

第1.15-23表 重大事故等対策における手順書の概要 (11/19)

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	
方針目的	<p>使用済燃料貯蔵槽(以下「使用済燃料ピット」という。)の冷却機能又は注水機能が喪失し、又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又は使用済燃料(以下「貯蔵槽内燃料体等」という。)を冷却し、放射線を遮蔽し、及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手順等を整備する。</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イ、使用済燃料への放水、使用済燃料ピットの監視を行う手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p style="text-align: center;">使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる 使用済燃料ピットへの注水</p> <p>使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料ピットポンプが全台停止又は使用済燃料ピット温度が65℃を超える場合又は使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端以下まで低下した場合、使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより淡水又は海水を使用済燃料ピットへ注水する。使用する水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池から使用し、使用する淡水がなければ、海水を使用する。</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。使用済燃料ピット補給用水中ポンプは、使用準備に時間を要することから、予め使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、燃料取替用水タンク等の注入手段がなければ使用する。</p>
対応手段等	<p style="text-align: center;">使用済燃料ピットへのスプレイ及び放水</p> <p>使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合、以下の手段により、使用済燃料ピットへスプレイ又は燃料取扱建屋(使用済燃料ピット内燃料体等)へ放水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッドにより淡水又は海水を使用済燃料ピットへスプレイする。使用する水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池から使用し、使用する淡水がなければ、海水を使用する。</li> </ul> <p>使用するポンプの優先順位は、可搬型電動低圧注入ポンプを優先する。次に、可搬型ディーゼル注入ポンプを使用する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取扱建屋の損壊又は使用済燃料ピットエリアモニタの指示上昇により燃料取扱建屋に近づけない場合、移動式大容量ポンプ車及び放水砲により海水を燃料取扱建屋(使用済燃料ピット内燃料体等)へ放水する。</li> </ul>

<p>対応手段等</p>	<p>使用済燃料ピットの監視</p>	<p>使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時、又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計(SA)、使用済燃料ピット温度計(SA)及び使用済燃料ピット状態監視カメラにより使用済燃料ピットの監視を行う。また使用済燃料ピットポンプが全台停止又は使用済燃料ピット温度が65℃を超える場合又は使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端以下まで低下した場合、可搬型設備である使用済燃料ピット水位計(広域)(使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む)、使用済燃料ピット周辺線量率計の運搬、設置及び接続を行い、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>使用済燃料ピット周辺線量率計は、あらかじめ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>使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムは、使用済燃料ピットエリアモニタ、使用済燃料ピット周辺線量率計及び使用済燃料ピット状態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>配慮すべき事項</p>	<p>作業性</p>	<p>使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水に係る可搬型ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように使用済燃料ピット補給用水中ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。</p> <p>可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプによる使用済燃料ピットへのスプレーに係る可搬型ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。</p>
	<p>電源確保</p>	<p>全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、使用済燃料ピットの状態を監視するため、代替電源設備により使用済燃料ピット監視計器へ給電する。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>
	<p>燃料補給</p>	<p>使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機への給油は、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蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に実施する。燃料を補給する手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。</p> <p>可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ又は移動式大容量ポンプ車の給油は、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蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。燃料を補給する手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。</p>

第1.15-23表 重大事故等対策における手順書の概要 (12/19)

1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順	
方針目的	<p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、大気への拡散抑制、海洋への拡散抑制により、原子炉施設外への放射性物質を抑制する手順等を整備する。</p> <p>また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合に、航空機燃料火災への泡消火により、火災に対応する手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p>炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損</p>
	<p>大気への拡散抑制</p> <p>炉心出口温度350℃以上かつ格納容器高レンジエリアモニタ(高レンジ)が<math>1 \times 10^5</math> mSv/h以上となり、原子炉格納容器へのスプレイが確認できない場合、移動式大容量ポンプ車、放水砲により海水を原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水する。</p>
	<p>海洋への拡散抑制</p> <p>原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水し、放水による放射性物質を含む汚染水が発生する場合、雨水排水処理装置の集水ピットを汚染水が通過することにより放射性物質を吸着する網目状のマット内に軽石状の吸着剤を敷き詰めた放射性物質吸着剤を設置するとともに、小型船舶を用いてシルトフェンスを設置する。要員に余裕があれば、放射性物質吸着剤を追加設置する。</p> <p>放射性物質吸着剤の設置は、1号機の原子炉格納容器及びアニュラス部が損傷あるいは損傷すると判断すれば、南側雨水排水処理装置の集水ピットを優先し、2号機の原子炉格納容器及びアニュラス部が損傷あるいは損傷すると判断すれば北側雨水排水処理装置の集水ピットを優先する。その後他号炉側の雨水排水処理装置の集水ピットへ放射性物質吸着剤を設置する。</p> <p>シルトフェンスの設置は、1号機の原子炉格納容器及びアニュラス部が損傷あるいは損傷すると判断すれば、放水口付近のシルトフェンスを優先し、2号機の原子炉格納容器及びアニュラス部が損傷あるいは損傷すると判断すれば北側雨水排水処理装置放水箇所付近のシルトフェンスを優先する。その後他号炉のシルトフェンスを設置し、最後に防波堤付近のシルトフェンスを設置する。</p>
<p>使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷</p>	
<p>大気への拡散抑制</p> <p>使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合、以下の手段により、燃料取扱建屋(使用済燃料ピット内燃料体等)へスプレイ又は放水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッドにより燃料取扱建屋(使用済燃料ピット内燃料体等)へ淡水又は海水をスプレイする。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。</li> </ul> <p>使用するポンプの優先順位は、可搬型電動低圧注入ポンプを優先する。次に、可搬型ディーゼル注入ポンプを使用する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>燃料取扱建屋の損壊又は使用済燃料ピットエリアモニタの指示上昇により燃料取扱建屋に近づけない場合、スプレイよりも射程距離が大きい移動式大容量ポンプ車及び放水砲により海水を燃料取扱建屋(使用済燃料ピット内燃料体等)へ放水する。</li> </ul>	

