大気への拡散抑制と同様)		
	可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視 <sup>※1</sup>	緊急安全対策要員	4×2	2時間
1 2	大容量ポンプ(放水砲用)および放水砲による大気への拡散抑制	緊急安全対策要員	12	3.5時間
	シルトフェンスによる海洋への拡散抑制	緊急安全対策要員	10	5時間
	送水車およびスプレイヘッドによる大気への拡散抑制	No. 1 1にて整備する。 (送水車による使用済燃料ピットへのスプレイと同様)		
	大容量ポンプ(放水砲用)、放水砲および泡混合器による航空機燃料火災への泡消火	緊急安全対策要員	12	3.5時間
1 3	海水を用いた復水タンクへの補給 <sup>※1</sup>	緊急安全対策要員	5	60分
	燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替(炉心注水時)	運転員等 (中央制御室、現場)	3	2.5時間
		緊急安全対策要員	3	
	海水を用いた復水タンクへの補給(水源切替後)	海水を用いた復水タンクへの補給と同様。		
	燃料取替用水タンクから海水への水源切替(炉心注水時)	No. 4にて整備する。 (可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水と同様)		
	燃料取替用水タンクから復水タンクへの水源切替(格納容器スプレイ時) <sup>※1</sup>	運転員等 (中央制御室、現場)	2	2.5時間
		緊急安全対策要員	3	
復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給	運転員等 (中央制御室、現場)	2	2.4時間	
	緊急安全対策要員	3		

2ユニット  
10人

2

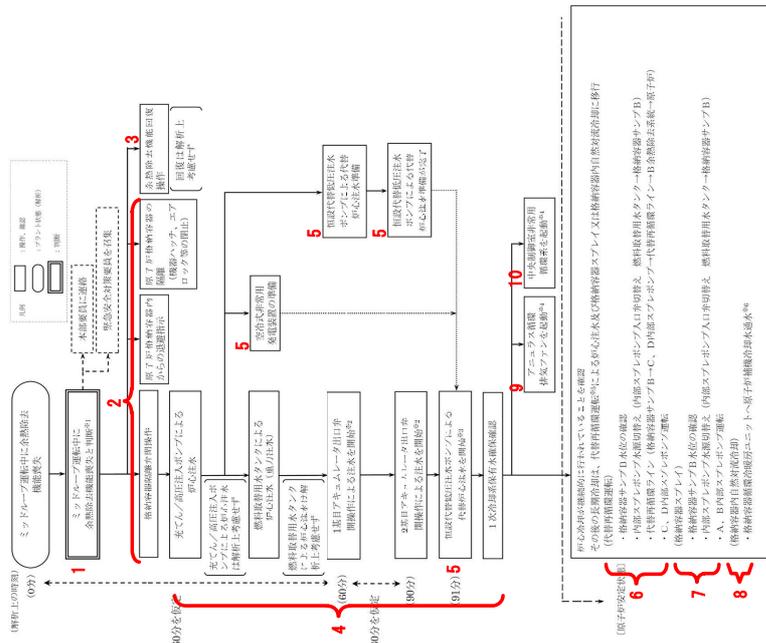
2ユニット  
8人

3

※1: 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段



保安規定		社内規定
添付資料		表-20 (要員・時間)
7	添付1 表-7 原子炉格納容器スレイ系作動 「原子炉格納容器スレイ系作動機種の確認」 燃料取扱用水タンク水位が、再循環切替水位となれば、原子炉格納容器スレイ系の水源を、燃料取扱用水タンクから格納容器サブBに切替える。	-
8	添付11 表-13 原子炉格納容器健全性の確保 〔主な監視操作内容〕 添付3 表-6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等 「炉心損傷前 フロントライン系機能喪失時 格納容器内自然対流冷却」 原子炉補機冷却系の損傷を防止するため、1次系冷却水タンクを蓋蓋弁へ（1次系冷却水タンク加圧用）により加圧し、A 格納容器循環冷却層ユニットに原子炉補機冷却水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。	6人 67分
9	添付3 表-10 水素発生による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等 「水素排出 アニウロス循環排気ファン起動による水素排出」 アニウロス循環排気ファンが起動し、アニウロス内の水素を含むガスがアニウロスからアニウロス循環排気ファンユニットを通して屋外へ排出されていることを、アニウロス内の圧力の低下にて確認する。	-
10	添付3 表-16 中央制御室の居住性に関する手順等 「居住性の確保」 環境に放出された放射性物質等による放射線被ばから運転員等を防護するため、中央制御室換気系循環モードでの運転を行い、中央制御室非常用循環ファンユニットに内蔵されたろ過フィルタおよび燃焼子フィルタにより放射性物質を除去する。	-



※1：ミッドロープ運転中に余熱除去系による崩壊熱除去機能喪失と発生（余熱除去機能喪失）によるミッドロープ停止。  
 ※2：2次の運転操作としては、1次系系水水位の監視により水位低下が認められれば原子炉格納容器からの過渡完了及び格納容器機器ヘッド、格納容器アウターコンテナへの注水を実施し、アウターコンテナに注水する。  
 ※3：燃料取扱用水タンク水位が、再循環切替水位となれば、原子炉格納容器スレイ系の水源を、燃料取扱用水タンクから格納容器サブBに切替える。  
 ※4：燃料取扱用水タンク水位が、再循環切替水位となれば、原子炉格納容器スレイ系の水源を、燃料取扱用水タンクから格納容器サブBに切替える。  
 ※5：燃料取扱用水タンク水位が、再循環切替水位となれば、原子炉格納容器スレイ系の水源を、燃料取扱用水タンクから格納容器サブBに切替える。  
 ※6：燃料取扱用水タンク水位が、再循環切替水位となれば、原子炉格納容器スレイ系の水源を、燃料取扱用水タンクから格納容器サブBに切替える。  
 ※7：燃料取扱用水タンク水位が、再循環切替水位となれば、原子炉格納容器スレイ系の水源を、燃料取扱用水タンクから格納容器サブBに切替える。  
 ※8：燃料取扱用水タンク水位が、再循環切替水位となれば、原子炉格納容器スレイ系の水源を、燃料取扱用水タンクから格納容器サブBに切替える。

第 7.4.1.1.2 図 「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」の対応手順の概要  
 （「燃料取扱機能喪失」の対応手順の概要）  
 が喪失する事故」の事象進展）

### 添付 1 表 - 3

#### 【原子炉格納容器外で余熱除去系からの漏えいが発生した場合】

1. 燃料取替用水タンク水が、破断点から流出するのを防止するため、余熱除去系を燃料取替用水タンクより隔離する。
2. 1次冷却材圧力が低下傾向で、炉心出口温度が1次冷却系最高使用圧力に対する飽和温度以上に達すれば、主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁により1次冷却系の冷却を促進させる。
3. 余熱除去系を1次冷却系より隔離する。3
  - ・隔離できていなければ、〔破断点が隔離できない場合〕へ移行する。
4. 余熱除去系の系統分離を行い、破断系統を確認する。
5. モード5（低温停止）に移行する。

#### 〔破断点が隔離できない場合〕

1. 燃料取替用水タンク水の消費を減らすため、燃料取替用水タンクを水源とするポンプは、高圧注入系1系統のみとする。
2. 1次冷却系への注水を長期間続けるために、燃料取替用水タンクに水を補給する。
3. 主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁により1次冷却系の冷却を促進させる。
4. 非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、満足している場合は、高圧注入系を充てん系に切替える。
  - ・満足していない場合には、充てん系による崩壊熱除去が可能となった時点で、高圧注入系を充てん系に切替える。
5. 余熱除去系の系統分離を行い、健全側余熱除去系による1次冷却系の冷却を行う。
  - ・余熱除去系による1次冷却系の冷却ができなければ、加圧器逃がし弁を強制開とし、非常用炉心冷却系再循環運転に必要な水量を確保する。
6. 非常用炉心冷却系再循環運転を行う。
7. 健全側余熱除去系が確認できない場合は、蒸気発生器2次側による1次冷却系の冷却を行う。

添付－１ 表－７

表－７（１号炉および２号炉）

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>３．原子炉格納容器スプレイ系作動</p>
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器の健全性を確保する。</li> </ul>
<p>② 導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器スプレイ系作動設定値に達した場合</li> </ul>
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p><b>原子炉格納容器スプレイ系警報の確認</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 原子炉格納容器スプレイ系作動、格納容器隔離作動の警報発信を確認する。</li> </ol> <p><b>原子炉格納容器スプレイ系作動信号の確認</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 原子炉格納容器スプレイ系作動信号、格納容器隔離信号が発信していることを確認する。なお、原子炉格納容器スプレイ系作動信号、格納容器隔離信号が発信する設定値になっても発信しない場合には、手動にて発信させる。</li> </ol> <p><b>原子炉格納容器スプレイ系作動機器の確認</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 原子炉格納容器スプレイ系作動信号、格納容器隔離信号により、自動作動する弁、ダンパおよび機器が正規の状態になることを確認する。なお、正規の状態にならない場合は回復を試みる。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器スプレイ系不作動の場合は、『安全機能ベース運転操作基準「原子炉格納容器健全性の確保」』へ移行する。</li> </ul> </li> <li>2. 原子炉格納容器圧力が通常圧力に低下すれば、原子炉格納容器スプレイ系を停止する。</li> <li>3. 燃料取替用水タンク水位が、再循環切替水位となれば、原子炉格納容器スプレイ系の水源を、燃料取替用水タンクから格納容器サンプBに切替える。</li> <li>・原子炉格納容器スプレイ系の格納容器サンプB切替が不能となった場合は、〔原子炉格納容器スプレイ系再循環切替不能〕へ移行する。</li> </ol>

7

添付1 表-13

表-13 (1号炉および2号炉)

安全機能ベース運転操作基準	
4. 原子炉格納容器健全性の確保	
① 目的 ・原子炉格納容器圧力上昇により、原子炉格納容器の健全性が脅かされる可能性がある場合、原子炉格納容器圧力上昇を減少させるための適切な運転操作を行い、原子炉格納容器の健全性を確保する。	
② 導入条件 ・原子炉格納容器圧力が、原子炉格納容器スプレイ系作動設定値以上および原子炉格納容器スプレイ系不作動	④ 脱出条件 ・原子炉格納容器スプレイ系が作動し、原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器最高使用圧力以下となった場合
③ 主な監視操作内容	
<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 格納容器隔離信号により、自動作動する弁およびダンパが正規の状態になることを確認する。なお、正規の状態にならなければ回復を試みる。</li> <li>2. 1系統以上の原子炉格納容器スプレイ系の起動を試みる。</li> <li>3. 2次冷却材喪失事象の場合は、破損蒸気発生器の隔離を行う。</li> <li>4. 原子炉格納容器の圧力上昇緩和のため、主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁により1次冷却系の冷却を促進させる。</li> <li style="border: 2px solid red;">5. 格納容器循環冷暖房ユニットによる原子炉格納容器内自然対流冷却を開始する。</li> <li>6. 原子炉格納容器スプレイ系が1系統以上作動し、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以下へ低下することが確認できなければ、「順序2」に戻る。</li> </ol>	

8

添付－3 表－4

<p>能が喪失した場合、タービン動補助給水ポンプまたは電動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンク水位が確保されている場合</p> <p>2. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）</p> <p>(1) 主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による蒸気放出</p> <p>当直課長は、蒸気発生器への注水が確保されている場合は、中央制御室にて主蒸気大気放出弁を開操作し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。</p> <p>全交流動力電源喪失等により、中央制御室から主蒸気大気放出弁を操作できない場合は、現場にて手動で主蒸気大気放出弁を開操作することで、蒸気発生器2次側による炉心冷却により1次冷却系の減圧を行う。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器への注水が確保されたことを確認できた場合</p>	
<p>運転停止中の場合</p> <p>フロントライン系機能喪失時</p> <p>1. 炉心注水／代替炉心注水</p>	
<p>当直課長は、運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。</p>	1
<p>(1) 充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水</p> <p>当直課長は、充てん／高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉に注水する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合</p> <p>(2) アキュムレータによる炉心注水</p> <p>当直課長は、アキュムレータ水を原子炉に注水する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>燃料取替用水タンクの重力注水により、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要なアキュムレータ水位が確保されている場合</p>	4

添付-3 表-4

<p>(3) C、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水 当直課長は、C、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 アキュムレータによる原子炉への注水をアキュムレータ圧力等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク水位が確保されている場合</p>	
<p>(4) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水 当直課長は、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉に注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 C、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等で確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合</p>	5
<p>(5) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水 当直課長は、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 恒設代替低圧注水ポンプの故障等により原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合</p>	
<p>2. 代替再循環運転</p> <p>(1) C、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替再循環運転 当直課長は、運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、炉心注水または代替炉心注水により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水後、格納容器サンプルBに水源を切り替えて、C、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）およびB内部スプレクーラを用いた代替再循環運転により格納容器サンプルB水を原子炉へ注水する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、代替再循環運転をするために必要な格納容器サンプルBの水位が確保されている場合</p>	6
<p>3. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）</p> <p>(1) 電動補助給水ポンプまたはタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水 当直課長は、運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合で、かつ1次冷却系に開口部がない場合は、電動補助給水ポンプまたはタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生</p>	

添付－3 表－4

器へ注水する。

a. 手順着手の判断基準

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、1次冷却系に開口部がなく、蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンク水位が確保されている場合

4. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）

(1) 主蒸気大気放出弁による蒸気放出

当直課長は、蒸気発生器への注水が確保されている場合は、中央制御室にて主蒸気大気放出弁を開操作し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。

a. 手順着手の判断基準

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器への注水が確保されたことを補助給水流量等により確認できた場合

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合で、かつ1次冷却系に開口部がない場合は、蒸気発生器2次側による炉心冷却を優先する。

蒸気発生器2次側による炉心冷却ができない場合は、炉心注水または代替炉心注水による炉心冷却を行い、格納容器サブBが再循環可能水位となれば、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。

炉心注水、代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、中央制御室で操作可能である充てん／高圧注入ポンプによる原子炉への注水を行う。充てん／高圧注入ポンプが使用できない場合は、アキュムレータを使用する。上記による原子炉への注水不能の場合は、準備時間の短いC、D内部スプレポンプ（RHRS－CSS連絡ライン使用）を使用し、次に恒設代替低圧注水ポンプを使用する。可搬式代替低圧注水ポンプは使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬式代替低圧注水ポンプ等の準備を開始するとともに、使用可能であれば多様性拡張設備である電動消火ポンプ等による代替注水手段を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプ等の使用準備が完了し多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければこれを使用する。

○ 格納容器内からの退避

当直課長は、運転停止中において、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失した場合または1次冷却材が流出した場合に、燃料取替用水タンクの保有水を充てん／高圧注入ポンプ等にて原子炉へ注水し、開放中の加圧器安全弁から格納容器内へ蒸散させることにより原子炉を冷却する。この場合は、格納容器内の雰囲気悪化から格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。

2

添付－3 表－4

また、運転停止中に1次冷却系の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束が上昇した場合は、臨界になる可能性があるため格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。

(1) 手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合または格納容器サンプAの水位等にて1次冷却材の流出を確認した場合

運転停止中に1次冷却系の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束の上昇により停止時SR中性子束高退避警報作動警報が発信した場合または停止時SR中性子束高退避警報作動警報が発信するおそれがある場合

2

○ 作業性

可搬式代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水に係る可搬型ホース等の接続については速やかに作業ができるよう可搬式代替低圧注水ポンプの保管場所に使用工具および可搬型ホースを配備する。

○ 送水車吸込ロストレーナ閉塞時の対応

送水車の運転時、吸込ロストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

**運転停止中の場合**

**サポート系機能喪失時**

1. 代替炉心注水

当直課長は、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。

(1) アクムレータによる代替炉心注水

当直課長は、空冷式非常用発電装置より受電した後、アクムレータ水を原子炉へ注水する。

a. 手順着手の判断基準

燃料取替用水タンクの重力注水により、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要なアクムレータ水位が確保されている場合

(2) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

当直課長は、空冷式非常用発電装置より受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量

添付－3 表－6

表－6（1号炉および2号炉）

<p>操作手順</p> <p>6. 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等</p> <p>① 方針目的</p> <p>設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより格納容器圧力および温度を低下させることを目的とする。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより格納容器圧力および温度ならびに放射性物質の濃度を低下させることを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p>炉心損傷前</p> <p>フロントライン系機能喪失時</p> <p>1. 格納容器内自然対流冷却</p> <p>(1) A格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却</p> <p>当直課長は、内部スプレポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上かつ内部スプレポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、または格納容器スプレイ再循環運転時に内部スプレポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、原子炉補機冷却水系の沸騰を防止するため、1次系冷却水タンクを窒素ポンベ（1次系冷却水タンク加圧用）により加圧し、A格納容器循環冷暖房ユニット冷却状態監視のため可搬型温度計測装置を取付け後、A格納容器循環冷暖房ユニットに原子炉補機冷却水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置等によりA格納容器循環冷暖房ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力および温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（131 kPa [gage]）以上かつ、内部スプレポンプの故障等により格納容器へのスプレイを内部スプレクーラ出口流量等で確認できない場合または格納容器スプレイ再循環運転時に内部スプレポンプの故障等により格納容器へのスプレイを内部スプレクーラ出口流量等で確認できない場合</p>
<p>2. 代替格納容器スプレイ</p> <p>内部スプレポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失した場合に、以下の手順により燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。</p> <p>(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ</p> <p>当直課長は、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上かつ内部スプレポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、格納容器圧力が最高使用圧力以上かつ内部スプレポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、およ</p>

8

添付－３ 表－１０

表－１０（１号炉および２号炉）

<p>操作手順</p> <p>１０．水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</p>
<p>① 方針目的</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素が原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）内に放出され、格納容器から格納容器周囲のアニュラスに漏えいした場合にも、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス内の水素排出および水素濃度監視を行うことを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p><b>水素排出</b></p> <p>１．アニュラス循環排気ファン起動による水素排出</p> <p>当直課長は、非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合に、アニュラス循環排気ファンが起動し、アニュラス内の水素を含むガスがアニュラスからアニュラス循環排気フィルタユニットを通して屋外へ排出されていることを、アニュラス内の圧力の低下にて確認する。</p> <p>当直課長は、全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合は、Aアニュラス循環排気系の弁に窒素ポンペ（アニュラス排気弁等作動用）から代替制御用空気を供給するための系統構成を行い、代替電源設備から給電した後、Aアニュラス循環排気ファンを運転する。</p> <p>(1) 交流動力電源および直流電源が健全である場合</p> <p>    a. 手順着手の判断基準</p> <p>        非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合</p> <p>(2) 全交流動力電源または直流電源が喪失した場合</p> <p>    a. 手順着手の判断基準</p> <p>        全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合</p>
<p><b>水素濃度監視</b></p> <p>１．可搬型アニュラス内水素濃度計測装置による水素濃度測定</p> <p>当直課長は、炉心の損傷を判断した場合、可搬型アニュラス内水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型アニュラス内水素濃度計測装置を起動後、アニュラス内の水素濃度を確認する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、空冷式非常用発電装置からの給電操作および可搬型アニュラス内水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型アニュラス内水素濃度計測装置を起動後、アニュラス内の水素濃度を確認する。また、常設直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、アニュラス内の水素濃度を確認する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>    炉心出口温度が 350 °C 以上および格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値が <math>1 \times 10^5</math> mSv/h 以上の場合</p>

9

添付-3 表-16

表-16 (1号炉および2号炉)

<p>操作手順</p> <p>16. 中央制御室の居住性に関する手順等</p>
<p>① 方針目的</p> <p>重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な対処設備および資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込み防止、放射性物質の濃度低減を図ることを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p><b>居住性の確保</b></p> <p>当直課長は、重大事故等が発生した場合において、中央制御室にとどまる運転員の被ばく線量を7日間で 100 mSv を超えないよう、中央制御室遮蔽および中央制御室換気設備の外気を遮断した状態で閉回路循環運転(以下、「中央制御室換気系隔離モード」という。)により、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するとともにマネジメント(マスク等)による放射線防護措置等にて被ばくを低減し、以下の手順等で中央制御室の居住性を確保する。</p> <p>1. 中央制御室換気設備の運転手順等</p> <p>当直課長は、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するため、中央制御室換気系隔離モードでの運転を行い、中央制御室非常用循環フィルタユニットに内蔵されたよう素フィルタおよび微粒子フィルタにより放射性物質を除去する。</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、手動による系統構成を行い、代替交流電源設備により受電し中央制御室換気設備を運転する。</p> <p>(1) 交流動力電源が正常な場合</p> <p>当直課長は、非常用炉心冷却設備作動信号の発信または中央制御室エリアモニタ指示値上昇による中央制御室換気系隔離信号の発信を確認した場合、中央制御室換気設備が中央制御室換気系隔離モードで運転中であることを確認する。</p> <p>また、当直課長は、中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度または二酸化炭素濃度が制限値を満足できない場合は、外気の取り入れを実施する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号発信による中央制御室換気系隔離信号または中央制御室エリアモニタ指示値上昇により中央制御室換気系隔離信号の発信を確認した場合</p>
<p>(2) 全交流動力電源が喪失した場合</p> <p>当直課長は、全交流動力電源喪失により、中央制御室換気設備が中央制御室換気系隔離モードにできない場合は、手動によるダンパの開操作により中央制御室換気系隔離モードの系統構成を行い、代替交流電源設備による給電後、中</p>

10

添付-3 表-20

表-20 重大事故等対策における操作の成立性（1/7）（1号炉および2号炉）

操作手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1	(成立性が要求される対応手段なし)	—	—	—
2	タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）およびタービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	運転員等 （中央制御室、現場）	3	34分
	主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復	No. 3にて整備する。		
3	タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）およびタービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	No. 2にて整備する。		
	主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復※ <sup>1</sup>	運転員等 （中央制御室、現場）	4	25分
	窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）による加圧器逃がし弁の機能回復※ <sup>1</sup>	運転員等 （中央制御室、現場）	3	36分
	可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）による加圧器逃がし弁の機能回復	運転員等 （中央制御室、現場）	3	27分
4	C、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水	運転員等 （中央制御室、現場）	2	15分
	恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水※ <sup>1</sup>	運転員等 （中央制御室、現場）	2×2	25分
	可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	運転員等 （中央制御室、現場）	2	5時間
		緊急安全対策要員	18	
C、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替再循環運転	運転員等 （中央制御室）	1	5分	

2ユニット  
4人  
5

※1：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

添付-3 表-20

表-20 重大事故等対策における操作の成立性（2/7）（1号炉および2号炉）

操作手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
4	C充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水※ <sup>1</sup>	運転員等 （中央制御室、現場）	4	90分
		緊急安全対策要員	3	
	主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による蒸気放出	No. 3にて整備する。 （主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復と同様）		
	アキュムレータによる炉心注水	運転員等 （中央制御室、現場）	2×2	20分
	電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）への燃料補給	緊急安全対策要員	2	2.3時間
	大容量ポンプへの燃料補給※ <sup>1</sup>	緊急安全対策要員	2	2.3時間
	送水車への燃料補給※ <sup>1</sup>	緊急安全対策要員	2	2.3時間
5	主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復	No. 3にて整備する。		
	大容量ポンプを用いたA格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却	No. 7にて整備する。		
	大容量ポンプによる補機冷却水（海水）通水※ <sup>1</sup>	運転員等 （中央制御室、現場）	3	7.5時間
緊急安全対策要員		16		
6	A格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却	No. 7にて整備する。		
	大容量ポンプを用いたA格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却	No. 7にて整備する。		

2ユニット  
4人

4

2ユニット  
6人  
67分

8

※1：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

添付-3 表-20

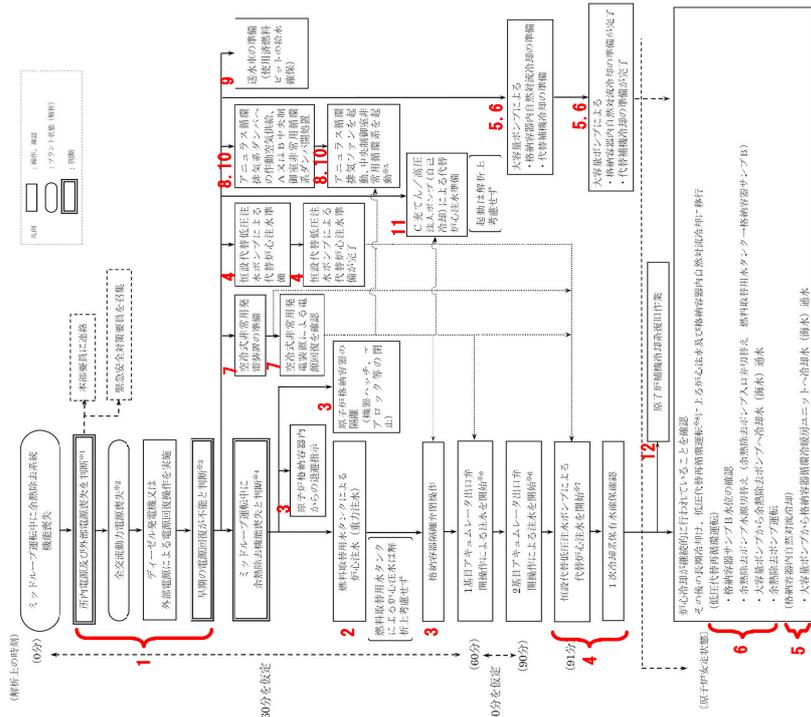
表-20 重大事故等対策における操作の成立性(3/7) (1号炉および2号炉)

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間
7	A格納容器循環冷暖房ユニット による格納容器内自然対流冷却※ <sup>1</sup>	運転員等 (中央制御室、現場)	2×2	67分
		緊急安全対策要員	1×2	
	大容量ポンプを用いたA格納容 器循環冷暖房ユニットによる格 納容器内自然対流冷却※ <sup>1</sup>	運転員等 (中央制御室、現場)	3	7.5時間
		緊急安全対策要員	16	
8	C、D内部スプレポンプ(RHR S-CSS連絡ライン使用)によ る代替炉心注水	No.4にて整備する。		
	恒設代替低圧注水ポンプによ る代替炉心注水	No.4にて整備する。		
	C充てん/高圧注入ポンプ(自己 冷却)による代替炉心注水	No.4にて整備する。		
9	可搬型格納容器内水素濃度計測 装置による水素濃度監視※ <sup>1</sup>	運転員等 (中央制御室、現場)	3	45分
10	水素排出(アニュラス空気再循環 設備) 全交流動力電源または常設直流 電源が喪失した場合の操作手順※ <sup>1</sup>	運転員等 (中央制御室、現場)	2	35分
		可搬型アニュラス内水素濃度計 測装置による水素濃度測定※ <sup>1</sup>	運転員等 (中央制御室)	1
	緊急安全対策要員		2	

2ユニット  
6人  
8

※1: 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

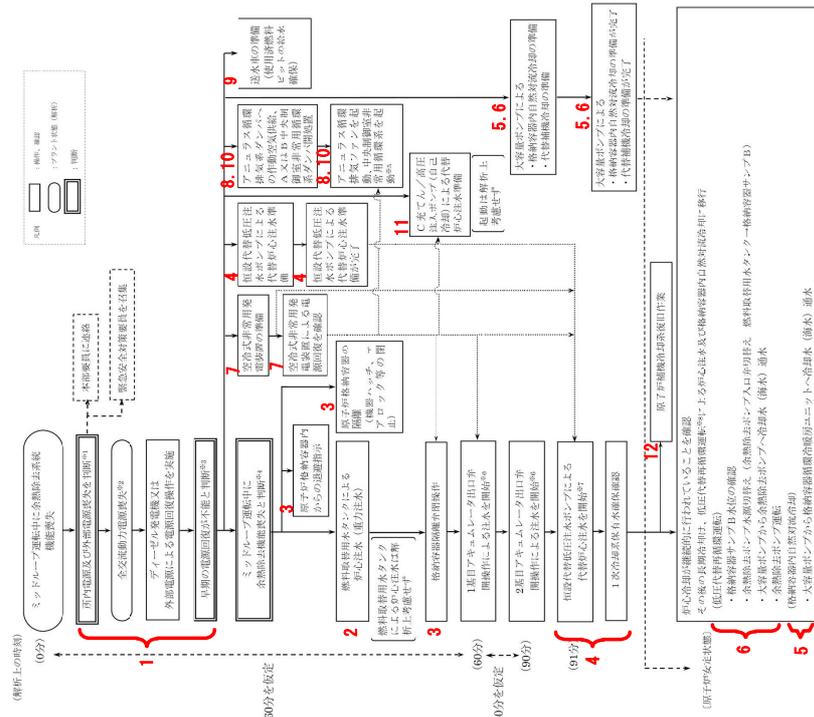
保 安 規 定		社内規定
添 付 資 料		表-20 (要員・時間)
1	<p>添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「導入条件」全交流動力電源喪失判断」 全ての非常用母線および常用母線の電圧が零ボルト 外部電源喪失、ディーゼル発電機起動不能等により所内電源が喪失したことを確認する。 交流動力電源の早期回復不能を判断し、全交流電源喪失時の措置を開始する。</p>	-
2	<p>添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「代替炉心注水」 添付3 表-4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順 等 「運転停止中の場合 サポート系機能喪失時 配慮すべき事項」 代替炉心注水に使用する機能の優先順位は、使用可能であれば多様性拡張設備である が、電源回復しない場合でも注水が可能な燃料取替用水タンクからの重力注水を優先する。</p>	-
3	<p>添付3 表-4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順 等 「格納容器内からの撤退」 運転停止中において、全交流動力電源喪失により余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪 失した場合、格納容器内の雰囲気悪化から格納容器内の作業員を守るために作業員を撤退 させる。</p>	-
4	<p>添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「代替炉心注水他準備」代替炉心注水」 添付3 表-4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順 等 「運転停止中の場合 サポート系機能喪失時 代替炉心注水」 運転停止中に全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去設備 の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラー出口流量等にて確認できな い場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場 合、空冷式非常用発電装置より受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク 水を原子炉へ注水する。</p>	4人 25分
5	<p>添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「代替炉心注水他準備」代替炉心注水」 添付3 表-5 最終トランクへ水を輸送するための手順等 添付3 表-6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等 「炉心損傷前 サポート系機能喪失時 格納容器内自然対流冷却」 全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に格納容器内の冷却機能が喪 失した場合、大容量ポンプを配置、接続し、A格納容器循環冷却暖房ユニット冷却状態監視の ため炉内温度計測装置を取付け後、A格納容器循環冷却暖房ユニットに海水を連水すること により格納容器内自然対流冷却を行う。</p>	22人 7.5時間



※1：予てでの非常用母線及び常用母線の電圧が1秒間、ゼロを示した場合は、  
 ※2：中絶運転中には外部電源の受電機がディーゼル発電機起動機能が喪失できない場合。  
 ※3：ミッドロープ運転中に余熱除去系による冷却機能が喪失した場合は、空冷式非常用発電機を起動し、トランクへ水を輸送する。  
 ※4：燃料格納容器内自然対流冷却ポンプからの撤退は、燃料取替用水タンクへ注水ポンプによる注水が行われる場合、トランクへ水を輸送する。  
 ※5：燃料格納容器内自然対流冷却ポンプからの撤退は、燃料取替用水タンクへ注水ポンプによる注水が行われる場合、トランクへ水を輸送する。  
 ※6：燃料格納容器内自然対流冷却ポンプからの撤退は、燃料取替用水タンクへ注水ポンプによる注水が行われる場合、トランクへ水を輸送する。  
 ※7：燃料格納容器内自然対流冷却ポンプからの撤退は、燃料取替用水タンクへ注水ポンプによる注水が行われる場合、トランクへ水を輸送する。  
 ※8：燃料取替用水タンク水位計が26.9%以下に下がれば、燃料格納容器内自然対流冷却ポンプからの撤退は、燃料取替用水タンクへ注水ポンプによる注水が行われる場合、トランクへ水を輸送する。

第 7.4.2.2 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要  
 (「燃料取出前のミッドロープ運転中に外部電源が喪失するとともに非常に  
 所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」の事象進展)

保安規定		社内規定
添付資料		表-20 (要員・時間)
6	<p>添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「代替炉心注水他準備」再循環運転」 添付3 表-4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 「運転停止中の場合 サポート系機能喪失時 代替再循環運転」 格納容器サンプB水位が、再循環可能水位となり、大容量ポンプからの海水供給が可能となれば、代替炉心注水から再循環運転に切替え、炉心冷却を継続する。</p>	-
7	<p>添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「代替電源からの受電」 添付3 表-14 電源の確保に関する手順等 「代替電源（交流）の給電」 全交流動力電源喪失時に、外部電源受電操作およびイニエーゼル発電機の起動操作を実施しても、非常用高圧母線の電圧等が確立しない場合、空冷式非常用発電装置から受電準備を行う。その後、空冷式非常用発電装置により給電する。</p>	6人 20分
8	<p>添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「代替炉心注水他準備」 添付3 表-10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等 「水素排出」 全交流動力電源または特設逆流電源が喪失した場合は、Aアニュラス循環排気系の弁に塞ぎ素ポンベ（アニュラス排気弁等作動用）から代替制御用空気を供給するための系統構成を行い、代替電源設備から給電した後、Aアニュラス循環排気系を運転する。</p>	4人 35分
9	<p>添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「代替炉心注水他準備」 使用済燃料ピットへの注水準備を行う。</p>	-
10	<p>添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「代替炉心注水他準備」 添付3 表-16 中央制御室の居住性に関する手順等 「居住性の確保」 全交流動力電源喪失により、中央制御室換気設備が中央制御室換気系隔離モードにできない場合は、手動によるタンバの開操作により中央制御室換気系隔離モードの系統構成を行い、代替交流電源設備による給電後、中央制御室換気設備を運転する。</p>	3人 65分
11	<p>添付1 表-8 全交流動力電源喪失 「代替炉心注水他準備」 添付3 表-4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 「運転停止中の場合 サポート系機能喪失時 代替炉心注水」 運転停止中に全交流動力電源が喪失し、原子炉へ注水するために必要な燃料取扱用水タンクの水位が確保されている場合、空冷式非常用発電装置より受電したC充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取扱用水タンクの水を原子炉へ注水する。</p>	14人 90分
12	<p>添付1 表-9 原子炉補機冷却機能喪失 「原子炉補機冷却水系統転回後の場合 1次系冷却ポンプ運転可能な場合」 健全ヘッダの1次系冷却ポンプを起動する。</p>	-



※1：すべての非常用電源及び常用電源の電圧が1割、ゼロを示したとき、  
 ※2：中央制御室には、外部電源喪失発生時及びアニュラス発電機起動操作が実施できない場合、  
 ※3：ミッドポイント電源喪失による外部電源喪失発生時、全交流動力電源喪失発生時、  
 ※4：ミッドポイント電源喪失による外部電源喪失発生時、全交流動力電源喪失発生時、  
 ※5：格納容器圧力計指示が21.1MPa (gauge) 以上になると、燃料取扱用水タンクへ冷却水（備水）を注水する。  
 ※6：格納容器圧力計指示が21.1MPa (gauge) 以上になると、燃料取扱用水タンクへ冷却水（備水）を注水する。  
 ※7：格納容器圧力計指示が21.1MPa (gauge) 以上になると、燃料取扱用水タンクへ冷却水（備水）を注水する。  
 ※8：燃料取扱用水タンク水位計指示が26.9%以下になると、燃料取扱用水タンクB水位計指示が50%以上であることを確認し、低圧代替再循環運転に移行する。

第7.4.2.2 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要  
 （「燃料取出前のミッドポイント電源喪失中に外部電源が喪失するとともに非常用  
 所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」の事象進展）

添付-1 表-8

表-8 (1号炉および2号炉)

事象ベース運転操作基準 4. サポート系の確保 (1) 全交流動力電源喪失	
① 目的	・全ての交流動力電源が喪失した状態でプラントを安定させ、早期に電源を回復させる。
② 導入条件	・全ての非常用母線および常用母線の電圧が零ボルト
③ 主な監視操作内容	
原子炉トリップの確認 1. 原子炉トリップの確認を行う。	
タービン・発電機トリップの確認 1. タービントリップ、発電機トリップの確認を行う。	
補助給水流量の確認 1. 補助給水流量により補助給水機能が健全であることを確認する。	
全交流動力電源喪失判断 1. 外部電源喪失、ディーゼル発電機起動不能等により所内電源が喪失したことを確認する。 2. 交流動力電源の早期回復不能を判断し、全交流電源喪失時の措置を開始する。	1
代替電源からの受電 1. 代替電源（非常用発電機等）から受電したことを確認する。	7
代替炉心注水他準備 1. 代替炉心注水の準備、アニュラス循環排気系、中央制御室空調系の準備、原子炉格納容器内自然対流冷却の準備、燃料取替用水タンクの保有水確保準備および蒸気発生器、使用済燃料ピットへの注水準備を行う。	4, 5 6, 8, 9 10, 11
1次冷却系からの漏えいの有無の確認 1. 1次冷却材漏えいの有無を確認する。	
蒸気発生器2次側による1次冷却系の強制冷却 1. 補助給水機能が確保されていれば、主蒸気大気放出弁を現場手動にて全開とし、1次冷却系の強制冷却を行う。 2. 1次冷却系の減圧により、蓄圧注入系が動作していることを確認する。	

添付 1 表 - 8

<p><b>所内直流電源の確保</b></p> <p>1. 代替電源からの給電が長期にわたり行えない場合は、蓄電池からの受電や不要な直流負荷を切り離す。</p>	
<p><b>1次冷却材ポンプの封水系、原子炉補機冷却水系の隔離</b></p> <p>1. 1次冷却材ポンプの封水系および原子炉補機冷却水系の隔離を行う。</p>	
<p><b>アキュムレータ隔離</b></p> <p>1. 1次冷却材圧力がアキュムレータからの窒素ガスの混入を防止するための圧力となり、代替電源からの給電が可能となればアキュムレータの出口弁を閉止する。</p>	
<p><b>代替炉心注水</b></p> <p>1. 1次冷却材圧力が1次冷却材ポンプ封水戻りライン安全弁吹き止まり圧力未満となり、代替炉心注水系の準備が整えば代替炉心注水を開始する。</p>	2, 4
<p><b>再循環運転</b></p> <p>1. 格納容器サンプB水位が、再循環可能水位となり、大容量ポンプからの海水供給が可能となれば、代替炉心注水から再循環運転に切替え、炉心冷却を継続する。</p>	6
<p><b>原子炉格納容器内自然対流冷却の開始</b></p> <p>1. 原子炉格納容器圧力が原子炉格納容器スプレイ系作動設定値以上となり、大容量ポンプからの海水供給が可能となれば格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水により、原子炉格納容器内自然対流冷却を開始する。</p>	5

添付 1 表 - 9

<p>【原子炉補機冷却水系機能回復の場合】</p> <p>1次系冷却水ポンプ運転可能の場合</p> <p>1. 健全ヘッダの1次系冷却水ポンプを起動する。</p> <p>2. 充てん系ポンプの冷却を行っていた場合は、原子炉補機冷却水系ドレンを停止する。</p> <p>3. 充てん系ポンプによる充てん、封水注入を再開する。</p> <p>4. 制御用空気系を起動し、雑用空気系からの空気供給を停止する。</p> <p>5. モード5（低温停止）に移行する。</p> <p>【海水冷却機能喪失の場合】</p> <p>1. 手動による原子炉トリップを行い、1次冷却材ポンプを全台停止、代替炉心注水他準備、および制御用空気系の空気供給を雑用空気系に切替え、1次冷却材漏えいの有無および原子炉補機冷却水温度を確認し、以下の措置を実施する。</p> <p>〔安全系補機の冷却水制限温度未満の場合〕</p> <p>1. 蒸気発生器2次側による1次冷却系の減温、減圧を実施し、海水冷却機能が回復すればモード5（低温停止）に移行する。</p> <p>〔安全系補機の冷却水制限温度以上の場合〕</p> <p>1. 充てん系ポンプを全台停止し、1次冷却材ポンプの封水系隔離、1次系冷却水ポンプを全台停止後、【原子炉補機冷却水系機能喪失の場合】へ移行する。</p> <p>海水冷却機能回復の確認</p> <p>1. 海水冷却機能が回復すれば、海水系、原子炉補機冷却水系を復旧後、必要な補機を起動しモード5（低温停止）に移行する。</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・海水冷却機能が回復していなければ、大容量ポンプを用いてモード5（低温停止）に移行する。</li></ul>	12
--	----

添付－3 表－4

<p>また、運転停止中に1次冷却系の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束が上昇した場合は、臨界になる可能性があるため格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>運転停止中に全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合または格納容器サンプAの水位等にて1次冷却材の流出を確認した場合</p> <p>運転停止中に1次冷却系の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束の上昇により停止時SR中性子束高退避警報作動警報が発信した場合または停止時SR中性子束高退避警報作動警報が発信するおそれがある場合</p> <p>○ 作業性</p> <p>可搬式代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水に係る可搬型ホース等の接続については速やかに作業ができるよう可搬式代替低圧注水ポンプの保管場所に使用工具および可搬型ホースを配備する。</p> <p>○ 送水車吸込口ストレーナ閉塞時の対応</p> <p>送水車の運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。</p>
<p><b>運転停止中の場合</b></p> <p><b>サポート系機能喪失時</b></p> <p>1. 代替炉心注水</p> <p>当直課長は、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。</p> <p>(1) アキュムレータによる代替炉心注水</p> <p>当直課長は、空冷式非常用発電装置より受電した後、アキュムレータ水を原子炉へ注水する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>燃料取替用水タンクの重力注水により、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要なアキュムレータ水位が確保されている場合</p> <p>(2) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水</p> <p>当直課長は、空冷式非常用発電装置より受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>運転停止中に全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量</p>