対応手段等	使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷 海洋への拡散抑制	<p>燃料取扱建屋(使用済燃料ピット内燃料体等)へ放水し、放水による放射性物質を含む汚染水が発生する場合、雨水排水処理装置の集水ピットを汚染水が通過することにより放射性物質を吸着する網目状のマット内に軽石状の吸着剤を敷き詰めた放射性物質吸着剤を設置するとともに、小型船舶を用いてシルトフェンスを設置する。要員に余裕があれば、放射性物質吸着剤を追加設置する。</p> <p>放射性物質吸着剤の設置は、1号機の使用済燃料ピット内燃料体等が損傷あるいは損傷すると判断すれば、南側雨水排水処理装置の集水ピットを優先し、2号機の使用済燃料ピット内燃料体等が損傷あるいは損傷すると判断すれば北側雨水排水処理装置の集水ピットを優先する。その後他号機側の雨水排水処理装置の集水ピットへ放射性物質吸着剤を設置する。</p> <p>シルトフェンスの設置は、1号機の使用済燃料ピット内燃料体等が損傷あるいは損傷すると判断すれば、放水口付近のシルトフェンスを優先し、2号機の使用済燃料ピット内燃料体等が損傷あるいは損傷すると判断すれば北側雨水排水処理装置放水箇所付近のシルトフェンスを優先する。その後他号機のシルトフェンスを設置し、最後に防波堤付近のシルトフェンスを設置する。</p>
	航空機燃料火災への泡消火	<p>原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合、泡消火薬剤を接続後、移動式大容量ポンプ車、放水砲により、海水を使用し航空機燃料火災へ泡消火を実施する。</p> <p>移動式大容量ポンプ車及び放水砲の準備が完了するまで多様性拡張設備である化学消防自動車や小型放水砲により、アクセスルートの確保、要員の安全確保、航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のために泡消火を実施する。</p>
配慮すべき事項	操作性	<p>放水砲による放水については、噴射ノズルを調整することで放水形状を直線状又は噴霧状に調整でき、直線状にするとより遠くまで放水できるが、噴霧状とすると直線状よりも放射性物質の抑制効果があることから、なるべく噴霧状を使用する。</p> <p>原子炉格納容器の損壊箇所が確認できる場合は、放水砲の噴射位置を原子炉格納容器損壊部に調整するが、確認できない場合は格納容器頂部へ調整する。</p> <p>放水砲は、最も効果的な方角から原子炉格納容器又は燃料取扱建屋(使用済燃料ピット内燃料体等)に向けて放水する。</p>
	作業性	<p>移動式大容量ポンプ車による大気への拡散抑制又は航空機燃料火災への泡消火に係る可搬型ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように移動式大容量ポンプ車の保管場所に使用工具及び可搬型ホースを保管する。</p>
	燃料補給	<p>移動式大容量ポンプ車、可搬型電動ポンプ用発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプへの給油は、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蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。燃料を補給する手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。</p>

第1.15-23表 重大事故等対策における手順書の概要 (13/19)

1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等	
方針目的	<p>設計基準事故の収束に必要な水源である燃料取替用水タンク、復水タンク等とは別に重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源として、宮山池、海水等を確保する。</p> <p>設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するため、代替水源から中間受槽への供給、蒸気発生器2次側による炉心冷却のための代替手段及び復水タンクへの供給、炉心注入及び格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給、格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環運転、使用済燃料ピットへの水の供給、使用済燃料ピットからの大量の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ及び燃料取扱建屋(使用済燃料ピット内燃料体等)への放水について手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">代替水源から中間受槽への供給</p> <p>重大事故等が発生し、蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)のための必要な水源である復水タンク、炉心注入及び格納容器スプレイのための必要な水源である燃料取替用水タンク、使用済燃料ピット内燃料体等の冷却に必要な使用済燃料ピットへの供給がそれぞれ必要になった場合、宮山池又は海水(取水ピット、取水口)を水源として取水用水中ポンプ、可搬型ホースにより中間受槽へ水を供給する。</p> <p>中間受槽への供給には水質のよい淡水を優先して使用する。多様性拡張設備である2次系純水タンク等を優先して使用する。上記のタンクが使用できなければ宮山池を使用し、宮山池から取水が不可であれば海水を使用する。海水を使用する際、取水ピットを優先し、取水ピットが使用できなければ取水口を使用する。</p>
	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">蒸気発生器2次側による炉心冷却のための代替手段及び復水タンクへの供給</p> <p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">できない場合の代替手段</p> <p>重大事故等により、蒸気発生器2次側への注水手段の水源となる復水タンクへの供給ができない場合、以下の手段により、炉心を冷却する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取替用水タンク水を充てん/高圧注入ポンプにより炉心へ注水し、加圧器逃がし弁を用いた1次系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。</li> <li>・ A、B海水ポンプから補助給水ポンプ入口へ海水を直接供給し蒸気発生器への注水により、原子炉を冷却する。</li> </ul>
	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">復水タンクへの供給</p> <p>重大事故等が発生し、蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)中に復水タンクへの供給が必要な場合、復水タンク補給用水中ポンプにより淡水又は海水を復水タンクへ供給する。復水タンクへ供給する優先順位は、多様性拡張設備である2次系純水タンクを使用し、中間受槽の使用準備が整えば、中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池から使用し、使用する淡水がなければ海水を使用する。</p>