4

添付－3 表－4

<p>等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合</p>	
<p>(3) C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水          当直課長は、空冷式非常用発電装置より受電したC充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準          運転停止中に全交流動力電源が喪失し、恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合          運転停止中に原子炉補機冷却機能が喪失し、A余熱除去ポンプ（空調用冷水）の故障等により、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンクの水位が確保されている場合</p>	<p>4</p> <p>11</p>
<p>(4) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水          当直課長は、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準          C、D内部スプレポンプ（自己冷却）（RHRS－CSS連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合</p> <p>2. 代替再循環運転          (1) 運転停止中において全交流動力電源喪失が発生した場合</p>	
<p>a. B余熱除去ポンプ（海水冷却）による低圧代替再循環運転          当直課長は、運転停止中に全交流動力電源喪失時は、大容量ポンプにより代替補機冷却水が確保され、空冷式非常用発電装置より受電したB余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低圧代替再循環運転による代替再循環運転を行うとともに、大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準          運転停止中に全交流動力電源喪失事象が発生した場合に、大容量ポンプにより代替補機冷却による冷却水が確保され、低圧代替再循環運転をするために必要な格納容器サンプBの水位が確保されている場合</p>	<p>6</p>
<p>b. B余熱除去ポンプ（海水冷却）およびB充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転          当直課長は、運転停止中に全交流動力電源喪失時は、大容量ポンプにより代替補機冷却水が確保され、空冷式非常用発電装置より受電したB余熱除去ポンプ（海水冷却）およびB充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環運転による代替再循環運転を行うとともに、大容量ポンプを用いた格</p>	

### 添付－3 表－4

#### a. 手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、1次冷却系に開口部がなく、蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンク水位が確保されている場合

#### 4. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）

##### (1) 主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による蒸気放出

当直課長は、蒸気発生器への注水が確保された場合は、現場にて主蒸気大気放出弁を手動により開とし、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。

#### a. 手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器への注水が補助給水流量等により確保されたことを確認できた場合

#### (配慮すべき事項)

##### ○ 優先順位

全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合で、かつ、1次冷却系に開口部がない場合は、蒸気発生器2次側による炉心冷却を実施する。

蒸気発生器2次側による炉心冷却ができない場合は、代替炉心注水による炉心冷却を行い、格納容器サンプBが再循環可能水位となれば、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。

代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、使用可能であれば多様性拡張設備であるが、電源回復しない場合でも注水が可能な燃料取替用水タンクからの重力注水を優先する。空冷式非常用発電装置から受電後は、準備時間が短いアキュムレータを使用する。並行して継続的に原子炉に注水するために恒設代替低圧注水ポンプを準備し、準備が整えば使用する。次にC充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプは、使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬式代替低圧注水ポンプ等の準備を開始するとともに、使用可能であれば多様性拡張設備であるC、D内部スプレポンプ（自己冷却）（RHRS-CSS連絡ライン使用）等による代替炉心注水手段を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプ等の使用準備が完了し、多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければこれを使用する。

原子炉補機冷却機能喪失時に代替再循環運転に使用する機器の優先順位は、使用可能であれば多様性拡張設備であるが準備時間が短いA余熱除去ポンプ（空調用冷水）を優先し、次にB余熱除去ポンプ（海水冷却）またはB余熱除去ポンプ（海水冷却）およびB充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）を使用する。

##### ○ 作業性

C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）の補機冷却水確保に係るディスタンスピース取替えについては、速やかに作業ができるように作業場所近傍に使用工具を配

2

添付－3 表－4

<p>備する。</p> <p>可搬式代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水に係る可搬型ホース等の接続については、速やかに作業ができるように可搬式代替低圧注水ポンプの保管場所に使用工具および可搬型ホースを配備する。</p>
<p>○ 格納容器内からの退避</p> <p>当直課長は、運転停止中において、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失した場合または1次冷却材が流出した場合に、燃料取替用水タンクの保有水を充てん／高圧注入ポンプ等にて原子炉へ注水し、開放中の加圧器安全弁から格納容器内へ蒸散させることにより原子炉を冷却する。この場合は、格納容器内の雰囲気悪化から格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。</p> <p>また、運転停止中に1次冷却系の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束が上昇した場合は、臨界になる可能性があるため格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>運転停止中に全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去系設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合または格納容器サンプルAの水位等にて1次冷却材の流出を確認した場合</p> <p>運転停止中に1次冷却系の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束の上昇により停止時SR中性子束高退避警報作動警報が発信した場合または停止時SR中性子束高退避警報作動警報が発信するおそれがある場合</p>
<p>○ 送水車吸込口ストレーナ閉塞時の対応</p> <p>送水車の運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。</p>
<p>③ 復旧に係る手順等</p> <p>当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合、設計基準事故対処設備を代替電源（交流）からの給電により起動し十分な期間の運転を継続させる。</p> <p>1. 電源確保</p> <p>空冷式非常用発電装置により恒設代替低圧注水ポンプへ給電する。全交流動力電源喪失時は、代替電源（交流）によりC充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）およびアキュムレータ出口弁へ給電する。給電の手順は、表－14「電源の確保に関する手順等」参照。</p> <p>2. 燃料補給</p> <p>電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車および大容量ポンプへの重油の補給は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯油そうおよびタンクローリーを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における補給間隔を目安に実施する。</p>

3

<p>3. 格納容器内自然対流冷却</p> <p>(1) 大容量ポンプを用いたA格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却</p> <p>当直課長は、全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、大容量ポンプを配置、接続し、A格納容器循環冷暖房ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A格納容器循環冷暖房ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。海水通水後、可搬型温度計測装置等によりA格納容器循環冷暖房ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力および温度の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失が発生した場合</p>
<p>4. 大容量ポンプによる代替補機冷却</p> <p>(1) 大容量ポンプによる補機冷却水（海水）通水</p> <p>当直課長は、全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、大容量ポンプによりB充てん／高圧注入ポンプ、B余熱除去ポンプに補機冷却水（海水）を通水し、各補機の機能回復を図る。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失が発生した場合</p>
<p>フロントライン系機能喪失時・サポート系機能喪失時</p> <p>(配慮すべき事項)</p> <p>○ 優先順位</p> <p>補助給水ポンプについては、電動補助給水ポンプを優先して使用し、電動補助給水ポンプが使用できなければ、タービン動補助給水ポンプを使用する。</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、空冷式非常用発電装置の燃料消費量削減の観点から、タービン動補助給水ポンプを使用できる間は、電動補助給水ポンプは起動せず後備の設備として待機させる。</p> <p>○ 作業性</p> <p>大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却に係る可搬型ホース等の接続については速やかに作業ができるように大容量ポンプの保管場所に使用工具および可搬型ホースを配備する。また、原子炉補機冷却水系と海水系を接続するディスタンスピース取替えについても速やかに作業ができるよう、作業場所近傍に使用工具を配備する。</p> <p>主蒸気大気放出弁は、現場において専用工具を用いて容易に操作できる。専用工具については速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。</p> <p>○ 主蒸気大気放出弁現場操作時の環境条件</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損または主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合において、現場での主蒸気大気放出弁操作を行う必要がある場合、初動対</p>

を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に、1次冷却材喪失事象が発生し、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（131 kPa [gage]）以上かつ、内部スプレポンプの機能喪失により、格納容器へのスプレイを内部スプレクーラ出口流量等で確認できない場合に、燃料取替用水タンクの水位が再循環切替水位以上確保され恒設代替低圧注水ポンプを代替炉心注水に使用していない場合。

また、格納容器圧力が最高使用圧力（261 kPa [gage]）以上かつ、内部スプレポンプの機能喪失により、格納容器へのスプレイを内部スプレクーラ出口流量等で確認できない場合および格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合に、燃料取替用水タンク等の水位が確保され恒設代替低圧注水ポンプを代替炉心注水に使用していない場合

(2) 原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイ

当直課長は、空冷式非常用発電装置から受電した原子炉下部キャビティ注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（131 kPa [gage]）以上かつ、恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、格納容器へのスプレイをB内部スプレクーラ出口流量等で確認できない場合に、燃料取替用水タンクの水位が再循環切替水位以上確保されている場合

また、格納容器圧力が最高使用圧力（261 kPa [gage]）以上かつ、恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、格納容器へのスプレイをB内部スプレクーラ出口流量等で確認できない場合に燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合

2. 格納容器内自然対流冷却

(1) 大容量ポンプを用いたA格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却

当直課長は、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時に格納容器内の冷却機能が喪失した場合、大容量ポンプを配置、接続し、A格納容器循環冷暖房ユニット冷却状態監視のため可搬型温度計測装置を取付け後、A格納容器循環冷暖房ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。海水通水後、可搬型温度計測装置等によりA格納容器循環冷暖房ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力および温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源または原子炉補機冷却機能が喪失している場合

添付-3 表-10

表-10 (1号炉および2号炉)

<p>操作手順</p> <p>10. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</p>	
① 方針目的	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素が原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）内に放出され、格納容器から格納容器周囲のアニュラスに漏えいした場合にも、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス内の水素排出および水素濃度監視を行うことを目的とする。</p>
② 対応手段等	<p><b>水素排出</b></p> <p>1. アニュラス循環排気ファン起動による水素排出</p> <p>当直課長は、非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合に、アニュラス循環排気ファンが起動し、アニュラス内の水素を含むガスがアニュラスからアニュラス循環排気フィルタユニットを通して屋外へ排出されていることを、アニュラス内の圧力の低下にて確認する。</p> <p>当直課長は、全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合は、Aアニュラス循環排気系の弁に窒素ポンペ（アニュラス排気弁等作動用）から代替制御用空気を供給するための系統構成を行い、代替電源設備から給電した後、Aアニュラス循環排気ファンを運転する。</p> <p>(1) 交流動力電源および直流電源が健全である場合</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合</p> <p>(2) 全交流動力電源または直流電源が喪失した場合</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合</p>
<b>水素濃度監視</b>	<p>1. 可搬型アニュラス内水素濃度計測装置による水素濃度測定</p> <p>当直課長は、炉心の損傷を判断した場合、可搬型アニュラス内水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型アニュラス内水素濃度計測装置を起動後、アニュラス内の水素濃度を確認する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、空冷式非常用発電装置からの給電操作および可搬型アニュラス内水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型アニュラス内水素濃度計測装置を起動後、アニュラス内の水素濃度を確認する。また、常設直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、アニュラス内の水素濃度を確認する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心出口温度が 350 °C 以上および格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値が <math>1 \times 10^5</math> mSv/h 以上の場合</p>

8

8

添付-3 表-14

表-14 (1号炉および2号炉)

<p>操作手順</p> <p>14. 電源の確保に関する手順等</p>
<p>① 方針目的</p> <p>電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷および運転停止中における原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため代替電源（交流）、代替電源（直流）、代替所内電気設備から給電を行うことを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p><b>代替電源（交流）の給電</b></p> <p>当直課長は、全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手段により非常用高圧母線へ代替電源（交流）から給電し、電圧計により受電したことを確認する。</p> <p>1. 空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電</p> <p>当直課長は、空冷式非常用発電装置から受電準備を行った後、空冷式非常用発電装置により給電する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失時に、外部電源受電操作およびディーゼル発電機の起動操作を実施しても、非常用高圧母線の電圧等が確立しない場合</p> <p>2. 号機間電力融通恒設ケーブル（1号～2号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電</p> <p>緊急時対策本部は、他号炉のディーゼル発電機が非常用高圧母線の電圧にて健全であることを確認した場合、号機間電力融通恒設ケーブルを使用し給電する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>予備変圧器の故障等により予備変圧器2次側恒設ケーブルを使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電が非常用高圧母線の電圧にて確認できない場合において、他号炉のディーゼル発電機等の必要台数（他号炉のモード1、2、3および4においては2台、他号炉のモード5、6および使用済燃料ピットに燃料体を貯蔵している期間においては1台）が健全であることをディーゼル発電機電圧等にて確認できた場合</p> <p>3. 電源車による代替電源（交流）からの受電</p> <p>緊急時対策本部は、電源車から受電準備を行った後、電源車を起動し給電する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>号機間電力融通恒設ケーブル（1, 2号～3, 4号）を使用した号機間融通による代替電源（交流）からの給電が非常用高圧母線の電圧にて確認できない場合</p>

7

添付-3 表-16

表-16 (1号炉および2号炉)

<p>操作手順</p> <p>16. 中央制御室の居住性に関する手順等</p>
<p>① 方針目的</p> <p>重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な対処設備および資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込み防止、放射性物質の濃度低減を図ることを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p><b>居住性の確保</b></p> <p>当直課長は、重大事故等が発生した場合において、中央制御室にとどまる運転員の被ばく線量を7日間で 100 mSv を超えないよう、中央制御室遮蔽および中央制御室換気設備の外気を遮断した状態で閉回路循環運転(以下、「中央制御室換気系隔離モード」という。)により、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するとともにマネジメント(マスク等)による放射線防護措置等にて被ばくを低減し、以下の手順等で中央制御室の居住性を確保する。</p> <p>1. 中央制御室換気設備の運転手順等</p> <p>当直課長は、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するため、中央制御室換気系隔離モードでの運転を行い、中央制御室非常用循環フィルタユニットに内蔵されたよう素フィルタおよび微粒子フィルタにより放射性物質を除去する。</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、手動による系統構成を行い、代替交流電源設備により受電し中央制御室換気設備を運転する。</p>
<p>(1) 交流動力電源が正常な場合</p> <p>当直課長は、非常用炉心冷却設備作動信号の発信または中央制御室エリアモニタ指示値上昇による中央制御室換気系隔離信号の発信を確認した場合、中央制御室換気設備が中央制御室換気系隔離モードで運転中であることを確認する。</p> <p>また、当直課長は、中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度または二酸化炭素濃度が制限値を満足できない場合は、外気の取り入れを実施する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号発信による中央制御室換気系隔離信号または中央制御室エリアモニタ指示値上昇により中央制御室換気系隔離信号の発信を確認した場合</p>
<p>(2) 全交流動力電源が喪失した場合</p> <p>当直課長は、全交流動力電源喪失により、中央制御室換気設備が中央制御室換気系隔離モードにできない場合は、手動によるダンパの開操作により中央制御室換気系隔離モードの系統構成を行い、代替交流電源設備による給電後、中</p>

10

10

中央制御室換気設備を運転する。

また、当直課長は、中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度または二酸化炭素濃度が制限値を満足できない場合は、外気の取り入れを実施する。

a. 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失により、中央制御室換気設備が中央制御室換気系隔離モードにできない場合

2. 中央制御室の照明を確保する手順

当直課長は、全交流動力電源喪失時に、中央制御室の照明が使用できない場合、可搬型照明（SA）の内蔵蓄電池による照明を確保し、代替交流電源設備による給電後、可搬型照明（SA）を可搬型照明用電源に接続し中央制御室の照明を引き続き確保する。

(1) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時に、中央制御室非常用照明が使用できない場合

3. 中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定手順

当直課長は、中央制御室換気設備が中央制御室換気系隔離モードとなった場合、中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行う。

(1) 手順着手の判断基準

中央制御室換気設備が中央制御室換気系隔離モードとなった場合

4. その他の放射線防護措置等に関する手順等

(1) 重大事故等時の全面マスクの着用手順

当直課長は、炉心出口温度等により炉心損傷が予想される事態となった場合、炉心損傷の兆候が見られた場合または発電所対策本部長が必要と判断した場合は、運転員等の内部被ばくを低減するため、全面マスクの着用を指示する。

a. 手順着手の判断基準

重大事故等が発生し、炉心出口温度等により炉心損傷が予想される事態となった場合または炉心損傷の兆候が見られた場合

または、発電所対策本部長が運転員等および緊急安全対策要員のマスク着用が必要と判断した場合

(2) 重大事故等時の運転員等の被ばく低減および被ばく線量の平準化

当直課長は、運転員等の被ばく低減および被ばく線量の平準化のため、発電所対策本部長等と協議の上、長期的な保安の観点から運転員等の交代要員体制を確立する。

また、交代要員は運転員等の交代に伴う移動時の放射線防護措置やチェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで被ばくの低減を図る。

添付-3 表-20

表-20 重大事故等対策における操作の成立性（1/7）（1号炉および2号炉）

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間
1	（成立性が要求される対応手段なし）	—	—	—
2	タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）およびタービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	運転員等 （中央制御室、現場）	3	34分
	主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復	No. 3にて整備する。		
3	タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）およびタービン動補助給水ポンプ起動弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	No. 2にて整備する。		
	主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による主蒸気大気放出弁の機能回復※ <sup>1</sup>	運転員等 （中央制御室、現場）	4	25分
	窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）による加圧器逃がし弁の機能回復※ <sup>1</sup>	運転員等 （中央制御室、現場）	3	36分
	可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）による加圧器逃がし弁の機能回復	運転員等 （中央制御室、現場）	3	27分
4	C、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水	運転員等 （中央制御室、現場）	2	15分
	恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水※ <sup>1</sup>	運転員等 （中央制御室、現場）	2×2	25分
	可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	運転員等 （中央制御室、現場）	2	5時間
		緊急安全対策要員	18	
	C、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替再循環運転	運転員等 （中央制御室）	1	5分

2ユニット  
4人  
4

※1：有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

添付-3 表-20

表-20 重大事故等対策における操作の成立性(2/7) (1号炉および2号炉)

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間		
4	C充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)による代替炉心注水 <sup>※1</sup>	運転員等 (中央制御室、現場)	4×2	90分	2ユニット 14人  11	
		緊急安全対策要員	3×2			
	主蒸気大気放出弁(現場手動操作)による蒸気放出	No. 3にて整備する。 (主蒸気大気放出弁(現場手動操作)による主蒸気大気放出弁の機能回復と同様)				
	アキュムレータによる炉心注水	運転員等 (中央制御室、現場)	2	20分		
	電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)への燃料補給	緊急安全対策要員	2	2.3時間		
	大容量ポンプへの燃料補給 <sup>※1</sup>	緊急安全対策要員	2	2.3時間		
5	主蒸気大気放出弁(現場手動操作)による主蒸気大気放出弁の機能回復	No. 3にて整備する。			2ユニット 22人 7.5時間  5	
	大容量ポンプを用いたA格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却	No. 7にて整備する。				
	大容量ポンプによる補機冷却水(海水)通水 <sup>※1</sup>	運転員等 (中央制御室、現場)	3	7.5時間		
緊急安全対策要員		16				
6	A格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却	No. 7にて整備する。			2ユニット 22人 7.5時間  5	
	大容量ポンプを用いたA格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却	No. 7にて整備する。				

※1: 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

添付-3 表-20

表-20 重大事故等対策における操作の成立性(3/7) (1号炉および2号炉)

操作手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
7	A格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却※ <sup>1</sup>	運転員等 (中央制御室、現場)	2	67分
		緊急安全対策要員	1	
	大容量ポンプを用いたA格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却※ <sup>1</sup>	運転員等 (中央制御室、現場)	3×2	7.5時間
	緊急安全対策要員	16×1		
8	C、D内部スプレポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替炉心注水	No.4にて整備する。		
	恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水	No.4にて整備する。		
	C充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)による代替炉心注水	No.4にて整備する。		
9	可搬型格納容器内水素濃度計測装置による水素濃度監視※ <sup>1</sup>	運転員等 (中央制御室、現場)	3	45分
10	水素排出(アニュラス空気再循環設備) 全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合の操作手順※ <sup>1</sup>	運転員等 (中央制御室、現場)	2×2	35分
	可搬型アニュラス内水素濃度計測装置による水素濃度測定※ <sup>1</sup>	運転員等 (中央制御室)	1	70分
		緊急安全対策要員	2	

2ユニット  
22人

5

2ユニット  
4人

8

※1: 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

添付-3 表-20

表-20 重大事故等対策における操作の成立性 (5/7) (1号炉および2号炉)

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間	
13	C、D内部スプレポンプ (RHRS-CSS連絡ライン使用) による代替再循環運転	No. 4にて整備する。			
	海水から使用済燃料ピットへの注水	No. 11にて整備する。			
	送水車による使用済燃料ピットへのスプレイ	No. 11にて整備する。			
	大容量ポンプ (放水砲用) および放水砲による使用済燃料ピットへの放水	No. 12にて整備する。 (大容量ポンプ (放水砲用) および放水砲による大気への拡散抑制と同様)			
	大容量ポンプ (放水砲用) および放水砲による格納容器およびアニュラス部への放水	No. 12にて整備する。			
14	空冷式非常用発電装置による代替電源 (交流) からの給電 <sup>※1</sup>	運転員等 (中央制御室、現場)	3×2	20分	
	号機間電力融通恒設ケーブル (1号~2号) を使用した号機間融通による代替電源 (交流) からの給電	運転員等 (中央制御室、現場)	3	2.3時間	
		緊急安全対策要員	2		
	電源車による代替電源 (交流) からの給電	運転員等 (中央制御室、現場)	3	2.8時間	
		緊急安全対策要員	2		
	号機間電力融通予備ケーブル (1号~2号) を使用した号機間融通による代替電源 (交流) からの給電	運転員等 (中央制御室、現場)	3	2.6時間	
		緊急安全対策要員	16		
	蓄電池 (安全防护系用) による代替電源 (直流) からの給電 <sup>※1</sup>	不要直流負荷切離し	運転員等 (中央制御室)	1	10分
		運転コンソール復旧	緊急安全対策要員	2	40分
	可搬式整流器による代替電源 (直流) からの給電	可搬式整流器接続	運転員等 (現場)	1	2.0時間
緊急安全対策要員			2		
運転コンソール復旧		緊急安全対策要員	2	40分	

2ユニット  
6人

7

※1: 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

添付-3 表-20

表-20 重大事故等対策における操作の成立性 (6/7) (1号炉および2号炉)