対応手段等	代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給	燃料取替用水タンクへ供給ができない場合の代替手段	<p>重大事故等により、炉心注入及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクへの供給ができない場合、以下の手段により、炉心又は原子炉格納容器を冷却する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 復水タンクを水源とした常設電動注入ポンプにより代替炉心注入又は代替格納容器スプレイにより炉心又は原子炉格納容器を冷却する。</li> <li>・ 可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより淡水又は海水を中間受槽を経由して原子炉へ注入する。使用するポンプは可搬型電動低圧注入ポンプを優先して使用し、可搬型電動低圧注入ポンプが使用できなければ可搬型ディーゼル注入ポンプを使用する。</li> </ul>
		燃料取替用水タンクへの供給	<p>重大事故等が発生し、炉心注入及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクへの供給が必要な場合、又は1次冷却材配管大破断が発生し、安全注入、蓄圧注入動作を確認した場合、復水タンクから燃料取替用水タンクへ水を供給する。</p> <p>燃料取替用水タンクへの供給の優先順位は、ほう酸水が供給可能な多様性拡張設備である1次系純水タンク及びほう酸タンク等を優先して使用し、次に純水である復水タンクを使用する。</p>
	代替再循環運転	格納容器再循環サンプを水源とした	<p>格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転において、余熱除去ポンプの故障等により、原子炉への注入機能が喪失した場合、以下の手順により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注入する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ A格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器による代替再循環運転により原子炉へ注水する。</li> <li>・ 原子炉補機冷却機能が喪失した場合は移動式大容量ポンプ車により補機冷却機能を回復させ、B余熱除去ポンプ(海水冷却)、又はB余熱除去ポンプ(海水冷却)及びC充てん/高圧注入ポンプ(海水冷却)による代替再循環運転により原子炉へ注水する。</li> </ul>
	使用済燃料ピットへの水の供給		<p>使用済燃料ピットの注水、冷却機能喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合、使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより淡水又は海水を使用済燃料ピットへ注水する。使用する水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池を使用し、使用する淡水がなければ、海水を使用する。</p>
	使用済燃料ピットからの大量の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ及び放水		<p>使用済燃料ピットの大量漏えいが発生し、使用済燃料ピットへの注水操作を実施しても水位が回復しない場合は、以下の手段により使用済燃料ピットへスプレイ又は燃料取扱建屋(使用済燃料ピット内燃料体等)へ放水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダにより淡水又は海水を中間受槽を経由して使用済燃料ピットへスプレイする。</li> <li>・ さらに、燃料取扱建屋の損壊等により燃料取扱建屋に近づけない場合は、移動式大容量ポンプ車及び放水砲により、燃料取扱建屋(使用済燃料ピット内燃料体等)へ海水を放水する。なお、海水を使用する際、取水箇所は取水ピットを優先し、取水ピットが使用できなければ取水口を使用する。</li> </ul>

対応手段等	原子炉格納容器及び アニユラス部への放水	炉心出口温度350℃以上かつ格納容器高レンジエリアモニタ(高レンジ)が $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ 以上となり、原子炉格納容器へのスプレイが確認できない場合、移動式大容量ポンプ車、放水砲により海水を原子炉格納容器及びアニユラス部へ放水する。
配慮すべき事項	作業ルート確保	構内のアクセス状況を考慮して取水源から送水先へ可搬型ホースを布設し、移送ルートを確認する。
	切替性	当初選択した水源から送水準備が完了後、引続き次の水源からの送水準備を開始し、最終的には宮山池、海水(取水ピット、取水口)から供給することで水の供給が中断することがなく、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を確保する。 淡水又は海水から復水タンクへの補給操作により、継続的な蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)を成立させるため、復水タンクの水量を約640m <sup>3</sup> 以上に管理する。 淡水又は海水から燃料取替用水タンクへの補給操作により、継続的な炉心注入、格納容器スプレイ、代替炉心注入及び代替格納容器スプレイを成立させるため、燃料取替用水タンクの水量を約1,677m <sup>3</sup> 以上に管理する。
	成立性	淡水及び海水取水時には、ストレーナ付きの取水用水中ポンプを、水面より低く着底しない位置に設置することで、漂流物を吸込むことなく水を供給する。
	作業性	復水タンクと燃料取替用水タンクの管理区域境界とな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。
	燃料補給	取水用水中ポンプ用発電機、使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機への給油は、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蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に実施する。重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料(重油)の備蓄量として、「1.14 電源の確保に関する手順等」に示す燃料油貯蔵タンク(約147kℓ、2基)を管理する。