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間
14	代替所内電気設備による交流および直流の給電 (空冷式非常用発電装置)	運転員等 (中央制御室、現場)	2	3.8 時間
		緊急安全対策要員	2	
	空冷式非常用発電装置への燃料(重油)補給(タンクローリーを使用する場合)	緊急安全対策要員	2	2.4 時間
	空冷式非常用発電装置への燃料(重油)補給 <sup>※1</sup> (空冷式非常用発電装置用給油ポンプを使用する場合)	緊急安全対策要員	1	30 分
	電源車への燃料 (重油) 補給	緊急安全対策要員	2	2.3 時間
15	可搬型計測器によるパラメータの計測または監視 <sup>※1</sup>	緊急安全対策要員	1	25 分
16	中央制御室換気設備の運転手順等 (全交流動力電源が喪失した場合) <sup>※1</sup>	運転員等 (中央制御室)	1×1	65 分
		保修班	2×1	
16	アニュラス空気再循環設備の運転手順等 (全交流動力電源または直流電源が喪失した場合)	No. 10にて整備する。 (水素排出 (アニュラス空気再循環設備) 全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合の操作手順と同様)		
17	可搬式モニタリングポストによる放射線量の代替測定	放射線管理班	5	3.2 時間
	可搬式モニタリングポストによる原子炉格納施設を囲む8方位の放射線量の測定	放射線管理班	4	75 分 <sup>※2</sup>
	可搬型放射線計測装置による空気中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班	2	60 分
	移動式放射能測定装置 (モニタ車) による空気中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班	2	70 分
	可搬型放射線計測装置による水中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班	2	120 分
	可搬型放射線計測装置による土壌中の放射性物質の濃度の測定	放射線管理班	2	60 分

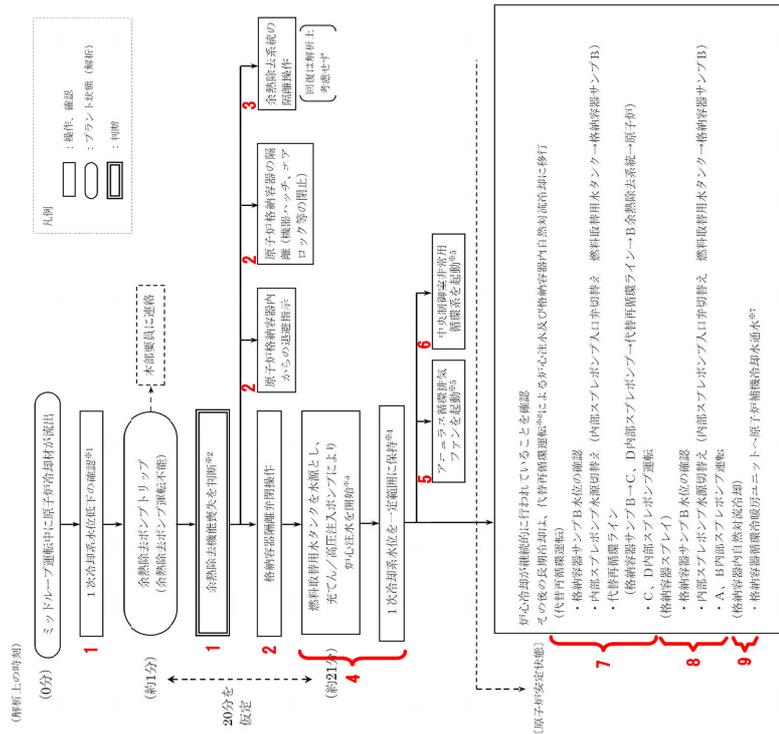
2ユニット  
3人

10

※1 : 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

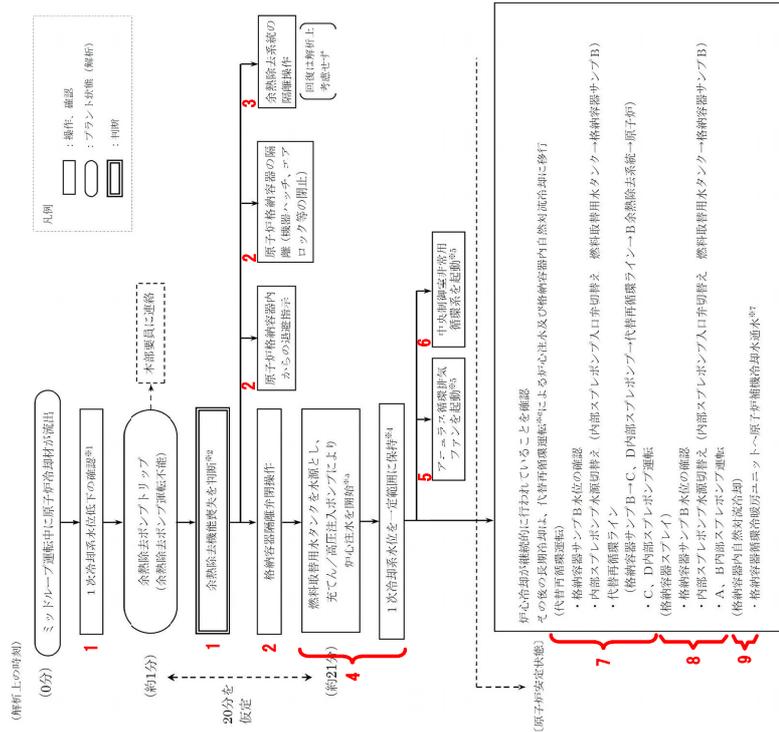
※2 : 可搬式モニタリングポストによる代替測定でカバーできない2方位に設置した場合に想定される作業時間。

保安規定		添付資料	表-20 (要員・時間)	社内規定
保安規定				
1	添付3 表-4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 「運転停止中の場合 フロントライン系機能喪失時 炉心注水/代替炉心注水」 余熱除去ポンプの故障等により前導熱除去機能が喪失した場合、燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。		-	
2	添付3 表-4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 「運転停止中の場合 原子炉格納容器内からの還流」 運転停止中において、1次冷却材が流出した場合に、格納容器内の雰囲気悪化から格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。		-	
3	添付1 表-3 1次冷却材喪失事象収束操作 「原子炉格納容器外で余熱除去系からの漏えいが発生した場合」 余熱除去系を1次冷却系より隔離する。 余熱除去系の系統分離を行い、故障系統を確認する。		-	
4	添付3 表-4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 「運転停止中の場合 フロントライン系機能喪失時 炉心注水/代替炉心注水」 充てん/高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉に注水する。		-	事故時操作所則 第二部 「運転停止中余熱除去機能喪失」
5	添付3 表-10 水素循環による原子炉建屋等の積層を防止するための手順等 「水素排出」 アニオクス循環排気ファンが起動し、アニオクス内の水素を含むガスがアニオクスからアニオクス循環排気ファンユニットを通して屋外へ排出されていることを、アニオクス内の圧力の低下にて確認する。		-	
6	添付3 表-16 中央制御室の居住性に関する手順等 「居住性の確保」 環状に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するため、中央制御室換気系隔離モードでの運転を行い、中央制御室非常用循環フィルターユニットに内蔵されたよう素フィルタおよび微粒子フィルタにより放射性物質を除去する。		-	
7	添付3 表-4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等 「運転停止中の場合 フロントライン系機能喪失時 代替再循環運転」 燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水後、格納容器サブBに水源を切り替えて、C、D内部スプレッド(RHS-CSS連続ライン使用) およびB内部スプレッダーを用いた代替再循環運転により格納容器サブB水を原子炉へ注水する。		-	



第 7.4.3.2 図 「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要  
 （「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」の事象進展）

保安規定		添付資料	表-20 (要員・時間)	社内規定
添付資料				
8	添付1 表-7 原子炉格納容器スレイ系作動 「原子炉格納容器スレイ系作動機器の確認」 燃料取替用水タンク水位が、再循環切替水位とあれば、原子炉格納容器スレイ系の水 源を、燃料取替用水タンクから格納容器サブBに切替える。		-	事故時操作所則 冷却材喪失(大破 断)  事故時操作所則 第二部 「運転停止中余熱除 去機能喪失」
9	添付3 表-6 原子炉格納容器内の冷却等のための手帳等 「炉心損傷前 フロントライン系機能喪失時 格納容器内自然対流冷却」 原子炉格納冷却系の沸騰を防止するため、1次系冷却水タンクを置業ポンプ (1次系冷却 水タンク加圧用) により加圧し、A格納容器循環冷却房ユニットに原子炉格納冷却水を通 水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。		6人 67分	事故時操作所則 第二部 「運転停止中余熱除 去機能喪失」



\*1：解析上、初期水位E.L.22.57m (ノズルセンター+100mm)、水位低警報はE.L.22.50m (ノズルセンター+30mm) にてキャビティ水位注意警報が発信。  
 \*2：余熱除去機能喪失の判断は、運転者が灯、余熱除去警報、余熱除去ポンプ出口圧力等により総合的に判断する。  
 \*3：従来の操作では、本てん/高圧注入ポンプによる炉心注水以外に、蒸気発生器を使用した原熱、燃料取替用水タンクからの炉心注水等の対応方法がある。  
 \*4：1次冷却系水位は1次冷却材配管下流水位以上で運営調整する。  
 \*5：格納容器圧力指示が21.1RPaLevelになれば起動する。  
 \*6：燃料取替用水タンク水位指示が26.9RPa到達及び格納容器サブB広域水位指示が50%以上であることを確認し、代替再循環運転に移行する。  
 \*7：格納容器圧力計 (広域) 指示が115.2 RPaLevel及び格納容器スレイ系不動作となれば格納容器内自然対流冷却の準備を開始し、運転が完了すれば連水を開始する。

第 7.4.3.2 図 「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要  
 (「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力カバウンダリ機能が喪失する事故」の事象進展)

### 添付 1 表 - 3

#### 【原子炉格納容器外で余熱除去系からの漏えいが発生した場合】

1. 燃料取替用水タンク水が、破断点から流出するのを防止するため、余熱除去系を燃料取替用水タンクより隔離する。
2. 1次冷却材圧力が低下傾向で、炉心出口温度が1次冷却系最高使用圧力に対する飽和温度以上に達すれば、主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁により1次冷却系の冷却を促進させる。
3. 余熱除去系を1次冷却系より隔離する。
  - ・ 隔離できていなければ、〔破断点が隔離できない場合〕へ移行する。
4. 余熱除去系の系統分離を行い、破断系統を確認する。
5. モード5（低温停止）に移行する。

3

#### 〔破断点が隔離できない場合〕

1. 燃料取替用水タンク水の消費を減らすため、燃料取替用水タンクを水源とするポンプは、高圧注入系1系統のみとする。
2. 1次冷却系への注水を長期間続けるために、燃料取替用水タンクに水を補給する。
3. 主蒸気大気放出弁またはタービンバイパス弁により1次冷却系の冷却を促進させる。
4. 非常用炉心冷却系の停止条件を確認し、満足している場合は、高圧注入系を充てん系に切替える。
  - ・ 満足していない場合には、充てん系による崩壊熱除去が可能となった時点で、高圧注入系を充てん系に切替える。
5. 余熱除去系の系統分離を行い、健全側余熱除去系による1次冷却系の冷却を行う。
  - ・ 余熱除去系による1次冷却系の冷却ができなければ、加圧器逃がし弁を強制開とし、非常用炉心冷却系再循環運転に必要な水量を確保する。
6. 非常用炉心冷却系再循環運転を行う。
7. 健全側余熱除去系が確認できない場合は、蒸気発生器2次側による1次冷却系の冷却を行う。

添付－１ 表－７

表－７（１号炉および２号炉）

<p>事象ベース運転操作基準</p> <p>３．原子炉格納容器スプレイ系作動</p>
<p>① 目的</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器の健全性を確保する。</li> </ul>
<p>② 導入条件</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器スプレイ系作動設定値に達した場合</li> </ul>
<p>③ 主な監視操作内容</p> <p><b>原子炉格納容器スプレイ系警報の確認</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 原子炉格納容器スプレイ系作動、格納容器隔離作動の警報発信を確認する。</li> </ol> <p><b>原子炉格納容器スプレイ系作動信号の確認</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 原子炉格納容器スプレイ系作動信号、格納容器隔離信号が発信していることを確認する。なお、原子炉格納容器スプレイ系作動信号、格納容器隔離信号が発信する設定値になっても発信しない場合には、手動にて発信させる。</li> </ol> <p><b>原子炉格納容器スプレイ系作動機器の確認</b></p> <ol style="list-style-type: none"> <li>1. 原子炉格納容器スプレイ系作動信号、格納容器隔離信号により、自動作動する弁、ダンパおよび機器が正規の状態になることを確認する。なお、正規の状態にならない場合は回復を試みる。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器スプレイ系不作動の場合は、『安全機能ベース運転操作基準「原子炉格納容器健全性の確保」』へ移行する。</li> </ul> </li> <li>2. 原子炉格納容器圧力が通常圧力に低下すれば、原子炉格納容器スプレイ系を停止する。</li> <li>3. 燃料取替用水タンク水位が、再循環切替水位となれば、原子炉格納容器スプレイ系の水源を、燃料取替用水タンクから格納容器サンプBに切替える。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器スプレイ系の格納容器サンプB切替が不能となった場合は、〔原子炉格納容器スプレイ系再循環切替不能〕へ移行する。</li> </ul> </li> </ol>

8

添付－3 表－4

<p>能が喪失した場合、タービン動補助給水ポンプまたは電動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンク水位が確保されている場合</p> <p>2. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）</p> <p>(1) 主蒸気大気放出弁（現場手動操作）による蒸気放出</p> <p>当直課長は、蒸気発生器への注水が確保されている場合は、中央制御室にて主蒸気大気放出弁を開操作し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。</p> <p>全交流動力電源喪失等により、中央制御室から主蒸気大気放出弁を操作できない場合は、現場にて手動で主蒸気大気放出弁を開操作することで、蒸気発生器2次側による炉心冷却により1次冷却系の減圧を行う。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器への注水が確保されたことを確認できた場合</p>
<p>運転停止中の場合</p> <p>フロントライン系機能喪失時</p> <p>1. 炉心注水／代替炉心注水</p> <p>当直課長は、運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。</p> <p>(1) 充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水</p> <p>当直課長は、充てん／高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉に注水する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合</p> <p>(2) アキュムレータによる炉心注水</p> <p>当直課長は、アキュムレータ水を原子炉に注水する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>燃料取替用水タンクの重力注水により、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要なアキュムレータ水位が確保されている場合</p>

1, 4

添付－3 表－4

<p>(3) C、D内部スプレポンプ（RHRS－CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水 当直課長は、C、D内部スプレポンプ（RHRS－CSS連絡ライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 アキュムレータによる原子炉への注水をアキュムレータ圧力等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク水位が確保されている場合</p> <p>(4) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水 当直課長は、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉に注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 C、D内部スプレポンプ（RHRS－CSS連絡ライン使用）の故障等により、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等で確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水タンク等の水位が確保されている場合</p> <p>(5) 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水 当直課長は、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 恒設代替低圧注水ポンプの故障等により原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合</p>
<p>2. 代替再循環運転</p> <p>(1) C、D内部スプレポンプ（RHRS－CSS連絡ライン使用）による代替再循環運転 当直課長は、運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、炉心注水または代替炉心注水により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水後、格納容器サンプBに水源を切り替えて、C、D内部スプレポンプ（RHRS－CSS連絡ライン使用）およびB内部スプレクーラを用いた代替再循環運転により格納容器サンプB水を原子炉へ注水する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準 運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、代替再循環運転をするために必要な格納容器サンプBの水位が確保されている場合</p>
<p>3. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）</p> <p>(1) 電動補助給水ポンプまたはタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水 当直課長は、運転停止中に余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合で、かつ1次冷却系に開口部がない場合は、電動補助給水ポンプまたはタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生</p>

7

添付-3 表-4

器へ注水する。

a. 手順着手の判断基準

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、1次冷却系に開口部がなく、蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンク水位が確保されている場合

4. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）

(1) 主蒸気大気放出弁による蒸気放出

当直課長は、蒸気発生器への注水が確保されている場合は、中央制御室にて主蒸気大気放出弁を開操作し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。

a. 手順着手の判断基準

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器への注水が確保されたことを補助給水流量等により確認できた場合

(配慮すべき事項)

○ 優先順位

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合で、かつ1次冷却系に開口部がない場合は、蒸気発生器2次側による炉心冷却を優先する。

蒸気発生器2次側による炉心冷却ができない場合は、炉心注水または代替炉心注水による炉心冷却を行い、格納容器サブBが再循環可能水位となれば、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。

炉心注水、代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、中央制御室で操作可能である充てん/高圧注入ポンプによる原子炉への注水を行う。充てん/高圧注入ポンプが使用できない場合は、アキュムレータを使用する。上記による原子炉への注水不能の場合は、準備時間の短いC、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）を使用し、次に恒設代替低圧注水ポンプを使用する。可搬式代替低圧注水ポンプは使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬式代替低圧注水ポンプ等の準備を開始するとともに、使用可能であれば多様性拡張設備である電動消火ポンプ等による代替注水手段を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプ等の使用準備が完了し多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければこれを使用する。

○ 格納容器内からの退避

当直課長は、運転停止中において、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失した場合または1次冷却材が流出した場合に、燃料取替用水タンクの保有水を充てん/高圧注入ポンプ等にて原子炉へ注水し、開放中の加圧器安全弁から格納容器内へ蒸散させることにより原子炉を冷却する。この場合は、格納容器内の雰囲気悪化から格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。

2

<p>また、運転停止中に1次冷却系の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束が上昇した場合は、臨界になる可能性があるため格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>運転停止中に全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合または格納容器サンプAの水位等にて1次冷却材の流出を確認した場合</p> <p>運転停止中に1次冷却系の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束の上昇により停止時SR中性子束高退避警報作動警報が発信した場合または停止時SR中性子束高退避警報作動警報が発信するおそれがある場合</p>	2
<p>○ 作業性</p> <p>可搬式代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水に係る可搬型ホース等の接続については速やかに作業ができるよう可搬式代替低圧注水ポンプの保管場所に使用工具および可搬型ホースを配備する。</p> <p>○ 送水車吸込口ストレーナ閉塞時の対応</p> <p>送水車の運転時、吸込口ストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。</p>	
<p><b>運転停止中の場合</b></p> <p><b>サポート系機能喪失時</b></p> <p>1. 代替炉心注水</p> <p>当直課長は、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。</p> <p>(1) アクムレータによる代替炉心注水</p> <p>当直課長は、空冷式非常用発電装置より受電した後、アクムレータ水を原子炉へ注水する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>燃料取替用水タンクの重力注水により、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要なアクムレータ水位が確保されている場合</p> <p>(2) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水</p> <p>当直課長は、空冷式非常用発電装置より受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>運転停止中に全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量</p>	

添付－3 表－6

表－6（1号炉および2号炉）

<p>操作手順</p> <p>6. 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等</p> <p>① 方針目的</p> <p>設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより格納容器圧力および温度を低下させることを目的とする。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより格納容器圧力および温度ならびに放射性物質の濃度を低下させることを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p>炉心損傷前</p> <p>フロントライン系機能喪失時</p> <p>1. 格納容器内自然対流冷却</p> <p>(1) A格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却</p> <p>当直課長は、内部スプレポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上かつ内部スプレポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、または格納容器スプレイ再循環運転時に内部スプレポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、原子炉補機冷却水系の沸騰を防止するため、1次系冷却水タンクを窒素ポンベ（1次系冷却水タンク加圧用）により加圧し、A格納容器循環冷暖房ユニット冷却状態監視のため可搬型温度計測装置を取付け後、A格納容器循環冷暖房ユニットに原子炉補機冷却水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置等によりA格納容器循環冷暖房ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力および温度指示の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（131 kPa [gage]）以上かつ、内部スプレポンプの故障等により格納容器へのスプレイを内部スプレクーラ出口流量等で確認できない場合または格納容器スプレイ再循環運転時に内部スプレポンプの故障等により格納容器へのスプレイを内部スプレクーラ出口流量等で確認できない場合</p>
<p>2. 代替格納容器スプレイ</p> <p>内部スプレポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失した場合に、以下の手順により燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。</p> <p>(1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ</p> <p>当直課長は、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値以上かつ内部スプレポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、格納容器圧力が最高使用圧力以上かつ内部スプレポンプによる格納容器へのスプレイができない場合、およ</p>