第1.15-23表 重大事故等対策における手順書の概要 (14/19)

1.14 電源の確保に関する手順等	
方針目的	<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、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内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するための手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p>代替電源(交流)からの給電</p> <p>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、電圧計により受電確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 大容量空冷式発電機から受電準備を行ったのち大容量空冷式発電機を起動し給電する。</li> <li>・ 他号機のディーゼル発電機等の交流電源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、号炉間電力融通ケーブルを使用し、給電する。予め布設した号炉間融通ケーブルが使用できない場合は、配備している予備ケーブル(号炉間電力融通用)を使用し給電する。</li> <li>・ 発電機車(中容量発電機車又は高圧発電機車)から受電準備を行ったのち発電機車(中容量発電機車又は高圧発電機車)を起動し給電する。</li> </ul> <p>代替電源の給電手順の優先順位は、大容量空冷式発電機、号炉間融通ケーブル、発電機車(中容量発電機車又は高圧発電機車)、予備ケーブル(号炉間電力融通用)の順で使用する。</p>
	<p>代替電源(直流)からの給電</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合は、蓄電池(安全防護系用)により非常用直流母線へ給電し、蓄電池(安全防護系用)の電圧が低下する前までに、蓄電池(重大事故等対処用)により非常用直流母線へ給電する。全交流動力電源喪失発生後8時間以内を目安に現場で不要直流負荷の切離しを行う。蓄電池(重大事故等対処用)の電圧が低下する前までに、直流電源用発電機及び可搬型直流変換器により給電する。</p>
	<p>代替所内電気設備による給電</p> <p>所内電気設備が共通要因で機能を失った場合、少なくとも1系統は機能の維持及び人の接近性を確保するために、大容量空冷式発電機から重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤により、また発電機車(中容量発電機車又は高圧発電機車)から変圧器車及び可搬型分電盤により原子炉を安定状態に収束するために必要な負荷へ給電する。</p>
配慮すべき事項	<p>大容量空冷式発電機の必要最大負荷は、想定される事故シーケンスのうち最大負荷となる、「全交流動力電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA」である。上記の想定事故シーケンスにて使用する補機が機能喪失した場合に、重大事故等対処設備による代替手段を用いた場合においても最大負荷以下となる。大容量空冷式発電機は必要最大負荷以上の電力を確保することで、原子炉を安定状態に収束するための電力を供給する。さらに、大容量空冷式発電機の電源裕度及びプラント設備状況(被災状況、定期検査中等)に応じたその他使用可能な負荷へ供給する。</p> <p>号炉間融通は、ケーブルの送電容量を考慮した負荷の範囲内で供給する。</p> <p>発電機車(高圧発電機車又は中容量発電機車)は、プラント監視機能等を維持するために必要な最低限度の負荷へ給電する。</p>



配慮すべき事項	悪影響防止	<p>号炉間電力融通ケーブルは、通常運転中は、遮断器及びケーブルにより隔離し、重大事故等時のみ接続する。</p> <p>大容量空冷式発電機や発電機車(中容量発電機車又は高圧発電機車)、号炉間電力融通ケーブル又は予備ケーブル(号炉間電力融通用)を使用した号炉間融通により電源を給電する際、中央制御室で受電後の大型補機の自動起動を防止するため、大型補機の操作スイッチを「切引ロック」又は「切」にする。</p> <p>受電後の蓄電池の充電による水素発生防止のため、外気取入れ手動ダンパを「開」とし、蓄電池室排気ファン(重大事故等対処用)の起動により、蓄電池室の換気を行う。</p>
	成立性	<p>所内直流電源設備から給電されている24時間以内に、発電機車(中容量発電機車又は高圧発電機車)、直流電源用発電機により、十分な余裕を持って可搬型代替電源(交流)を非常用直流母線に繋ぎ込み給電する。また、常設代替電源設備である大容量空冷式発電機についても24時間以内に十分な余裕を持って給電する。</p>
	作業性	<p>暗闇でも視認性がある操作対象遮断器の識別表示を行う。</p>
	燃料補給	<p>大容量空冷式発電機、発電機車(高圧発電機車又は中容量発電機車)又は直流電源用発電機への給油は、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蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料(重油)の備蓄量として、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等(代替緊急時対策所)」に示す燃料(重油)も含め、燃料油貯油そう(約108kℓ、2基)、燃料油貯蔵タンク(約147kℓ、2基)、大容量空冷式発電機用燃料タンク(約20kℓ、1基)を管理する。</p>

第1.15-23表 重大事故等対策における手順書の概要 (15/19)

1.15 事故時の計装に関する手順等		
方針目的	<p>重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため、計器の故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源の喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</p>	
対応手段等	監視機能の喪失	<p>パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ(原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等)又は有効な監視パラメータを計測する計器が故障により、計測することが困難となった場合、以下の手段により当該パラメータを推定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 発電用原子炉施設の状態を把握するために必要とする重要な監視パラメータについて、他チャンネル又は他ループの計器がある場合は、当該計器により当該パラメータを計測する。</li> <li>・ パラメータ選定にて選定した重要代替パラメータ(他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を除く)の値を用いて以下の方法で推定する。 <ul style="list-style-type: none"> <li>○ 同一物理量で推定(温度、圧力、水位、流量、放射線量)</li> <li>○ 水位を注水源若しくは注入先の水位変化又は注入量から推定</li> <li>○ 流量を注水先又は注水源の水位変化を監視することにより推定</li> <li>○ 除熱状態を温度、圧力等の傾向監視により推定</li> <li>○ 1次系からの漏えいを水位、圧力等の傾向監視により推定</li> <li>○ 圧力と温度を水の飽和状態の関係から推定</li> <li>○ ほう素濃度と炉心の未臨界性から推定</li> <li>○ 装置の動作特性により推定</li> <li>○ その他あらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定</li> </ul> </li> </ul> <p>計器故障時、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器がある場合、他チャンネルの計器による計測を優先し、次に他ループの計器により計測する。</p> <p>重要代替パラメータ(他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を除く)の値により推定を行う際に、推定に使用する計器が複数ある場合、より直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を考慮するとともに、計測される値の確からしさを判断の上で使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。</p>
	監視機能の喪失	<p>計器の計測範囲を超えた場合</p> <p>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉圧力容器内の温度と水位である。</p> <p>原子炉圧力容器内の温度及び水位の値が計器の計測範囲を超えた場合、発電用原子炉施設の状態を推定するための手段は、以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉圧力容器内の温度のパラメータである1次冷却材温度が計測範囲を超えた場合、可搬型計測器を接続し、検出器の抵抗を計測し、換算表を用いて温度へ変換する。多様性拡張設備である炉心出口温度が健全である場合は、炉心出口温度による計測を優先する。</li> <li>・ 原子炉圧力容器内の水位のパラメータである加圧器水位が低下して計測範囲を超えた場合は、原子炉容器水位で計測する。</li> </ul>

対応手段等	計器電源の喪失	<p>直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手段は、以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失により計測に必要な計器電源が喪失した場合、大容量空冷式発電機、蓄電池(重大事故等対処用)及び直流電源用発電機等の運転により、計器へ給電する。</li> <li>代替電源の供給ができない場合は、特に重要なパラメータとして、パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを計測する計器については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、可搬型計測器を接続し計測する。ただし、可搬型計測器を用いずに直接確認できるものは現場で確認する。 また、可搬型計測器の計測値を工学値に換算する換算表を準備する。 可搬型計測器による計測においては、計測の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。</li> </ul>
	記録	<p>パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ(原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等)は、緊急時運転パラメータ伝送システム(SPDS)、SPDSデータ表示装置及び可搬型温度計測装置により計測結果を記録する。ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する監視パラメータ(計測結果を含む)の値や現場操作時のみ監視する現場の指示値は記録用紙に記録する。</p> <p>緊急時運転パラメータ伝送システム(SPDS)、SPDSデータ表示装置及び可搬型温度計測装置に記録された監視パラメータの計測結果は、記録容量を超える前に定期的にメディア(記録媒体)に保存する。</p>

配慮すべき事項	パラメータの選定	<p>炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を監視する主要パラメータは、事象の判別を行う運転手順書の判断基準、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書の適用条件、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書の適用条件及び技術的能力に係る審査基準1.1～1.10、1.13、1.14のパラメータより選定する。</p> <p>選定した主要パラメータ(パラメータの分類:原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率、未臨界の維持又は監視、最終ヒートシンクの確保、格納容器バイパスの監視、水源の確保及びアニュラス内の水素濃度)は、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 重要な監視パラメータ:主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測するパラメータをいう。</li> <li>・ 有効な監視パラメータ:主要パラメータのうち、多様性拡張設備の計器で計測されるが、計測することが困難となった場合でも重大事故等対処設備の計器で計測される代替パラメータを有するものをいう。</li> <li>・ 補助的な監視パラメータ:発電用原子炉施設の状態や重大事故等対処設備の運転状態等を補助的に監視するパラメータをいう。</li> </ul> <p>さらに、次のとおり重要代替パラメータを選定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 重要代替パラメータ:重要な監視パラメータの代替パラメータのうち重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器(当該重要な監視パラメータの他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器含む)並びに有効な監視パラメータの代替パラメータを計測する重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器により計測されるパラメータをいう。</li> </ul>
	原子炉施設の状態把握	<p>設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握する能力として、重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを計測する計器の計測範囲、計器の個数を明確化した運転手順書を整備する。</p>
	確からしさの考慮	<p>圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態にないとパラメータに不確かさが生じるため、計器が故障するまでの原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度を装置の動作特性を用いて推定する場合は、間接的な情報により推定するため、不確かさが生じることを考慮する。</p> <p>アニュラス内の水素濃度を推定する場合は、パラメータの相関関係を用いて、間接的な情報により推定するため、不確かさが生じることを考慮する。</p> <p>なお、代替パラメータによる推定に当たっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p>
	電源確保	<p>全交流動力電源及び直流電源喪失時は、大容量空冷式発電機、蓄電池(重大事故等対処用)及び直流電源用発電機等の運転により、計器へ給電する。</p> <p>給電の手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>