9

添付－3 表－10

表－10（1号炉および2号炉）

<p>操作手順</p> <p>10. 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等</p>	
① 方針目的	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素が原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）内に放出され、格納容器から格納容器周囲のアニュラスに漏えいした場合にも、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス内の水素排出および水素濃度監視を行うことを目的とする。</p>
② 対応手段等	<p><b>水素排出</b></p> <p>1. アニュラス循環排気ファン起動による水素排出</p> <p>当直課長は、非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合に、アニュラス循環排気ファンが起動し、アニュラス内の水素を含むガスがアニュラスからアニュラス循環排気フィルタユニットを通して屋外へ排出されていることを、アニュラス内の圧力の低下にて確認する。</p> <p>当直課長は、全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合は、Aアニュラス循環排気系の弁に窒素ポンペ（アニュラス排気弁等作動用）から代替制御用空気を供給するための系統構成を行い、代替電源設備から給電した後、Aアニュラス循環排気ファンを運転する。</p> <p>(1) 交流動力電源および直流電源が健全である場合</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合</p> <p>(2) 全交流動力電源または直流電源が喪失した場合</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源または常設直流電源が喪失した場合</p>
<b>水素濃度監視</b>	<p>1. 可搬型アニュラス内水素濃度計測装置による水素濃度測定</p> <p>当直課長は、炉心の損傷を判断した場合、可搬型アニュラス内水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型アニュラス内水素濃度計測装置を起動後、アニュラス内の水素濃度を確認する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、空冷式非常用発電装置からの給電操作および可搬型アニュラス内水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型アニュラス内水素濃度計測装置を起動後、アニュラス内の水素濃度を確認する。また、常設直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、アニュラス内の水素濃度を確認する。</p> <p>(1) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心出口温度が 350 °C 以上および格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値が <math>1 \times 10^5</math> mSv/h 以上の場合</p>

5

添付-3 表-16

表-16 (1号炉および2号炉)

<p>操作手順</p> <p>16. 中央制御室の居住性に関する手順等</p>
<p>① 方針目的</p> <p>重大事故等が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な対処設備および資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込み防止、放射性物質の濃度低減を図ることを目的とする。</p>
<p>② 対応手段等</p> <p><b>居住性の確保</b></p> <p>当直課長は、重大事故等が発生した場合において、中央制御室にとどまる運転員の被ばく線量を7日間で 100 mSv を超えないよう、中央制御室遮蔽および中央制御室換気設備の外気を遮断した状態で閉回路循環運転(以下、「中央制御室換気系隔離モード」という。)により、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するとともにマネジメント(マスク等)による放射線防護措置等にて被ばくを低減し、以下の手順等で中央制御室の居住性を確保する。</p> <p>1. 中央制御室換気設備の運転手順等</p> <p>当直課長は、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員等を防護するため、中央制御室換気系隔離モードでの運転を行い、中央制御室非常用循環フィルタユニットに内蔵されたよう素フィルタおよび微粒子フィルタにより放射性物質を除去する。</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、手動による系統構成を行い、代替交流電源設備により受電し中央制御室換気設備を運転する。</p> <p>(1) 交流動力電源が正常な場合</p> <p>当直課長は、非常用炉心冷却設備作動信号の発信または中央制御室エリアモニタ指示値上昇による中央制御室換気系隔離信号の発信を確認した場合、中央制御室換気設備が中央制御室換気系隔離モードで運転中であることを確認する。</p> <p>また、当直課長は、中央制御室内の酸素濃度および二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度または二酸化炭素濃度が制限値を満足できない場合は、外気の取り入れを実施する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>非常用炉心冷却設備作動信号発信による中央制御室換気系隔離信号または中央制御室エリアモニタ指示値上昇により中央制御室換気系隔離信号の発信を確認した場合</p>
<p>(2) 全交流動力電源が喪失した場合</p> <p>当直課長は、全交流動力電源喪失により、中央制御室換気設備が中央制御室換気系隔離モードにできない場合は、手動によるダンパの開操作により中央制御室換気系隔離モードの系統構成を行い、代替交流電源設備による給電後、中</p>

6

添付-3 表-20

表-20 重大事故等対策における操作の成立性(2/7) (1号炉および2号炉)

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間
4	C充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)による代替炉心注水 <sup>※1</sup>	運転員等 (中央制御室、現場)	4	90分
		緊急安全対策要員	3	
	主蒸気大気放出弁(現場手動操作)による蒸気放出	No. 3にて整備する。 (主蒸気大気放出弁(現場手動操作)による主蒸気大気放出弁の機能回復と同様)		
	アキュムレータによる炉心注水	運転員等 (中央制御室、現場)	2	20分
	電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)への燃料補給	緊急安全対策要員	2	2.3時間
	大容量ポンプへの燃料補給 <sup>※1</sup>	緊急安全対策要員	2	2.3時間
	送水車への燃料補給 <sup>※1</sup>	緊急安全対策要員	2	2.3時間
5	主蒸気大気放出弁(現場手動操作)による主蒸気大気放出弁の機能回復	No. 3にて整備する。		
	大容量ポンプを用いたA格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却	No. 7にて整備する。		
	大容量ポンプによる補機冷却水(海水)通水 <sup>※1</sup>	運転員等 (中央制御室、現場)	3	7.5時間
緊急安全対策要員		16		
6	A格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却	No. 7にて整備する。		
	大容量ポンプを用いたA格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却	No. 7にて整備する。		

2ユニット  
6人  
67分  
9

※1: 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段

添付-3 表-20

表-20 重大事故等対策における操作の成立性(3/7) (1号炉および2号炉)

操作 手順 No.	対応手段	要員	要員数	想定 時間
7	A格納容器循環冷暖房ユニット による格納容器内自然対流冷却※ <sup>1</sup>	運転員等 (中央制御室、現場)	2×2	67分
		緊急安全対策要員	1×2	
	大容量ポンプを用いたA格納容 器循環冷暖房ユニットによる格 納容器内自然対流冷却※ <sup>1</sup>	運転員等 (中央制御室、現場)	3	7.5時間
		緊急安全対策要員	16	
8	C、D内部スプレポンプ(RHR S-CSS連絡ライン使用)によ る代替炉心注水	No.4にて整備する。		
	恒設代替低圧注水ポンプによ る代替炉心注水	No.4にて整備する。		
	C充てん/高圧注入ポンプ(自己 冷却)による代替炉心注水	No.4にて整備する。		
9	可搬型格納容器内水素濃度計測 装置による水素濃度監視※ <sup>1</sup>	運転員等 (中央制御室、現場)	3	45分
10	水素排出(アニュラス空気再循環 設備) 全交流動力電源または常設直流 電源が喪失した場合の操作手順※ <sup>1</sup>	運転員等 (中央制御室、現場)	2	35分
		運転員等 (中央制御室)	1	70分
	緊急安全対策要員	2		

2ユニット  
6人

9

※1: 有効性評価の重要事故シーケンスに係る対応手段



添付－１ 表－１０

表－１０（１号炉および２号炉）

安全機能ベース運転操作基準	
１．未臨界の維持	
① 目的	
<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉を停止し、未臨界を維持する。</li> <li>・原子炉停止後の未臨界性を確保する。</li> </ul>	
② 導入条件	④ 脱出条件
<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉出力が 5 % 以上、または中間領域起動率が正</li> <li>・中性子源領域起動率が正、または P-6 以上で中間領域起動率が -0.2 DPM より大</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉出力が 5 % 未満、および中間領域起動率が零または負</li> <li>・中性子源領域起動率が零または負、および P-6 以上で中間領域起動率が -0.2 DPM 以下</li> </ul>
③ 主な監視操作内容	
【原子炉出力が 5 % 以上、または中間領域起動率の正が確認された場合】	
<ol style="list-style-type: none"> <li>1. 原子炉トリップを確認し、できていなければ次のいずれかにより原子炉をトリップさせる。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・手動原子炉トリップ</li> <li>・MGセットの電源を断</li> <li>・制御棒手動挿入</li> <li>・MGセット出力しゃ断器の開放</li> <li>・現地原子炉トリップしゃ断器の開放</li> </ul> </li> <li>2. 多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備）作動警報が発信した場合、多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備）による以下の作動状態を確認する。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・タービントリップ</li> <li>・主蒸気隔離弁の閉止</li> <li>・補助給水ポンプの起動</li> </ul> </li> <li>3. タービントリップを確認し、できていなければ次のいずれかによりタービンをトリップさせる。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・手動タービントリップ</li> <li>・主蒸気隔離弁および主蒸気隔離弁バイパス弁の閉止</li> <li>・蒸気加減弁の閉止</li> <li>・現地タービントリップ</li> </ul> </li> <li>4. 蒸気発生器 2 次側の注水量を確認し、注水量を調整する。</li> </ol>	

1

2

2

添付 1 表 - 1 0

<ol style="list-style-type: none"><li>5. ほう酸水注入を実施する。</li><li>6. ほう酸希釈ラインの隔離を確認する。</li><li>7. 1次冷却材温度を確認し、低下していれば、主蒸気隔離弁および主蒸気隔離弁バイパス弁の閉止を確認する。</li><li>8. 蒸気発生器2次側圧力を確認し、低下している蒸気発生器があれば、当該蒸気発生器を隔離する。</li><li>9. 原子炉出力が5%未満、および中間領域起動率の零または負の確認ができなければ、「順序5」へ戻る。</li></ol>	2
<p>【中性子源領域起動率が正、またはP-6以上で中間領域起動率が-0.2 DPMより大が確認された場合】</p> <ol style="list-style-type: none"><li>1. ほう酸水注入を実施する。</li><li>2. ほう酸希釈ラインの隔離を確認する。</li><li>3. 1次冷却材温度を確認し、低下していれば、主蒸気隔離弁および主蒸気隔離弁バイパス弁の閉止を確認する。</li><li>4. 蒸気発生器2次側圧力を確認し、低下している蒸気発生器があれば、当該蒸気発生器を隔離する。</li><li>5. 中性子源領域起動率が零、または負、およびP-6以上で中間領域起動率が-0.2 DPM以下を確認できなければ、「順序1」に戻る。</li></ol>	

### 添付－3 表－1

合、中央制御室からの手動操作によりタービン手動トリップ操作、主蒸気隔離弁の閉操作および補助給水ポンプの起動を行うことで、1次冷却材温度が上昇していることを確認するとともに減速材温度係数の負の反応度帰還効果により、原子炉出力が低下していることを確認する。

また、加圧器逃がし弁および加圧器安全弁の動作により1次冷却材圧力が所定の圧力以上に上昇していないことを確認するとともに、格納容器内の圧力および温度の上昇がないこと、または格納容器内の圧力および温度の上昇がわずかであること、ならびに補助給水ポンプ、主蒸気大気放出弁および主蒸気安全弁の動作により1次冷却材温度が所定の温度以上に上昇していないことにより、原子炉冷却材圧力バウンダリおよび格納容器の健全性が維持されていることを確認する。

#### (1) 手順着手の判断基準

A TWS緩和設備が自動作動しない場合で、かつ中央制御室から原子炉トリップスイッチ（中央制御盤手動操作）による原子炉緊急停止ができない場合

#### 4. ほう酸水注入

当直課長は、A TWSが発生するおそれがある場合または当該事象が発生した場合、原子炉の出力抑制を図った後、原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備のほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁および充てん／高圧注入ポンプによりほう酸タンク水を原子炉へ注入するとともに、希釈による反応度添加の可能性を除去するためにほう酸希釈ラインを隔離する。

ほう酸ポンプの故障等により緊急ほう酸濃縮ラインが使用できない場合は、代替手段として充てん／高圧注入ポンプによりほう酸注入タンクを経由して燃料取替用水タンクのほう酸水を原子炉へ注入し原子炉を未臨界状態へ移行させる。安全注入ラインが使用できない場合は、充てんラインより充てん／高圧注入ポンプを使用して燃料取替用水タンクのほう酸水を原子炉へ注入する。

ほう酸水注入は第81条に定めるほう素濃度になるまで継続する。なお、ほう酸水注入を行っている間に制御棒の全挿入に成功した場合は、プラントを高温停止に維持し、引き続いて低温停止に移行させるために必要となるほう素濃度を目標にほう酸水注入を継続する。

#### (1) 手順着手の判断基準

手動による原子炉緊急停止の失敗を原子炉トリップしゃ断器の状態、制御棒炉底位置表示等により確認し、原子炉出力が5%以上または中間領域起動率が正であり、ほう酸タンク等の水位が確保されている場合

#### (配慮すべき事項)

##### ○ 優先順位

A TWSが発生するおそれがある場合または当該事象が発生した場合（A TWS緩和設備の作動状況確認を含む。）は、中央制御室から速やかな操作が可能である原子炉トリップスイッチ（中央制御盤手動操作）により手動にて原子炉の緊急停止操作を行う。蒸気発生器水位異常低信号によるA TWS緩和設備が作動した場合においても、中央制御室から原子炉トリップスイッチ（中央制御盤手動操作）により手動にて原子炉の緊急停止を行い、その後、A TWS緩和設備の作動状況の確認を行

2

## 添付－3 表－4

器へ注水する。

### a. 手順着手の判断基準

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、1次冷却系に開口部がなく、蒸気発生器へ注水するために必要な復水タンク水位が確保されている場合

## 4. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）

### (1) 主蒸気大気放出弁による蒸気放出

当直課長は、蒸気発生器への注水が確保されている場合は、中央制御室にて主蒸気大気放出弁を開操作し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。

### a. 手順着手の判断基準

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器への注水が確保されたことを補助給水流量等により確認できた場合

## (配慮すべき事項)

### ○ 優先順位

運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合で、かつ1次冷却系に開口部がない場合は、蒸気発生器2次側による炉心冷却を優先する。

蒸気発生器2次側による炉心冷却ができない場合は、炉心注水または代替炉心注水による炉心冷却を行い、格納容器サブBが再循環可能水位となれば、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。

炉心注水、代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、中央制御室で操作可能である充てん／高圧注入ポンプによる原子炉への注水を行う。充てん／高圧注入ポンプが使用できない場合は、アキュムレータを使用する。上記による原子炉への注水不能の場合は、準備時間の短いC、D内部スプレポンプ（RHRS－CSS連絡ライン使用）を使用し、次に恒設代替低圧注水ポンプを使用する。可搬式代替低圧注水ポンプは使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬式代替低圧注水ポンプ等の準備を開始するとともに、使用可能であれば多様性拡張設備である電動消火ポンプ等による代替注水手段を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプ等の使用準備が完了し多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければこれを使用する。

### ○ 格納容器内からの退避

当直課長は、運転停止中において、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失した場合または1次冷却材が流出した場合に、燃料取替用水タンクの保有水を充てん／高圧注入ポンプ等にて原子炉へ注水し、開放中の加圧器安全弁から格納容器内へ蒸散させることにより原子炉を冷却する。この場合は、格納容器内の雰囲気悪化から格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。

3

添付－3 表－4

また、運転停止中に1次冷却系の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束が上昇した場合は、臨界になる可能性があるため格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。

(1) 手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合または格納容器サンプAの水位等にて1次冷却材の流出を確認した場合

運転停止中に1次冷却系の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束の上昇により停止時SR中性子束高退避警報作動警報が発信した場合または停止時SR中性子束高退避警報作動警報が発信するおそれがある場合

3

○ 作業性

可搬式代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水に係る可搬型ホース等の接続については速やかに作業ができるよう可搬式代替低圧注水ポンプの保管場所に使用工具および可搬型ホースを配備する。

○ 送水車吸込ロストレーナ閉塞時の対応

送水車の運転時、吸込ロストレーナに閉塞が見られた場合はストレーナの清掃等を行う。

**運転停止中の場合**

**サポート系機能喪失時**

1. 代替炉心注水

当直課長は、全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。

(1) アクムレータによる代替炉心注水

当直課長は、空冷式非常用発電装置より受電した後、アクムレータ水を原子炉へ注水する。

a. 手順着手の判断基準

燃料取替用水タンクの重力注水により、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量等にて確認できない場合に、原子炉へ注水するために必要なアクムレータ水位が確保されている場合

(2) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

当直課長は、空冷式非常用発電装置より受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

a. 手順着手の判断基準

運転停止中に全交流動力電源喪失または原子炉補機冷却機能喪失時、余熱除去設備の崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を余熱除去クーラ出口流量

## 2. 火災、内部溢水、火山影響等、自然災害および有毒ガス発生時の対応に係る保安規定記載内容について

- ① 火災発生時の対応について
- ② 内部溢水発生時の対応について
- ③ 火山影響等発生時の対応について
- ④ 津波発生時の対応について
- ⑤ 竜巻発生時の対応について
- ⑥ 有毒ガス発生時の対応について

① 火災発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付2	関連する社内規定文書
<p>事象発生前の対応</p> <p>①凍結防止対策のための対応 ②消火用水の確保 ③防火帯の維持・管理 ④燃料保量の管理 ⑤巡視点検（火災発生有無の確認） ⑥持込可燃物の管理 ⑦水気作業時の管理 ⑧延焼防止 ⑨施設管理・点検</p> <p>事象発生時の対応</p> <p>⑩消火要員による消火活動 ⑪非煙設備の起動 ⑫故障警報発生時の対応 ⑬火災感知器動作時の対応 ⑭自動消火設備動作時の対応 ⑮格納容器スプレイによる消火活動 ⑯酸素感知時の対応 ⑰外気取入ダンパー閉、換気空調系の停止、閉回路循環運転 ⑱代替設備の確保 ⑲原子炉施設の損傷の有無を確認 ⑳火災発生時の有無の確認</p>	<p>(火災発生時の体制の整備)</p> <p>第18条 安全・防災室長は、火災が発生した場合（以下、「火災発生時」という。）における原子炉施設の保全のための活動<sup>※1</sup>を行う体制の整備として、次の各号を含む計画<sup>※2</sup>を策定し、所長の承認を得る。また、計画は、添付2に示す「火災、内筒溢水、火山影響等、自然災害および有毒ガス発生時の対応に係る実施基準」に従い策定する。</p> <p>(1) 中央制御室から消防機関へ通報するための専用回線を使用した通報設備の設置<sup>※3</sup></p> <p>(2) 火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置</p> <p>(3) 火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練</p> <p>(4) 火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材の配備</p> <p>(5) 発電所における可燃物の適切な管理</p> <p>2. 各課(室)長(当直課長を除く)は、前項の計画に基づき、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な措置を講ずる。</p> <p>3. 安全・防災室長は、第2項の活動の実施結果を取りまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講ずる。</p> <p>4. 各課(室)長は、火災の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、所長、原子炉主任技術者および関係課(室)長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>※1：消防機関への通報、消火または延焼の防止、その他公設消防隊が火災の現場に到着するまでに行う活動を含む。また、火災の発生防止、火災の早期感知および消火ならびに火災の影響の軽減に係る措置を含む。(以下、本条において</p>	<p>1. 火災</p> <p>1. 5 手順書の整備</p> <p>(1) 安全・防災室長は、原子炉施設全体を対象とした火災防護対策を実施するために定める火災防護計画に以下の項目を含める。</p> <p>a. 火災防護対策を実施するための体制、責任者の権限、体制の運営管理、必要となる確保および教育訓練、火災発生防止のための活動、火災防護設備の施設管理、点検および火災情報の共有化等</p> <p>b. 原子炉施設の安全機能を有する構造物、系統および機器ならびに重大事故等対処施設を設置する火災区域および火災区画を考慮した火災の発生防止、火災の早期感知および消火ならびに火災の影響軽減の3つの深層防護の概念に基づく火災防護対策</p> <p>c. 可搬型重大事故等対処施設、重大事故等に柔軟に対応するための多様性拡張設備等のその他の原子炉施設については、当該設備等に準じた火災防護対策</p> <p>d. 安全施設および特重施設を外部火災から防護するための運用等</p> <p>(2) 各課(室)長(当直課長を除く)は、火災発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを社内標準に定める。</p> <p>a. 消火活動</p> <p>①各課(室)長は、火災発生現場の確認および中央制御室への連絡ならびに消火器、消火栓等を用いた消火活動を実施する。</p> <p>b. 消火設備故障時の対応</p> <p>②当直課長は、消火設備の故障警報が発信した場合、中央制御室または【中略】ならびに必要な現場の制御室の警報の確認を実施する。</p> <p>c. 消火設備のうち、自動消火設備を設置する火災区域または火災区画における火災発生時の対応</p> <p>(a) ③当直課長は、火災感知器が作動した場合、火災区域または火災区画からの遅延警報、自動消火設備の動作状況の確認を実施する。</p> <p>(b) ④当直課長は、自動消火設備の動作後の消火状況の確認、消火状況を踏まえた消火活動の実施、プラント運転状況の確認等を実施する。</p> <p>d. 消火設備のうち、手動操作による固定式消火設備を設置する火災区域または火災区画における火災発生時の対応</p> <p>(a) ⑤消火要員は、火災感知器が作動し、火災を確認した場合、消火活動を実施する。</p> <p>(b) ⑥当直課長は、消火器が困難な場合、職員が追認確認後に固定式消火設備を手動操作により動作させ、その動作状況、消火状況、プラント運転状況の確認等を実施する。</p> <p>e. 原子炉格納容器内における火災発生時の対応</p> <p>(a) ⑦当直課長は、局所火災と判断し、かつ、原子炉格納容器内への進入が可能であると判断した場合、消火器、消火栓による消火活動、消火状況の確認、プラント運転状況の確認および必要な運転操作を実施する。</p> <p>(b) ⑧当直課長は、広範囲な火災または原子炉格納容器内への進入できなると判断した場合、プラントを停止するとともに、原子炉格納容器スプレイ設備を使用した消火活動、消火状況の確認、プラント運転状況の確認および必要となる運転操作を実施する。</p> <p>f. 単一故障も想定した中央制御室内における火災発生時の対応(中央制御室の1つの区画の安全機能が全て喪失した場合における原子炉の安全停止に係る対応を含む)</p> <p>(a) ⑨1号炉および2号炉について、当直課長は、中央制御室内の煙感知器により感知した火災に対し、常駐する運転員による消火器を用いた消火活動を行い、プラント運転状況の確認等を実施する。</p> <p>(b) ⑩3号炉および4号炉について、当直課長は、中央制御室内の高感度煙感知器が作動し、火災の発生場所が特定できるときは、常駐する運転員による消火器を用いた消火活動を行い、プラント運転状況の確認等を実施する。火災の発生場所が特定できない消火活動は、エアロゾル消火設備による消火活動を行い、プラント運転状況の確認等を実施する。</p> <p>(c) ⑪当直課長は、煙の充満により運転操作に支障がある場合、火災発生時の煙を排気するための、換気空調設備の換気モードの切り替えを行う。</p> <p>(d) ⑫当直課長は、換気空調設備の運転状態を確認および換気空調設備の切り替えを実施する。</p> <p>(e) ⑬当直課長は、換気空調設備の運転状態を確認および換気空調設備の切り替えを実施する。</p> <p>(f) ⑭当直課長は、換気空調設備の運転状態を確認および換気空調設備の切り替えを実施する。</p> <p>(g) ⑮当直課長は、換気空調設備の運転状態を確認および換気空調設備の切り替えを実施する。</p> <p>(h) ⑯消火要員は、火災発生時の煙の充満によりポンプ室の消火活動に支障がある場合は、煙を排気できる可搬式の排風機を準備し、起動する。</p>	<p>【体制】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>火災防護通達</li> <li>火災防護計画</li> <li>防火管理手順</li> </ul> <p>【事象発生前の対応】</p> <p>①、④</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>火災防護通達</li> <li>火災防護計画</li> <li>第二発電室 運転操作所則</li> </ul> <p>①</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>第一発電室 運転操作所則</li> </ul> <p>②</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>火災防護通達</li> <li>火災防護計画</li> <li>第一発電室 運転操作所則</li> <li>第二発電室 運転操作所則</li> </ul> <p>③、⑤、⑧、⑩</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>火災防護通達</li> <li>火災防護計画</li> <li>防火管理手順</li> </ul> <p>⑥</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>火災防護通達</li> <li>火災防護計画</li> <li>現場資機材管理所則</li> </ul> <p>⑦</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>火災防護通達</li> <li>火災防護計画</li> <li>火気使用作業管理所則</li> </ul> <p>⑨</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>火災防護通達</li> <li>火災防護計画</li> <li>施設管理手順</li> <li>原子力発電所 保守管理業務要綱</li> <li>保修業務所則</li> </ul> <p>【事象発生時の対応】</p> <p>①～⑭、⑱、⑳</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>火災防護通達</li> <li>火災防護計画</li> <li>第一発電室 事故時操作所則</li> <li>第二発電室 事故時操作所則</li> </ul>