第1.15-23表 重大事故等対策における手順書の概要 (16/19)

1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等	
方針目的	<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及び資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込み防止、放射性物質の濃度低減に係る手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p>居住性の確保</p> <p>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100mSvを超えないよう、中央制御室遮蔽及び中央制御室換気空調設備の外気を遮断した閉回路循環運転(以下「事故時外気隔離モード」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> <ul style="list-style-type: none"> <li>安全注入信号又は中央制御室エリアモニタ指示上昇による中央制御室換気空調系隔離信号の発信を確認した場合、中央制御室換気空調設備の事故時外気隔離モードでの運転を確認する。全交流動力電源喪失により、中央制御室換気空調設備が事故時外気隔離モードにできない場合は、手動によるダンパ操作により事故時外気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、中央制御室換気空調設備を運転する。</li> <li>中央制御室換気空調設備が事故時外気隔離モードとなった場合、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度又は二酸化炭素濃度が制限値を満足できない場合は、緊急時対策本部と換気のタイミングを協議し外気を取り入れる。</li> <li>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。照明確保の優先順位は、多様性拡張設備である中央非常用照明を優先して使用し、中央非常用照明が使用できない場合は可搬型照明(SA)を使用する。</li> <li>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又は炉心損傷の徴候が見られた場合は、運転員等の内部被ばくを低減するため、当直課長の指示により全面マスクを着用する。</li> <li>運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、発電課長は発電所長等と協議の上、長期的な保安の観点から運転員等の交代要員体制を整備する。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。</li> </ul> <p>汚染の持ち込み防止</p> <p>原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合に、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ及び防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する。</p> <p>全交流動力電源喪失時にチェンジングエリア設置場所の照明が使用できない場合は可搬型照明(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り給電後、可搬型照明(SA)を電源に接続しチェンジングエリアの照明を引き続き確保する。照明確保の優先順位は、多様性拡張設備である蓄電池内蔵型照明を優先して使用し、蓄電池内蔵型照明が使用できない場合は可搬型照明(SA)を使用する。</p>

対応手順等	放射性物質の濃度低	<p>安全注入信号が発信した場合に、アニュラス空気浄化ファンを運転し、アニュラスからアニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット、アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニットを通して屋外へ排気されることを、アニュラス内圧力の低下にて確認する。</p> <p>全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合にも、アニュラス空気浄化系の弁に窒素ポンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）から窒素を供給し系統構成を行い、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電した後、Bアニュラス空気浄化ファンを運転する。</p>
配慮すべき事項	放射線管理	<p>チェンジングエリア内では、現場作業を行う運転員等の身体サーベイを行い、汚染が確認された場合、サーベイエリアに隣接した除染エリアにて除染を行う。除染による廃水が発生した場合は、ウエスに染み込ませることで放射性廃棄物として廃棄する。</p>
	電源確保	<p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により中央制御室換気空調設備及び可搬型照明(SA)へ給電する。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順」にて整備する。</p> <p>全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備によりアニュラス空気浄化設備に給電する。給電する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>

第1.15-23表 重大事故等対策における手順書の概要 (17/19)

1.17 監視測定等に関する手順等	
方針目的	<p>重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺(周辺海域を含む。)において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、放射性物質の濃度及び放射線量を測定する手順等を整備する。また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するため、風向、風速その他の気象条件を測定する手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p>放射性物質の濃度及び放射線量の測定</p> <p>重大事故等時の発電所敷地境界付近の放射線量は、モニタリングステーション及びモニタリングポストにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。また、モニタリングステーション又はモニタリングポストが機能喪失した場合、可搬型モニタリングポストにより放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備によりモニタリングステーション及びモニタリングポストへ給電する。給電の優先順位は、多様性拡張設備であるモニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置及び非常用発電機からの給電を優先し、代替交流電源設備による給電が開始されれば給電元が自動で切り替わる。モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源が喪失した状態から給電した場合、自動的に放射線量の連続測定を開始する。</p> <p>原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合、海側敷地境界付近を含み原子炉格納施設を囲む8方位の放射線量は、可搬型エリアモニタにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。</p> <p>重大事故等時の放射性物質の濃度(空气中)は、放射能測定装置(可搬型ダストサンプラ、GM汚染サーベイメータ、可搬型よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ)により監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。放射性物質の濃度(空气中)を測定する優先順位は、多様性拡張設備であるモニタリングカーを優先する。多様性拡張設備が使用できない場合、放射能測定装置(可搬型ダストサンプラ、GM汚染サーベイメータ、可搬型よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ)を使用する。</p> <p>重大事故等時の発電所及びその周辺(周辺海域を含む。)における、放射性物質の濃度(空气中、水中、土壌中)及び放射線量は、放射能測定装置(可搬型ダストサンプラ、GM汚染サーベイメータ、可搬型よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ、β線サーベイメータ)及び電離箱サーベイメータにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。</p> <p>周辺海域については、小型船舶を用いた海上モニタリングを行う。</p>
その他の気象条件の測定	<p>重大事故等時の風向、風速その他気象条件は、可搬型気象観測装置により測定し、及びその結果を記録する。風向、風速その他気象条件を測定する優先順位は、多様性拡張設備である気象観測設備を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合、可搬型気象観測装置を使用する。</p>

配慮すべき事項	測定頻度	<p>重大事故等時の放射性物質の濃度及び放射線量の測定頻度については、モニタリングステーション、モニタリングポスト、可搬型モニタリングポスト及び可搬型エリアモニタを用いた放射線量の測定は連続測定を行う。放射性物質の濃度の測定(空气中、水中、土壌中)及び海上モニタリングは、1回／日以上を目安とするが、測定頻度は原子炉施設の状態及び放射性物質の放出状況を考慮し変更する。</p> <p>重大事故等時の風向、風速その他気象条件の測定は、連続測定を行う。</p>
	バックグラウンド低減対策	<p>重大事故等により放射性物質の放出のおそれがある場合、モニタリングステーション及びモニタリングポストの検出器の養生を行う。放射性物質の放出により、モニタリングステーション又はモニタリングポストの周辺の汚染を確認した場合、周辺の汚染レベルを確認し、測定設備の除染、周辺の土壌撤去、樹木の伐採等を行い、バックグラウンドレベルを低減する。</p> <p>重大事故等発生後の周辺汚染により放射性物質の濃度測定時のバックグラウンドが上昇し、放射能測定装置が測定不能となった場合、放射能測定装置の検出器周囲を遮蔽材で囲むこと等の対策によりバックグラウンドレベルを低減させて、放射性物質の濃度を測定する。</p>
	他の機関との連携体制	<p>重大事故等時の敷地外でのモニタリングについては、国、地方公共団体と連携して、策定されるモニタリング計画に従い、資機材及び要員の動員、放出源情報を提供するとともにモニタリングに協力する。</p>
	電源確保	<p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備によりモニタリングステーション及びモニタリングポストへ給電する。</p> <p>給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>



第1.15-23表 重大事故等対策における手順書の概要(18/19)

1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等(代替緊急時対策所)	
方針目的	<p>代替緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が代替緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の緊急時対策本部としての機能を維持するために必要な、居住性の確保、必要な指示及び通信連絡、必要な数の要員の収容、代替電源設備からの給電に関する手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p>居住性の確保</p> <p>重大事故等が発生した場合、代替緊急時対策所空気浄化装置による放射性物質の侵入低減、緊急時対策所空気加圧設備による希ガス等の放射性物質の侵入防止等の放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等の被ばく線量を7日間で100mSvを超えないようにするため、以下の手順等により代替緊急時対策所の居住性を確保する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>代替緊急時対策所を立ち上げる場合、代替緊急時対策所空気浄化装置を代替緊急時対策所に接続し、起動するとともに、代替緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始し、測定結果に応じ、換気率を調整する。また、プルーム放出時の代替緊急時対策所換気設備切替えに備え、代替緊急時対策所空気加圧設備の系統構成等の準備を行う。</li> <li>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備からの給電により、代替緊急時対策所空気浄化装置を起動する。</li> <li>原子力災害対策特別措置法第10条事象が発生した場合、代替緊急時対策所内へ代替緊急時対策所エリアモニタを、原子炉格納容器と代替緊急時対策所の中間位置へ可搬型エリアモニタ(加圧判断用)を設置し、放射線量の測定を開始する。</li> <li>可搬型エリアモニタの指示上昇や炉心損傷が生じる等、プルーム放出のおそれがあると判断した場合、パラメータの監視強化及び緊急時対策所換気設備切替えのための要員配置を行う。</li> <li>原子炉格納容器からプルームが放出され、可搬型エリアモニタ(加圧判断用)及び代替緊急時対策所エリアモニタの指示が上昇した場合、速やかに代替緊急時対策所換気設備を代替緊急時対策所空気浄化装置から代替緊急時対策所加圧設備側へ切り替えるとともに、代替緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定結果に応じ、空気流入量を調整する。その後、可搬型エリアモニタ(加圧判断用)及び代替緊急時対策所エリアモニタの指示が低下し、代替緊急時対策所周辺から希ガスの影響が減少したと判断した場合、代替緊急時対策所換気設備を代替緊急時対策所加圧設備から代替緊急時対策所空気浄化装置側へ切り替える。</li> </ul>