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付2	関連する社内規定文書
<p>同じ。</p> <p>※2：計画とは、火災防護計画を示す。</p> <p>※3：一般回線の代替設備である専用回線、通報設備が点検または故障により使用不能となった場合を除く。ただし、点検後または修復後は遅滞なく復旧させる。</p>	<p>i. 屋外消火配管の連結防止対策の対応</p> <p>①当直課長は、外気温度が約0℃まで低下した場合、屋外の消火設備の凍結を防止するために屋外消火栓を微開し、通水する運用とする。</p> <p>j. 消火用水の供給優先の対応</p> <p>②当直課長およびタービン係修課長は、消火用水供給系において、所内用水系と共用しない運用を行うことにより、消火用水を確保する。具体的には、水源である淡水タンクおよび消火水バックス（260 m<sup>3</sup>）に対して十分な容量（1,600 m<sup>3</sup>以上）を確保し、必要に応じて所内用水系の隔離する運用により、消火を優先する。</p> <p>k. 防火帯・防火エリアの維持・管理</p> <p>③安全・防災室長は、防火帯・防火エリアの維持・管理を実施する。</p> <p>l. 外部火災によるばい煙発生時の対応</p> <p>④当直課長は、ばい煙発生時、ばい煙侵入防止のため、外気取入口に設置している平型フィルター、外気取入ダンプの閉止および換気空調系の停止または1号炉および2号炉については中央制御室の閉回路循環運転、3号炉については中央制御室および安全補機閉回路の閉回路循環運転による建屋内へのばい煙の侵入の防止を実施する。</p> <p>m. 外部火災による有毒ガス発生時の対応</p> <p>⑤当直課長は、有毒ガス発生時、有毒ガス侵入防止のため、外気取入ダンプの閉止、換気空調系の停止または1号炉および2号炉については中央制御室の閉回路循環運転、3号炉および4号炉については中央制御室および安全補機閉回路の閉回路循環運転による建屋内への有毒ガスの侵入の防止を実施する。</p> <p>n. 森林火災に対する固体廃棄物貯蔵庫の防護</p> <p>⑥消火要員は、固体廃棄物貯蔵庫の森林火災からの飛び火による影響を防止するために散水する。</p> <p>o. 外部火災によるモニタポストが影響を受けた場合</p> <p>⑦放射線管理課長は、モニタポストが外部火災の影響を受けた場合は、代替設備を防火帯の内側に設置する。</p> <p>p. 燃料保有量制限</p> <p>⑧3号炉および4号炉について、当直課長は、補助ボイラ燃料タンクの燃料保有量を150klに制限する。</p> <p>q. タンクローリー火災に対する消火活動</p> <p>⑨消火要員は、燃料補充用のタンクローリー火災が発生した場合は、消火活動を実施する。</p> <p>r. 火災予防活動（巡視点検）</p> <p>⑩各課（室）長は、巡視点検により、火災発生の有無の確認を実施する。</p> <p>s. 火災予防活動（可燃物管理）</p> <p>(a) ⑪安全・防災室長は、原子炉施設の安全機能を有する構造物、系統および機器を設置する火災区域または火災区域については、当該施設を火災から防護するため、恒設機器および点検等に使用する可燃物（資機材）の総発熱量が、制限発熱量を超えない管理（持込みと保管）を実施する。</p> <p>(b) ⑫安全・防災室長は、重大事故等対処施設を設置する屋外の火災区域については、当該施設を火災から防護するため、可燃物を置かない管理を実施する。</p> <p>t. 火災予防活動（火気作業等の管理）</p> <p>⑬各課（室）長は、火災区域または火災区域画において、溶接等の火気作業を実施する場合、火気作業前に計画を策定するとともに、火気作業時の養生、消火器等の配備、監視人の配置等を実施する。</p> <p>u. 延焼防止</p> <p>⑭安全・防災室長は、重大事故等対処施設を設置する屋外の火災区域では、周辺施設および植生との離隔を確保し、火災区域内の周辺の植生区域については、除草等の管理を実施し、延焼防止を図る。</p> <p>v. 火災鎮火後の原子炉施設への影響確認</p> <p>⑮各課（室）長は、原子炉施設に火災が発生した場合は、火災鎮火後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>w. 地震発生時における火災発生の有無の確認</p> <p>⑯各課（室）長は、最寄りの気象庁震度観測点において震度5弱以上の地震が観測された場合、地震終了後、原子炉施設の火災発生の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</p>	<p>⑪</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>火災防護通達</li> <li>火災防護計画</li> <li>第一発電室 事故時操作所則</li> <li>第二発電室 事故時操作所則</li> <li>第一発電室 警報時操作所則</li> <li>第二発電室 警報時操作所則</li> </ul> <p>⑫、⑬、⑭</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>火災防護通達</li> <li>火災防護計画</li> <li>防火管理所達</li> </ul> <p>⑮</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>火災防護通達</li> <li>火災防護計画</li> <li>一般防災業務所達</li> </ul>	<p>関連する社内規定文書</p>

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付2	関連する 社内規定文書
		<p>x. 施設管理・点検      ⑨各課(室)長は、火災防護に必要な設備の要求機能を維持するため、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。</p> <p>y. 火災影響評価条件の変更の要否確認</p> <p>(a) 内部火災影響評価      安全・防災室長は、設備改造等を行う場合、都度、内部火災影響評価への影響確認を行い、評価結果に影響がある場合は、原子炉施設内の火災によっても、安全保護系および原子炉停止系の作動が要求される場合には、火災による影響を考慮しても、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉を安全停止できると確認するために、内部火災影響評価の再評価を実施する。</p> <p>(b) 外部火災影響評価      安全・防災室長は、評価条件を定期的に確認し、評価結果に影響がある場合は、発電所敷地内外で発生する火災が防護対象施設へ影響を与えないことおよび火災の二次的影響に対する適切な防護対策が施されていることを確認するために、外部火災影響評価の再評価を実施する。</p>	

② 内部溢水発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付 2	関連する社内規定文書
<p>事象発生前の対応</p> <p>①消火放水時の注意喚起 ②運転時間実績の管理 ③水密扉の運用 ④屋外タンク水位管理 ⑤海水ポンプ床ドレンラインの管理 ⑥配管の肉厚管理 ⑦施設管理・点検</p> <p>事象発生時の対応</p> <p>①高エネルギー配管の破損時の対応操作 ①地震によって生じる機器破損時の対応操作 ①タービン建屋からの溢水発生時の対応操作 ②原子炉施設の損傷の有無を確認 ③消火放水に対する設備影響確認 ④漏えい蒸気に対する設備影響確認</p>	<p>原子炉施設保安規定</p> <p>(内部溢水発生時の体制の整備)</p> <p>第18条の2 安全・防災室長は、原子炉施設内において溢水が発生した場合（以下、「内部溢水発生時」という。）における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、計画は、添付2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、自然災害および有毒ガス発生時の対応に係る実施基準」に従い策定する。</p> <p>(1) 内部溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置</p> <p>(2) 内部溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練</p> <p>(3) 内部溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材の配備</p> <p>2. 各課（室）長（当直課長を除く。）は、前項の計画に基づき、内部溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。</p> <p>3. 各課（室）長は、第2項の活動の実施結果を取りまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、安全・防災室長に報告する。安全・防災室長は、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p> <p>4. 各課（室）長は、内部溢水の影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、所長、原子炉主任技術者および関係課（室）長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉炉停止等の措置について協議する。</p>	<p>2 内部溢水</p> <p>2. 4 手順書の整備</p> <p>(1) 各課（室）長（当直課長を除く。）は、溢水発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを社内標準に定める。</p> <p>a. 溢水発生時は、配管の想定破損による溢水、スプリングクラークからの放水による溢水、地震による溢水およびその他の溢水が発生した場合の措置を行う。</p> <p>b. 消火放水時における注意喚起</p> <p>①当直課長は、機能喪失高が低い防護すべき設備が消火水の放水による溢水により機能喪失することのないよう、消火放水時の注意事項を現場に表示する。</p> <p>②安全・防災室長は、機能喪失高が低い防護すべき設備が消火水の放水による溢水により機能喪失することのないよう、消火放水時の注意事項を現場に表示する。</p> <p>c. 運転時間実績管理</p> <p>②安全・防災室長は、運転実績（高エネルギー配管として運転している割合が当該系統の運転している時間の2%またはプラント運転期間の1%より小さい）により、低エネルギー配管とされている系統についての運転時間実績管理を行う。</p> <p>d. 水密扉の閉止状態の管理</p> <p>③当直課長は、中央制御室において水密扉監視設備の警報監視により、水密扉の閉止状態の確認および閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。また、各課（室）長は、水密扉閉止後の確実な閉止操作および閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。</p> <p>e. タンクの水位管理</p> <p>④安全・防災室長は、防護すべき設備が設置される建屋へ溢水が流入し伝播することを防ぐため、必要なタンクの水制限を行う。</p> <p>f. 溢水発生時の原子炉施設への影響確認に関する手順</p> <p>②各課（室）長は、原子炉施設に溢水が発生した場合、事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>g. 施設管理、点検</p> <p>③各課（室）長は、火災時に消火水を放水した場合、消火水により防護すべき設備の要求される機能が損なわれていないことを確認するために、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。</p> <p>(b) ④各課（室）長は、防護すべき設備が浸水または被水した場合、防護すべき設備の要求される機能が損なわれていないことを確認するために、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。</p> <p>(c) ④各課（室）長は、防護すべき設備が蒸気環境に曝された場合、防護すべき設備の要求される機能が損なわれていないことを確認するために、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。</p> <p>(d) ⑤3号炉および4号炉について、電気保修課長、計装保修課長およびタービン保修課長は、海水ポンプ室内および室外の溢水を受けて、海水ポンプ室内の防護すべき設備が機能喪失しないよう海水ポンプ室浸水防止蓋について、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。</p> <p>(e) ⑥タービン保修課長は、配管の想定破損評価において、応力評価の結果により破損形状の想定を行う配管は、評価結果に影響するような減肉がないことを確認するために、継続的な肉厚管理を行う。</p> <p>(f) ⑦各課（室）長は、浸水防護設備および防護すべき設備の要求機能を維持するため、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。</p> <p>h. 溢水評価条件の変更の要否を確認する手順</p> <p>(a) 安全・防災室長は、各種対策設備の追加および資機材の増設等により評価条件に見直しがある場合、都度、溢水評価への影響確認を行う。</p> <p>(b) 安全・防災室長は、消火活動の結果を踏まえ、放水後の放水量の溢水評価に係る妥当性について検証を行う。</p>	<p>【体制】</p> <p>・設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所定</p> <p>【事象発生前の対応】</p> <p>① 運転管理通達</p> <p>・設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所定</p> <p>② 運転管理通達</p> <p>・設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所定</p> <p>③ 運転管理通達</p> <p>・設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所定</p> <p>④ 運転管理通達</p> <p>・設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所定</p> <p>⑤ 施設管理通達</p> <p>・設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所定</p> <p>⑥ 運転管理通達</p> <p>・原子力技術業務要綱</p> <p>・保修業務所則</p> <p>・設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所定</p> <p>⑦ 運転管理通達</p>

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付 2	関連する社内規定文書
			<p>関連する社内規定文書</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子力発電所保修業務要綱</li> <li>【事象発生時の対応】</li> <li>① <ul style="list-style-type: none"> <li>・運転管理通達</li> <li>・設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達</li> <li>・第一発電室 事故時操作所則</li> <li>・第二発電室 事故時操作所則</li> </ul> </li> <li>② <ul style="list-style-type: none"> <li>・第一発電室 事故時操作所則</li> <li>・第二発電室 事故時操作所則</li> <li>・設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達</li> </ul> </li> <li>③ <ul style="list-style-type: none"> <li>・運転管理通達</li> <li>・原子力発電所保修業務要綱</li> <li>・保修業務所則</li> <li>・設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達</li> </ul> </li> <li>④ <ul style="list-style-type: none"> <li>・運転管理通達</li> <li>・原子力発電所保修業務要綱</li> <li>・保修業務所則</li> <li>・設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達</li> </ul> </li> </ul>



事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付2	関連する社内規定文書
<p>6. 原子力技術部門統括(原子力技術)は、火山現象に係る新たな知見等の収集、反映等を実施する。</p> <p>※1: 火山影響等発生時に行う活動を含む(以下、本条において同じ)。(火山影響等発生時の体制の整備)</p> <p>第18条の2の2 安全・防災室長は、火山現象による影響が発生するおそれがある場合または発生した場合(以下、「火山影響等発生時」という。)における原子炉施設の保全のための活動<sup>※1</sup>を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、計画は、添付2に示す「火災、内部溢水、火山影響等、自然災害および有毒ガス発生時の対応に係る実施基準」に従い策定する。</p> <p>(1) 火山影響等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置</p> <p>(2) 火山影響等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う原子炉に対する教育訓練</p> <p>(3) 火山影響等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要なフィルタその他の資機材の配備</p> <p>2. 各課(室)長(当直課長を除く。)は、前項の計画に基づき、次の各号を含む火山影響等発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制および手順の整備を実施する。</p> <p>(1) 火山影響等発生時における非常用交流動力電源設備の機能を維持するための対応</p> <p>(2) (1)に掲げるもの他、火山影響等発生時における代替電源設備その他の炉心を冷却するために必要な設備の機能を維持するための対応策に関すること。</p> <p>(3) (2)に掲げるもの他、火山影響等発生時における交流動力電源が喪失した場合における炉心の著しい損傷を防止するための対策に関すること。</p> <p>3. 各課(室)長は、第1項の計画に基づき、火山影響等発生時における原子炉施設の保全のための活動を実施するとともに、第1項(1)の要員に第2項の手順を遵守させる。</p>	<p>原子炉施設保安規定 添付2</p> <p>各課(室)長は、1号炉および2号炉については、電源車<sup>※2</sup>を降下火砕物の影響を受けることのない燃料取扱建屋内へ、3号炉および4号炉については、電源車<sup>※3</sup>を降下火砕物の影響を受けることのない燃料取扱建屋内へそれぞれ移動し、準備作業を行う。</p> <p>ア. 手順着手の判断基準</p> <p>気象庁が発表する降灰予報(「速報」または「詳細」)により高浜町への「多量」の降灰が予想された場合、気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において、地理的領域(発電所敷地から半径160km)内の活火山に20km以上の噴煙が観測されたが噴火後10分以内に降灰予報が発表されない場合は降下火砕物による発電所への重大な影響が予想された場合</p> <p>(b) 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)を用いた炉心冷却</p> <p>緊急時対策本部は、タービン動補給水ポンプによる給水ができない場合は、1号炉および2号炉については電源車<sup>※2</sup>を、3号炉および4号炉については電源車<sup>※3</sup>をそれぞれ起動し、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)を用いた炉心冷却を行う。</p> <p>ア. 手順着手の判断基準</p> <p>火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、ディーゼル発電機2台とともに機能喪失し、かつタービン動補給水ポンプによる給水ができない場合</p> <p>h. 緊急時対策所の居住性確保に関する対策</p> <p>⑧火山影響等発生時において、緊急時対策所入口扉を開放することにより緊急時対策所の居住性を確保する。</p> <p>(a) 緊急時対策所の居住性確保</p> <p>各課(室)長は、緊急時対策所入口扉の開放により居住性を確保し、降下火砕物の侵入を防止するため、入口扉(2箇所)に仮設フィルタを取り付ける。</p> <p>ア. 手順着手の判断基準</p> <p>気象庁が発表する降灰予報(「速報」または「詳細」)により高浜町への「多量」の降灰が予想された場合、気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において、地理的領域(発電所敷地から半径160km)内の活火山に20km以上の噴煙が観測されたが噴火後10分以内に降灰予報が発表されない場合は降下火砕物による発電所への重大な影響が予想された場合</p> <p>合</p> <p>i. 通信連絡設備に関する対策</p> <p>⑩火山影響等発生時における通信連絡における通信設備の機能を確保し、降下火砕物の影響を受けやすい設備を複数手動確保することにより機能を確保する。ディーゼル発電機の機能が喪失した場合においては、1号炉および2号炉については、燃料取扱建屋内に配置した電源車<sup>※4</sup>から、3号炉および4号炉については、3号炉および4号炉タービン建屋内に配置した電源車<sup>※1</sup>からそれぞれ給電する。</p> <p>(a) 電源車<sup>※2</sup>および電源車<sup>※4</sup>の準備作業</p> <p>各課(室)長は、1号炉および2号炉については、電源車<sup>※2</sup>を降下火砕物の影響を受けることのない燃料取扱建屋内へ、3号炉および4号炉については、電源車<sup>※3</sup>を降下火砕物の影響を受けることのない3号炉タービン建屋内へそれぞれ移動し、準備作業を行う。</p> <p>ア. 手順着手の判断基準</p> <p>気象庁が発表する降灰予報(「速報」または「詳細」)により高浜町への「多量」の降灰が予想された場合、気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において、地理的領域(発電所敷地から半径160km)内の活火山に20km以上の噴煙が観測されたが噴火後10分以内に降灰予報が発表されない場合は降下火砕物による発電所への重大な影響が予想された場合</p> <p>(b) 電源車<sup>※2</sup>および電源車<sup>※4</sup>からの給電開始</p> <p>緊急時対策本部および当直課長は、1号炉および2号炉については電源車<sup>※2</sup>からの、3号炉および4号炉については電源車<sup>※4</sup>からの給電準備をそれぞれ行ったのち給電を開始する。</p> <p>ア. 手順着手の判断基準</p> <p>1号炉および2号炉については、電源車<sup>※2</sup>による給電開始は、火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、1号炉または2号炉のディーゼル発電機全台が機能喪失した場合、3号炉および4号炉については、電源車<sup>※4</sup>による給電開始は、火山影響等発生時において外部電源喪失が発生し、3号炉または4号炉のディーゼル発電機全台が機能喪失した場合</p> <p>j. 電源車<sup>※2</sup>ならびに電源車<sup>※4</sup>の燃料確保に関する対策</p> <p>⑩火山影響等発生時における電源車<sup>※2</sup>ならびに電源車<sup>※3</sup>および電源車<sup>※4</sup>の燃料を電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)<sup>※9</sup>ならびに電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)<sup>※10</sup>および電源車(緊急時対策所用)<sup>※7</sup>により確保する。</p> <p>(a) 電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)<sup>※9</sup>ならびに電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)</p>	<p>社内規定文書</p> <p>・施設管理通達</p> <p>・原子力発電所 保守業務要綱</p> <p>・保守業務所則</p>	

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付2	関連する社内規定文書																																				
	<p>4. 各課(室)長は、第3項の活動の事象結果を取りまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、安全・防災室長に報告する。安全・防災室長は、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p> <p>5. 各課(室)長は、火山現象の影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、所長、原子炉主任技術者および関係課(室)長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>6. 原子力技術部門統括(原子力技術)は、火山現象に係る新たな知見等の収集、反映等を実施する。</p> <p>※1：火山影響等発生時に行う活動を含む(以下、本条において同じ)。</p>	<p>原子炉施設保安規定 添付2</p> <p>※<sup>6</sup>および電源車(緊急時対策所用)※<sup>7</sup>の建屋近傍への移動 各課(室)長は、1号炉および2号炉については、電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)※<sup>5</sup>を燃料取扱建屋近傍へ、3号炉については、電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)※<sup>6</sup>および電源車(緊急時対策所用)※<sup>7</sup>を燃料取扱建屋近傍ならびに3号炉および4号炉タービン建屋近傍へそれぞれ移動する。</p> <p>ア. 手順着手の判断基準 気象庁が発表する降灰予報(「速報」または「詳細」)により高浜町への「多量」の降灰が予想された場合、気象庁が発表する噴火に関する火山観測報において、地理的領域(発電所敷地から半径160km)内の活火山に20km以上の噴煙が観測されたが噴火後10分以内に降灰予報が発表されない場合は降下火砕物による発電所への重大な影響が予想された場合は</p> <p>(b) 電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)※<sup>5</sup>ならびに電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)※<sup>6</sup>および電源車(緊急時対策所用)※<sup>7</sup>による燃料補給 緊急時対策本部は、1号炉および2号炉については、電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)※<sup>5</sup>から電源車※<sup>2</sup>へ、3号炉については、電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)※<sup>6</sup>および電源車(緊急時対策所用)※<sup>7</sup>から電源車※<sup>3</sup>および電源車※<sup>4</sup>へそれぞれ燃料補給を行う。</p> <p>ア. 手順着手の判断基準 1号炉および2号炉については電源車※<sup>2</sup>、3号炉および4号炉については電源車※<sup>3</sup>および電源車※<sup>4</sup>の運転継続のために燃料補給が必要と判断した場合 k. 消火水バックアップタンクから復水タンクへの補給を行う。 ①火山影響等発生時において、消火水バックアップタンクから復水タンクへの補給を行う。 (a) 消火水バックアップタンクから復水タンクへの補給 緊急時対策本部および当直課長は、消火水バックアップタンクから復水タンクへの補給を行う。</p> <p>ア. 手順着手の判断基準 復水タンクへの補給が必要と判断した場合</p> <p>火山影響等発生時の対策における主な作業</p>																																					
		<table border="1"> <thead> <tr> <th>作業手順No</th> <th>対応手段</th> <th>対象号炉</th> <th>要員</th> <th>要員数</th> <th>想定時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>e (a)</td> <td>ディーゼル発電機への改良型フィルター取付 海水ポンプ除塵フィルターの取り外し</td> <td>各号炉</td> <td>緊急安全対策要員</td> <td>8</td> <td>50分</td> </tr> <tr> <td>e (b)</td> <td>ディーゼル発電機改良型フィルターのフィルター取替 ディーゼル発電機改良型フィルターのフィルター清掃※<sup>8</sup></td> <td>1号炉および2号炉 各号炉</td> <td>緊急安全対策要員</td> <td>2 (1号炉および2号炉合計)</td> <td>50分</td> </tr> <tr> <td>g (a) i (a) j (a)</td> <td>電源車※<sup>2</sup>および電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)※<sup>5</sup>の移動 電源車※<sup>3</sup>、電源車※<sup>4</sup>、電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)※<sup>6</sup>および電源車(緊急時対策所用)※<sup>7</sup>の移動 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)の準備作業※<sup>9</sup> 電源車の準備作業※<sup>9</sup> (給電用ケーブル敷設・接続) 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)の準備作業 (ホース接続・系統構成)</td> <td>1号炉および2号炉 3号炉および4号炉 1号炉および2号炉</td> <td>緊急安全対策要員</td> <td>2 5 4 (1号炉および2号炉合計) 4 (3号炉および4号炉合計)</td> <td>20分 60分 50分 50分</td> </tr> <tr> <td>g (a) i (a)</td> <td>蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)の準備作業※<sup>9</sup> 電源車の準備作業※<sup>9</sup> (給電用ケーブル敷設・接続)</td> <td>1号炉および2号炉</td> <td>緊急安全対策要員</td> <td>4</td> <td>80分</td> </tr> <tr> <td>g (a) i (a)</td> <td>蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)の準備作業 (ホース接続・系統構成)</td> <td>1号炉および2号炉</td> <td>緊急安全対策要員</td> <td>4</td> <td>97分</td> </tr> </tbody> </table>	作業手順No	対応手段	対象号炉	要員	要員数	想定時間	e (a)	ディーゼル発電機への改良型フィルター取付 海水ポンプ除塵フィルターの取り外し	各号炉	緊急安全対策要員	8	50分	e (b)	ディーゼル発電機改良型フィルターのフィルター取替 ディーゼル発電機改良型フィルターのフィルター清掃※ <sup>8</sup>	1号炉および2号炉 各号炉	緊急安全対策要員	2 (1号炉および2号炉合計)	50分	g (a) i (a) j (a)	電源車※ <sup>2</sup> および電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)※ <sup>5</sup> の移動 電源車※ <sup>3</sup> 、電源車※ <sup>4</sup> 、電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)※ <sup>6</sup> および電源車(緊急時対策所用)※ <sup>7</sup> の移動 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)の準備作業※ <sup>9</sup> 電源車の準備作業※ <sup>9</sup> (給電用ケーブル敷設・接続) 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)の準備作業 (ホース接続・系統構成)	1号炉および2号炉 3号炉および4号炉 1号炉および2号炉	緊急安全対策要員	2 5 4 (1号炉および2号炉合計) 4 (3号炉および4号炉合計)	20分 60分 50分 50分	g (a) i (a)	蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)の準備作業※ <sup>9</sup> 電源車の準備作業※ <sup>9</sup> (給電用ケーブル敷設・接続)	1号炉および2号炉	緊急安全対策要員	4	80分	g (a) i (a)	蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)の準備作業 (ホース接続・系統構成)	1号炉および2号炉	緊急安全対策要員	4	97分	
作業手順No	対応手段	対象号炉	要員	要員数	想定時間																																		
e (a)	ディーゼル発電機への改良型フィルター取付 海水ポンプ除塵フィルターの取り外し	各号炉	緊急安全対策要員	8	50分																																		
e (b)	ディーゼル発電機改良型フィルターのフィルター取替 ディーゼル発電機改良型フィルターのフィルター清掃※ <sup>8</sup>	1号炉および2号炉 各号炉	緊急安全対策要員	2 (1号炉および2号炉合計)	50分																																		
g (a) i (a) j (a)	電源車※ <sup>2</sup> および電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)※ <sup>5</sup> の移動 電源車※ <sup>3</sup> 、電源車※ <sup>4</sup> 、電源車(可搬式代替低圧注水ポンプ用)※ <sup>6</sup> および電源車(緊急時対策所用)※ <sup>7</sup> の移動 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)の準備作業※ <sup>9</sup> 電源車の準備作業※ <sup>9</sup> (給電用ケーブル敷設・接続) 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)の準備作業 (ホース接続・系統構成)	1号炉および2号炉 3号炉および4号炉 1号炉および2号炉	緊急安全対策要員	2 5 4 (1号炉および2号炉合計) 4 (3号炉および4号炉合計)	20分 60分 50分 50分																																		
g (a) i (a)	蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)の準備作業※ <sup>9</sup> 電源車の準備作業※ <sup>9</sup> (給電用ケーブル敷設・接続)	1号炉および2号炉	緊急安全対策要員	4	80分																																		
g (a) i (a)	蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)の準備作業 (ホース接続・系統構成)	1号炉および2号炉	緊急安全対策要員	4	97分																																		

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付2	関連する社内規定文書																			
		<table border="1"> <tr> <td data-bbox="209 1193 347 1296">g (a)</td> <td data-bbox="209 871 347 1193">蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ (電動) の準備作業<sup>※10</sup> (給電用ケーブル敷設・接続) 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ (電動) の準備作業 (ホース接続・系統構成)</td> <td data-bbox="209 598 347 871">3号炉および4号炉</td> <td data-bbox="209 439 347 598">緊急安全対策要員 2</td> <td data-bbox="209 327 347 439">80分<sup>※11</sup></td> </tr> <tr> <td data-bbox="347 1193 496 1296">h (a)</td> <td data-bbox="347 871 496 1193">緊急時対策所の居住性確保 (仮設フイルタ取付)</td> <td data-bbox="347 598 496 871">1号炉、2号炉、3号炉および4号炉</td> <td data-bbox="347 439 496 598">緊急安全対策要員 5</td> <td data-bbox="347 327 496 439">60分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="496 1193 632 1296">i (b)</td> <td data-bbox="496 871 632 1193">電源車<sup>※2</sup>からの給電開始 (不要負荷切り離し・受電操作) 電源車<sup>※4</sup>からの給電開始<sup>※10</sup> (給電用ケーブル敷設・接続) 電源車<sup>※4</sup>からの給電開始 (不要負荷切り離し・受電操作)</td> <td data-bbox="496 598 632 871">1号炉および2号炉 3号炉および4号炉</td> <td data-bbox="496 439 632 598">運転員等 (中央制御室、現場) 緊急安全対策要員 3 4 (3号炉および4号炉合計)</td> <td data-bbox="496 327 632 439">50分 60分 60分</td> </tr> <tr> <td data-bbox="632 1193 1356 1296">k (a)</td> <td data-bbox="632 871 1356 1193">消火水バックアップタンクから復水タンクへの補給</td> <td data-bbox="632 598 1356 871">1号炉および2号炉 3号炉および4号炉</td> <td data-bbox="632 439 1356 598">緊急安全対策要員 2 (1号炉および2号炉合計) 運転員等 (中央制御室、現場) 3 (1号炉および2号炉合計) 緊急安全対策要員 2 (3号炉および4号炉合計) 運転員等 (中央制御室、現場) 3 (3号炉および4号炉合計)</td> <td data-bbox="632 327 1356 439">40分 40分 40分</td> </tr> </table> <p data-bbox="901 327 1356 1296"> <sup>※2</sup>: 1号炉および2号炉 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ (電動) および通信連絡設備への給電用  <sup>※3</sup>: 3号炉および4号炉 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ (電動) への給電用  <sup>※4</sup>: 3号炉および4号炉 通信連絡設備 (緊急時対策対策所を含む) への給電用  <sup>※5</sup>: 電源車<sup>※2</sup>への燃料補給用  <sup>※6</sup>: 電源車<sup>※3</sup>への燃料補給用  <sup>※7</sup>: 電源車<sup>※4</sup>への燃料補給用  <sup>※8</sup>: 1班2名で2班が交代して実施する。  <sup>※9</sup>: 可搬式排気ファンおよび仮設ダクト等設置作業は、1箇所あたり上表とは別に緊急安全対策要員4名が60分以内で実施する。  <sup>※10</sup>: 可搬式排気ファンおよび仮設ダクト等設置作業は、1箇所あたり上表とは別に緊急安全対策要員6名が40分以内で実施する。  <sup>※11</sup>: 屋外作業は50分以内で実施する。 </p>	g (a)	蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ (電動) の準備作業 <sup>※10</sup> (給電用ケーブル敷設・接続) 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ (電動) の準備作業 (ホース接続・系統構成)	3号炉および4号炉	緊急安全対策要員 2	80分 <sup>※11</sup>	h (a)	緊急時対策所の居住性確保 (仮設フイルタ取付)	1号炉、2号炉、3号炉および4号炉	緊急安全対策要員 5	60分	i (b)	電源車 <sup>※2</sup> からの給電開始 (不要負荷切り離し・受電操作) 電源車 <sup>※4</sup> からの給電開始 <sup>※10</sup> (給電用ケーブル敷設・接続) 電源車 <sup>※4</sup> からの給電開始 (不要負荷切り離し・受電操作)	1号炉および2号炉 3号炉および4号炉	運転員等 (中央制御室、現場) 緊急安全対策要員 3 4 (3号炉および4号炉合計)	50分 60分 60分	k (a)	消火水バックアップタンクから復水タンクへの補給	1号炉および2号炉 3号炉および4号炉	緊急安全対策要員 2 (1号炉および2号炉合計) 運転員等 (中央制御室、現場) 3 (1号炉および2号炉合計) 緊急安全対策要員 2 (3号炉および4号炉合計) 運転員等 (中央制御室、現場) 3 (3号炉および4号炉合計)	40分 40分 40分
g (a)	蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ (電動) の準備作業 <sup>※10</sup> (給電用ケーブル敷設・接続) 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ (電動) の準備作業 (ホース接続・系統構成)	3号炉および4号炉	緊急安全対策要員 2	80分 <sup>※11</sup>																		
h (a)	緊急時対策所の居住性確保 (仮設フイルタ取付)	1号炉、2号炉、3号炉および4号炉	緊急安全対策要員 5	60分																		
i (b)	電源車 <sup>※2</sup> からの給電開始 (不要負荷切り離し・受電操作) 電源車 <sup>※4</sup> からの給電開始 <sup>※10</sup> (給電用ケーブル敷設・接続) 電源車 <sup>※4</sup> からの給電開始 (不要負荷切り離し・受電操作)	1号炉および2号炉 3号炉および4号炉	運転員等 (中央制御室、現場) 緊急安全対策要員 3 4 (3号炉および4号炉合計)	50分 60分 60分																		
k (a)	消火水バックアップタンクから復水タンクへの補給	1号炉および2号炉 3号炉および4号炉	緊急安全対策要員 2 (1号炉および2号炉合計) 運転員等 (中央制御室、現場) 3 (1号炉および2号炉合計) 緊急安全対策要員 2 (3号炉および4号炉合計) 運転員等 (中央制御室、現場) 3 (3号炉および4号炉合計)	40分 40分 40分																		
		<p data-bbox="1177 327 1356 1296"> <sup>1</sup>: 降灰および地滑り時の原子炉施設への影響確認  <sup>②</sup>各課 (室) 長は、降灰および地滑りが確認された場合は、原子炉施設への影響を確認するため、降灰・地滑りより防護すべき施設について点検を行うとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。  m. 施設管理、点検  <sup>①</sup>各課 (室) 長は、火山事象より防護すべき施設の要求機能を維持するため、降灰後における降灰・地滑りによる静的荷重、腐食、磨耗等の影響について、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。 </p>																				

④ 津波発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付2	関連する社内規定文書
<p>事象発生前の対応</p> <p>①防潮ゲートの管理 ②防潮扉閉止 ③車西の管理 ④施設管理・点検</p> <p>事象発生時の対応</p> <p>①循環水ポンプ停止（プラント停止） ②③燃料等輸送船の緊急退避 ④津波襲来時の監視 ⑤車西の退避 ⑥防潮ゲート健全性確認 ⑦防潮ゲート保守作業の中断に係る措置 ⑧原子炉施設の損傷の有無を確認</p>	<p>原子炉施設保安規定</p> <p>（その他自然災害発生時等の体制の整備） 第18条の3 安全・防災室長は、原子炉施設内においてその他自然災害（地震、津波および竜巻等）をいう。以下、本条において同じ。）が発生した場合における原子炉施設の保全のための活動<sup>※1</sup>を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、火山影響等、自然災害および有毒ガス発生時の対応に係る実施基準<sup>※2</sup>に従い策定する。</p> <p>(1) その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置</p> <p>(2) その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練</p> <p>(3) その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材の配備</p> <p>2. 各課（室）長（当直課長を除く。）は、前項の計画に基づき、その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のために必要な体制および手順の整備を実施する。</p> <p>3. 各課（室）長は、第2項の活動の実施結果を取りまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、安全・防災室長に報告する。安全・防災室長は、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p> <p>4. 各課（室）長は、その他自然災害の影響を及ぼす可能性があると思われる場合は、所長、原子炉主任技術者および関係課（室）長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>5. 原子炉技術部門統括（原子力技術）および原子力技術部門統括（土木建築）は、その他自然災害に係る新たな知見等の収集、反映等を実施する。</p> <p>6. 原子力技術部門統括（原子力技術）は、その他自然災害のうち地震に関して、新たな波及的影響の観測の抽出を実施する。</p> <p>7. 原子力技術部門統括（原子力技術）および原子力技術部門統括（土木建築）は、地震観測および影響確認に関する活動を実施する。</p> <p>8. 原子力安全部門統括は、定期的に発電</p>	<p>5 津波</p> <p>5. 4 手順書の整備</p> <p>(1) 各課（室）長（当直課長を除く。）は、津波発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを社内標準に定める。</p> <p>a. 水密扉の閉止状態の管理</p> <p>1号炉および2号炉について、当直課長は、A中央制御室において水密扉監視設備の警報監視により、水密扉の閉止状態の確認および閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。</p> <p>3号炉および4号炉について、当直課長は、B中央制御室において水密扉監視設備の警報監視により、水密扉の閉止状態の確認および閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。</p> <p>また、各課（室）長は、水密扉開放後の確実な閉止操作および閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。</p> <p>b. 取水路防潮ゲートの管理</p> <p>①当直課長は、取水路防潮ゲートの面系列4門全てが閉止した場合、または3門が閉止した場合、循環水ポンプを全台停止する。また、運転中の号炉については原子炉停止する。</p> <p>c. 防潮扉の閉止状態の管理</p> <p>①防潮扉については、原則閉止運用とし、当直課長は、中央制御室において防潮扉の閉止状態の確認を行う。また、各課（室）長は、防潮扉開放後の確実な閉止操作および閉止されていない状態が確認された場合の閉止操作を行う。</p> <p>d. 車西の管理</p> <p>③安全・防災室長は、発電所構内の放水口側防潮堤および取水路防潮ゲートの外側に存在し、かつ漂流物になるおそれのある車西について、漂流物とならない管理を実施する。</p> <p>e. ①発電所を含む地域に大津波警報が発表された場合の対応</p> <p>(a)当直課長は、原則として1号炉、2号炉、3号炉および4号炉の循環水ポンプを停止（プラント停止）する。また、A中央制御室から取水路防潮ゲートに閉止するとともに、原子炉の冷却操作を実施する。</p> <p>ただし、以下の場合はその限りではない。</p> <p>ア 大津波警報が限報であった場合</p> <p>イ 遠方で発生した地震に伴う津波であって、発電所を含む地域に、到達するまでの時間経過で、大津波警報が見直された場合</p> <p>(b) ②原子燃料課長は、津波警報等が発表された場合、荷役作業を中断し、陸側作業員および輸送船の退避に関する措置を発表する。</p> <p>(c) ②放射線管理課長は、燃料等輸送船の退避に際し、津波警報等が発表された場合、荷役作業を中断し、陸側作業員および輸送船の退避に関する措置を発表する。</p> <p>(d) ③原子燃料課長および放射線管理課長は、緊急離岸する船舶と退避状況に関する情報連絡を行う。</p> <p>(e) ④当直課長は、津波監視カメラおよび潮位計による津波の襲来状況の監視を実施する。</p> <p>(f) ⑤安全・防災室長は、発電所構内の放水口側防潮堤および取水路防潮ゲートの外側に存在し、かつ漂流物になるおそれのある車西について津波の影響を受けない場所へ退避することにより漂流物とならない措置を実施する。</p> <p>地震加速度高により原子炉がトリップし、かつ発電所を含む地域に津波警報等が発表された場合の対応</p> <p>(a) 当直課長は、原則として1号炉、2号炉、3号炉および4号炉の循環水ポンプを停止する。</p> <p>(b) 当直課長は、津波監視カメラおよび潮位計による津波の襲来状況の監視を実施する。</p> <p>8. 発電所を含む地域に津波警報等が発表された場合の対応</p> <p>(a) ⑥当直課長は、速やかにゲート落下機構の電源系および制御系に異常がないことを確認する。</p>	<p>【体制】</p> <p>・運転管理通達</p> <p>・原子力運転業務要綱</p> <p>・設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所定</p> <p>・第一発電室事故時操作所則</p> <p>・第二発電室事故時操作所則</p> <p>・第一発電室業務所則</p> <p>・第二発電室業務所則</p> <p>【事象発生前の対応】</p> <p>①</p> <p>・運転管理通達</p> <p>・原子力運転業務要綱</p> <p>・設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所定</p> <p>・第一発電室事故時操作所則</p> <p>・第二発電室事故時操作所則</p> <p>②</p> <p>・運転管理通達</p> <p>・原子力運転業務要綱</p> <p>・設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所定</p> <p>・第一発電室事故時操作所則</p> <p>・第二発電室事故時操作所則</p> <p>③</p> <p>・設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所定</p> <p>④</p> <p>・運転管理通達</p> <p>・設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所定</p> <p>・施設管理通達</p> <p>・原子力発電所 保守業務要綱</p> <p>・保修業務所則</p> <p>・土木建築業務所則指針</p>

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付2	関連する社内規定文書
<p>所周辺の航空路を含めた航空機落下確率評価に用いているデータの変更状況を確認し、確認結果に基づき防護措置の要否を判断する。防護措置が必要と判断された場合は、関係箇所へ防護措置の検討依頼を行う。また、関係箇所の対応が完了したことを確認する。</p> <p>※1：その他自然災害発生時に行う活動を含む（以下、本条において同じ）。</p>	<p>(b) ③原子燃料課長および放射線管理課長は、緊急離岸する船舶と追跡状況に関する情報連絡を行う。</p> <p>(c) ④当直課長は、津波監視カメラおよび潮位計による津波の襲来状況の監視を実施する。</p> <p>h. 津波警報等が発表されない可能性のある津波への対応</p> <p>(a) 取水路防潮ゲートの閉止判断基準等を確認した場合は、1号炉、2号炉、3号炉および4号炉の循環水ポンプを停止（アラート停止）する。また、A中央制御室から取水路防潮ゲートを閉止することも、原子炉の冷却動作を実施する。</p> <p>イ ④当直課長は、津波監視カメラおよび潮位計による津波の襲来状況の監視を実施する。</p> <p>※：「潮位観測システム（防護用）」のうち、2台の潮位計の観測潮位がいずれも10分以内に0.5m以上上下降し、その後、最低潮位から10分以内に0.5m以上上昇すること、または10分以内に0.5m以上上昇し、その後、最高潮位から10分以内に0.5m以上上下降すること、ならびに発電所構外において、遡上波の地盤上部からの到達、流入および取水路、放水路等の経路からの流入（以下、「敷地への遡上」という。）ならびに水位の低下による海水ポンプへの影響のおそれがある潮位の変動を観測し、その後、潮位観測システム（防護用）のうち、2台の潮位計の観測潮位がいずれも10分以内に0.5m以上上下降すること、または10分以内に0.5m以上上昇すること。」を1号炉および2号炉を担当する当直課長と3号炉および4号炉を担当する当直課長の潮位観測システム（防護用）のうち衛星電話（津波防護用）を用いた連携により確認（この条件の成立確認を「取水路防潮ゲートの閉止判断基準等を確認」という。潮位変動値の許容範囲（設定値）は、0.45mとする。以下、同じ。）</p> <p>ウ ④技術課長は、取水路防潮ゲートの閉止判断基準等を確認したときは、その旨を社内および社外関係機関に連絡する。</p> <p>(b) 発電所構外において原子炉施設への影響の可能性のある津波と想定される潮位の変動を観測した場合の対応</p> <p>ア ⑥当直課長は、速やかにゲート落下機構の電源系および制御系に異常がないことを確認する。また、発電所構外の潮位観測システムも同等の対応を実施する。</p> <p>イ ④当直課長は、津波監視カメラによる津波の襲来状況の監視を実施する。また、発電所構外の潮位観測システムも同等の対応を実施する。</p> <p>ウ ⑦土木建築課長は、取水路防潮ゲート保守作業の中断に係る措置を行う。また、発電所構外の潮位観測システムも同等の対応を実施する。</p> <p>エ ⑤安全・防災室長は、発電所構内の放水口側防潮堤および取水路防潮ゲートの外側に存在し、かつ漂流物になるおそれのある車面について津波の影響を受けない場所へ退避することにより漂流物とならない措置を実施する。また、発電所構外の潮位観測システムも同等の対応を実施する。</p> <p>オ ②原子燃料課長は、燃料等輸送船が荷役中の場合、荷役作業を中断し、陸側作業員および輸送物の退避に関する措置を実施するとともに、係留強化する船舶と情報連絡を行う。</p> <p>カ ②放射線管理課長は、燃料等輸送船が荷役中の場合、荷役作業を中断し、陸側作業員および輸送物の退避に関する措置ならびに漂流物化防止対策を実施するとともに、係留強化する船舶と情報連絡を行う。なお、発電所構外の潮位観測システムも、構外潮位観測地点の監視による潮位の観測により荷役作業を実施する。</p> <p>キ ③原子燃料課長および放射線管理課長は、燃料等輸送船が荷役中以外の場合、緊急離岸する船舶と退避状況に関する情報連絡を行う。</p> <p>(c) 動作可能な潮位計が2台未満となった場合の対応</p> <p>ア 当直課長は、発電所構外の潮位観測に故障を示す指示変動や欠測がないことを確認し、津波の襲来状況の監視強化を実施する。</p> <p>イ 安全・防災室長は、発電所構外において原子炉施設への影響の可能性のある津波と想定される潮位の変動を観測した場合または発電所構外の潮位観測が欠測した場合、速やかに作業の中断、所員と車面の退避に係る措置を実施する。</p> <p>(d) 衛星電話（津波防護用）、代替手段および代替手段以外の通信手段の機能喪失により、中央制御室間の連携ができないうち、所員と車面の退避に係る措置を実施する。安全・防災室長は、速やかに作業の中断、所員と車面の退避に係る措置を実施する。</p>	<p>【事象発生時の対応】</p> <p>①、④、⑥</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運転管理通達</li> <li>・原子力運転業務要綱</li> <li>・一般防災業務要綱</li> <li>・一般防災業務所達</li> <li>・設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達</li> <li>・第一発電室事故時操作所則</li> <li>・第二発電室事故時操作所則</li> </ul> <p>②、③</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子力発電所MOX燃料輸送要綱</li> <li>・原子力発電所使用済燃料輸送要綱</li> <li>・原子力発電所放射線・化学管理業務要綱</li> <li>・原子燃料管理業務所則</li> <li>・放射線管理業務所則</li> <li>・一般防災業務要綱</li> <li>・一般防災業務所達</li> </ul> <p>⑤</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達</li> </ul> <p>⑦</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・土木建築業務所則指針</li> </ul> <p>⑧</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達</li> <li>・施設管理通達</li> <li>・原子力発電所 保守業務要綱</li> <li>・保守業務所則</li> </ul>	

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付 2	関連する社内規定文書
		<p>る。</p> <p>(e) 取水路防潮ゲート閉止判断基準には到達しない平常時とは異なる潮位変動を確認した場合同(台風等の異常時の潮位変動を除く)の対応ア計装保修課長は、監視モニタと手計算の潮位変化量が整合していることを確認する。</p> <p>i. 津波発生時の原子炉施設への影響確認</p> <p>⑧各課(室)長は、発電所を含む地域に大津波警報が発表され取水路防潮ゲートを閉止した場合または取水路防潮ゲートの閉止判断基準等を確認した場合は、事象収束後、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>j. 施設管理、点検</p> <p>④各課(室)長は、津波防護施設、浸水防止設備、津波監視設備および津波影響軽減施設の要求機能を維持するため、ならびに特重施設の代替設備に対して基準津波高さを一定程度超える津波を想定した津波高さを考慮した水密性を維持するため、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。</p> <p>なお、取水路防潮ゲートの連隔閉止信号を停止する場合は、現地の手動操作により敷地への潮上および水位の低下による海水ポンプへの影響のおそれがある潮位に至る前にゲートを落下できよう、発電所構外の観測潮位に通常の潮汐は異なる潮位変動や故障を示す指示変動と異常がないことを確認し、資機材を確保するとともに体制を確保し、維持する。</p> <p>k. 津波評価条件の変更の要否確認</p> <p>(a) 各課(室)長は、設備改造等を行う場合、都度、津波評価への影響確認を行う。</p> <p>(b) 安全・防災室長は、津波評価に係る評価条件を定期的に確認する。</p>	関連する社内規定文書

⑤ 竜巻発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付2	関連する社内規定文書						
<p>事象発生前の対応</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①②③④⑤⑥⑦⑧⑨⑩⑪⑫⑬⑭⑮⑯⑰⑱⑲⑳㉑㉒㉓㉔㉕㉖㉗㉘㉙㉚㉛㉜㉝㉞㉟㊱㊲㊳㊴㊵㊶㊷㊸㊹㊺㊻㊼㊽㊾㊿</li> </ul> <p>事象発生時の対応</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①②③④⑤⑥⑦⑧⑨⑩⑪⑫⑬⑭⑮⑯⑰⑱⑲⑳㉑㉒㉓㉔㉕㉖㉗㉘㉙㉚㉛㉜㉝㉞㉟㊱㊲㊳㊴㊵㊶㊷㊸㊹㊺㊻㊼㊽㊾㊿</li> </ul>	<p>原子炉施設保安規定</p> <p>(その他自然災害発生時等の体制の整備) 第18条の3 安全・防災室長は、原子炉施設内においてその他自然災害(地震、津波および竜巻等)をいう。以下、本条において同じ。)が発生した場合における原子炉施設の保全のための活動を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、火山影響等、自然災害および有毒ガス発生時の対応に係る実施基準に準拠して、(1) その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な要員の配置 (2) その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行う要員に対する教育訓練 (3) その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な資機材の配備</p> <p>2. 各課(室)長(当直課長を除く。)は、前項の計画に基づき、その他自然災害発生時における原子炉施設の保全のために必要な体制および手順の整備を実施する。</p> <p>3. 各課(室)長は、その他自然災害の影響を取りまとめ、第2項の活動の実施結果について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、安全・防災室長に報告する。安全・防災室長は、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、(4) 各課(室)長は、その他自然災害の影響を及ぼす可能性があると思われる場合は、所長、原子炉主任技術者および関係課(室)長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉炉停止等の措置について協議する。</p> <p>5. 原子炉技術部門統括(原子炉技術)および原子炉技術部門統括(土木建築)は、その他自然災害に係る新たな知見等の収集、反映等を実施する。</p> <p>6. 原子炉技術部門統括(原子炉技術)は、その他自然災害のうち地震に関して、新たな波及的影響の観点の抽出を実施する。</p> <p>7. 原子炉技術部門統括(原子炉技術)および原子炉技術部門統括(土木建築)は、地震観測および影響確認に関する活動を実施する。</p> <p>8. 原子炉安全部門統括は、定期的に発電</p>	<p>6 竜巻</p> <p>6. 4 手順書の整備</p> <p>(1) 各課(室)長(当直課長を除く)は、竜巻発生時における原子炉施設の保全のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを社内標準に定める。</p> <p>a. 飛来物管理の手順</p> <p>(a) ①各課(室)長は、飛来時の運動エネルギー、貫通力が設計飛来物である鋼製材*より大きなものについて、設置場所等に応じて固縛、建屋内収納または撤去に(2) 各課(室)長は、屋外の重大事故等対処設備について、位置的分散を図ること、重大事故等対処設備の機能を損なわないよう管理する。また、重大事故等対処設備が基準事故対処設備に悪影響を与えないよう管理を実施する。</p> <p>(c) ③安全・防災室長は、車両に関する入構管理を行う。</p> <p>※1：設計飛来物である鋼製材の寸法等は、以下のとおり。</p> <table border="1" data-bbox="574 504 710 1108"> <thead> <tr> <th>飛来物の種類</th> <th>鋼製材</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>寸法 (m)</td> <td>長さ×幅×奥行 4.2×0.3×0.2</td> </tr> <tr> <td>質量 (kg)</td> <td>135</td> </tr> </tbody> </table> <p>b. 竜巻の襲来が予想される場合の対応</p> <p>(a) ①安全・防災室長は、車両に関して停車して停車している場所に応じた退避または固縛することにより飛来物とならない管理を実施する。</p> <p>(b) ②各課(室)長は、ディーゼル発電機建屋の水密扉の閉止状態の確認するとともに、換気空調システムのダンプ等の閉止を実施する。</p> <p>(c) ③原子燃料課長は、燃料取扱作業を中止する。</p> <p>(d) ④各課(室)長は、1号炉および2号炉の使用済燃料ピット上部を防護ネットで覆う操作を実施する。</p> <p>c. 竜巻飛来物防護対策設備の取付けおよび取外操作等</p> <p>⑤各課(室)長は、竜巻飛来物防護対策設備の取付および取外操作、飛来物発生防止のために設置した設備の操作を実施する。</p> <p>d. 代替設備または予備品確保</p> <p>⑥各課(室)長は、竜巻の襲来により、安全施設の構造健全性が維持できない場合には、代替設備または予備品を確保する。</p> <p>e. 竜巻発生時の原子炉施設への影響確認</p> <p>⑦各課(室)長は、発電所敷地内に竜巻が発生した場合、原子炉施設の損傷の有無を確認するとともに、その結果を所長および原子炉主任技術者に報告する。</p> <p>f. 竜巻により原子炉施設等が損傷した場合の処置</p> <p>(a) ⑧当直課長は、3号炉および4号炉格納容器排気筒に損傷を発生した場合、気体廃棄物が放出中であればすみやかに放出を停止する。</p> <p>(b) ⑨原子炉保課長は、3号炉および4号炉格納容器排気筒に損傷を発生した場合、応急補修を行う。</p> <p>(c) ⑩当直課長は、3号炉および4号炉格納容器排気筒の補修が困難な場合、プラント停止操作を行う。</p> <p>(d) ⑪土木建築課長は、取水路防潮ゲートに損傷を発生した場合、安全機能回復の応急処置を行う。</p> <p>(e) ⑫電気保課長および計装保課長は、潮流観測システム(防護用)に損傷を発生した場合は、安全機能回復の応急処置を行う。</p> <p>(f) ⑬当直課長は、取水路防潮ゲートまたは潮流観測システム(防護用)の安全機能回復が困難な場合、プラント停止操作を行う。</p> <p>(g) ⑭各課(室)長は、建屋外において竜巻による火災の発生を確認した場合、消火用水等による消火活動を行う。</p>	飛来物の種類	鋼製材	寸法 (m)	長さ×幅×奥行 4.2×0.3×0.2	質量 (kg)	135	<p>【体制】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運転管理通達</li> <li>・設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達</li> </ul> <p>【事象発生前の対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①・運転管理通達</li> <li>・設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達</li> </ul> <p>②</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達</li> </ul> <p>④</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運転管理通達</li> <li>・施設管理通達</li> <li>・原子炉発電所保修業務要綱</li> <li>・設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達</li> <li>・原子炉発電所 保修業務要綱</li> <li>・保修業務所則</li> </ul> <p>【事象発生時の対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①</li> <li>・運転管理通達</li> <li>・設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達</li> </ul> <p>②</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運転管理通達</li> <li>・設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達</li> <li>・第一発電室 事故時操作所則</li> <li>・第二発電室 事故時操作所則</li> </ul> <p>③</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運転管理通達</li> <li>・設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達</li> <li>・原子燃料管理業務所則</li> </ul>
飛来物の種類	鋼製材								
寸法 (m)	長さ×幅×奥行 4.2×0.3×0.2								
質量 (kg)	135								

<p>事象対応</p>	<p>原子炉施設保安規定</p> <p>所周辺の航空路を含めた航空機落下確率評価に用いているデータの変更状況を確認し、確認結果に基づき防護措置の要否を判断する。防護措置が必要と判断された場合は、関係箇所へ防護措置の検討依頼を行う。また、関係箇所の対応が完了したことを確認する。</p> <p>※1：その他自然災害発生時に行う活動を含む（以下、本条において同じ）。</p>	<p>原子炉施設保安規定 添付 2</p> <p>g. 施設管理、点検  ④各課（室）長は、竜巻飛来物防護対策設備の要求機能を維持するために、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。</p>	<p>関連する社内規定文書</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>④ 一般防災業務所達</li> <li>設計基準事象における原子炉施設の保全のための活動に関する所達</li> <li>重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達</li> <li>⑤ 運転管理通達</li> <li>設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達</li> <li>⑥ 運転管理通達</li> <li>施設管理通達</li> <li>原子力発電所 保修業務要綱</li> <li>保修業務所則</li> <li>設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達</li> <li>⑦ 運転管理通達</li> <li>施設管理通達</li> <li>原子力発電所 保修業務要綱</li> <li>保修業務所則</li> <li>設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達</li> <li>第二発電室 事故時操作所則</li> <li>第一発電室 事故時操作所則</li> <li>⑧ 運転管理通達</li> <li>施設管理通達</li> <li>原子力発電所 保修業務要綱</li> <li>保修業務所則</li> <li>設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達</li> <li>第二発電室 事故時操作所則</li> <li>⑨ 運転管理通達</li> <li>施設管理通達</li> <li>原子力発電所 保修業務要綱</li> </ul>
-------------	---	--	---

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付 2	関連する 社内規定文書
			<ul style="list-style-type: none"> <li>• 保守業務所則</li> <li>• 設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達</li> <li>• 第一発電室 事故時操作所則</li> <li>• 第二発電室 事故時操作所則</li> </ul> <p>⑩</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 火災防護通達</li> <li>• 火災防護計画</li> <li>• 防火管理所達</li> <li>• 一般防災業務所達</li> <li>• 設計基準事象における原子炉施設の保全のための活動に関する所達</li> </ul>

⑥ 有毒ガス発生時の対応について

事象対応	原子炉施設保安規定	原子炉施設保安規定 添付2	関連する社内規定文書
<p>事象発生前の対応</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 有毒化学物質の固定原管理</li> <li>② 新たな有毒化学物質の管理</li> <li>③ 防液堤等の運用管理</li> <li>④ 施設管理・点検</li> </ul> <p>事象発生時の対応</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 可動源に対する立会人の随行、通信連絡手段による連絡、換気空調設備の隔離、防保護具の着用ならびに終息活動等の対策実施</li> <li>② 予期せぬ有毒ガス発生に対する防護具着用および防護具のバックアップ体制整備の対策</li> </ul>	<p>原子炉施設保安規定</p> <p>(有毒ガス発生時の体制の整備)</p> <p>第18条の3の2 安全・防災室長は、発着所敷地内において有毒ガスを確認した場合(以下、「有毒ガス発生時」という。)における運転員等の防護のための活動を行う体制の整備として、次の各号を含む計画を策定し、所長の承認を得る。また、計画は、添付2に示す「火災、内漏溢水、火山影響等、自然災害および有毒ガス発生時の対応に係る実施基準」に従い策定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 有毒ガス発生時における運転員等の防護のための活動を行うために必要な要員の配置</li> <li>(2) 有毒ガス発生時における運転員等の防護のための活動を行う要員に対する教育訓練</li> <li>(3) 有毒ガス発生時における運転員等の防護のための活動を行うために必要な資機材の配備</li> </ul> <p>2. 各課(室)長(当直課長を除く。)は、前項の計画に基づき、有毒ガス発生時における運転員等の防護のために必要な体制および手順の整備を実施する。</p> <p>3. 各課(室)長は、第2項の活動の実施結果を取りまとめ、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じ、安全・防災室長に報告する。安全・防災室長は、第1項に定める事項について定期的に評価を行うとともに、評価の結果に基づき必要な措置を講じる。</p> <p>4. 各課(室)長は、有毒ガスの影響により、原子炉施設の保安に重大な影響を及ぼす可能性があると判断した場合は、所長、原子炉主任技術者および関係課(室)長に連絡するとともに、必要に応じて原子炉停止等の措置について協議する。</p> <p>※1：有毒ガス発生時に行う活動を含む(以下、本条において同じ)。</p>	<p>7. 有毒ガス</p> <p>7. 4 手順書の整備</p> <p>(1) 各課(室)長(当直課長を除く。)は、有毒ガス発生時における運転員等の防護のための活動を行うために必要な体制の整備として、以下の活動を実施することを社内標準に定める。</p> <p>a. 有毒ガス防護の確認に関する手順</p> <p>(a) ①各課(室)長は、発着所敷地内外において貯蔵施設に保管されている有毒ガスを発生させるおそれのある有毒化学物質(以下、「固定源」という。)に対して、(b)項、(c)項およびc.項の事項により、運転員等の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。</p> <p>(b) ②各課(室)長は、発着所敷地内および中央制御室等から半径10km近傍に新たな有毒化学物質および有毒化学物質の性状、貯蔵状況等の変更を確認し、固定源の周縁にある場合は、有毒ガスが発生した場合の吸気中の有毒ガス濃度評価を実施し、評価結果に基づき必要な有毒ガス防護を実施する。可動源の見直しがある場合は、必要な有毒ガス防護を実施する。</p> <p>(c) ③各課(室)長は、有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガス影響を軽減することを期待する取扱い(以下、「防液堤等」という。)について、適切に運用管理を実施する。</p> <p>b. 有毒ガス発生時の防護に関する手順</p> <p>(a) ①各課(室)長は、可動源に対して、立会人の随行、通信連絡手段による連絡、中央制御室換気設備(1号炉および2号炉)、中央制御室空調装置(3号炉および4号炉)、緊急時対策防排気設備および<sup>〇</sup>換気空調設備の隔離、防護具の着用ならびに終息活動等の対策を実施する。</p> <p>(b) ②各課(室)長は、予期せぬ有毒ガスの発生に対して、防護具の着用および防護具のバックアップ体制整備の対策を実施する。</p> <p>c. 施設管理、点検</p> <p>④各課(室)長は、有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤等は、有毒ガス影響を軽減する機能を維持するため、施設管理計画に基づき適切に施設管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。</p>	<p>関連する社内規定文書</p> <p>【体制】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運転管理通達</li> <li>・設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達</li> </ul> <p>【事象発生前の対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①②③</li> <li>・運転管理通達</li> <li>・設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達</li> </ul> <p>④</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運転管理通達</li> <li>・施設管理通達</li> <li>・設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達</li> <li>・必修業務所則</li> </ul> <p>【事象発生前の対応】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>①②</li> <li>・運転管理通達</li> <li>・一般防災業務要綱</li> <li>・一般防災業務所達</li> <li>・設計基準事象時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達</li> </ul>

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。