対応手段等	必要な指示及び通信連絡	<p>重大事故等が発生した場合、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が、代替緊急時対策所の情報収集設備及び通信連絡設備により、必要なプラントパラメータ等を監視又は収集し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに、重大事故等に対処するための対策の検討を行う。</p> <p>重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を、代替緊急時対策所に整備する。当該資料は常に最新となるよう通常時から維持、管理する。</p> <p>重大事故等が発生した場合、代替緊急時対策所の通信連絡設備により、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により代替緊急時対策所の情報収集設備及び通信連絡設備へ給電する。</p>
	必要な数の要員の収容	<p>代替緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含めた重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する。これらの要員を収容するため、以下の手順等により必要な資機材、飲料水、食料等を整備するとともに、維持、管理し、放射線管理等の運用を行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員や現場作業を行う要員等の対策要員の装備（線量計、マスク等）を配備し、維持、管理し、重大事故等時にはこれらを用いて十分な放射線管理を行う。</li> <li>代替緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ及び防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置するための資機材を整備し、代替緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下になった場合に運用する。</li> <li>少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄し、維持、管理し、重大事故等が発生した場合は、代替緊急時対策所内の環境を確認した上で、飲食の管理を行う。</li> </ul>
	代替電源設備からの給電	<p>全交流動力電源喪失時は、代替電源（交流）である代替緊急時対策所用発電機から給電する。代替緊急時対策所用発電機は、代替緊急時対策所の立ち上げ時にケーブル接続等の準備を行い、全交流動力電源喪失時に起動し代替緊急時対策所へ給電を開始する。</p> <p>プルーム放出のおそれがある場合、待機側の代替緊急時対策所用発電機を起動して無負荷運転で待機させる。プルーム通過中に発電機の切替えが必要になった場合には、速やかに待機側の代替緊急時対策所用発電機からの給電に切り替える。</p>
配慮すべき事項	配置	<p>重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員と現場作業を行う要員等との輻輳を避けるレイアウトとなるよう考慮する。また、要員の収容が適切に行えるようトイレや休憩スペース等を整備する。</p>

配慮すべき事項	放射線管理	<p>チェンジングエリア内では現場作業を行う要員等の身体サーベイを行い、汚染が確認された場合、サーベイエリアに隣接した除染エリアにて除染を行う。除染による廃水が発生した場合、ウエスに染み込ませることで放射性廃棄物として廃棄する。</p> <p>空気浄化フィルタユニット近傍に可搬型エアモニタを設置し、放射線量を監視する。放射線量が上昇した場合は、周辺に立入りを制限する等の対応を行う。</p> <p>代替緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの線量が上昇する等、切替えが必要となった場合、代替緊急時対策所空気浄化フィルタユニットを待機側へ切り替え、線量に応じ、交換、保管する。</p> <p>現場作業を行う要員等が屋外で身体サーベイを待つ場合、周辺からの放射線影響を低減するため、遮蔽効果のある待機所内で待機する。</p>
	電源確保	<p>全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により代替緊急時対策所の情報収集設備及び通信連絡設備のうち原子炉補助建屋に設置されている機器へ給電する。</p> <p>給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」及び「1.19 通信連絡に関する手順等」にて整備する。</p>
	燃料補給	<p>代替緊急時対策所用発電機への給油は、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蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に実施する。重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料(重油)の備蓄量として、「1.14 電源の確保に関する手順等」に示す燃料油貯蔵タンク(約147kℓ、2基)を管理する。</p>

第1.15-23表 重大事故等対策における手順書の概要 (19/19)

1.19 通信連絡に関する手順等	
方針目的	<p>重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、発電所内の通信連絡設備、発電所外(社内外)との通信連絡設備により通信連絡を行う手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p>発電所内の通信連絡</p> <p>重大事故等が発生した場合、通信設備(発電所内)により、運転員等、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員が、中央制御室、屋内外の作業場所、代替緊急時対策所との間で相互に通信連絡を行うために、衛星携帯電話設備、無線連絡設備のうち無線通話装置(携帯型)及び携帯型通話設備を使用する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備(電池を含む。)により、これらの設備へ給電する。</p> <p>通信連絡を行う場合の優先順位は、多様性拡張設備である運転指令設備、電力保安通信用電話設備及び無線連絡設備のうち無線通話装置(固定型、モニタリングカー)の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備、無線連絡設備のうち無線通話装置(携帯型)及び携帯型通話設備を使用する。</p> <p>重大事故等が発生した場合、データ伝送設備(発電所内)により、代替緊急時対策所へ、重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、緊急時運転パラメータ伝送システム(SPDS)及びSPDSデータ表示装置を使用する。</p> <p>直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備(発電所内)により発電所内の必要な場所で共有する場合、現場と中央制御室との連絡には携帯型通話設備を使用し、現場又は中央制御室と代替緊急時対策所との連絡には衛星携帯電話設備を使用する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備(電池を含む。)により、これらの設備へ給電する。</p> <p>通信連絡を行う場合の優先順位は、多様性拡張設備である運転指令設備、電力保安通信用電話設備及び無線連絡設備のうち無線通話装置(固定型、モニタリングカー)の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備、無線連絡設備のうち無線通話装置(携帯型)及び携帯型通話設備を使用する。</p>

<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">対応手段等</p>	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">発電所外(社内外)との通信連絡</p>	<p>重大事故等が発生した場合、通信設備(発電所外)により、緊急時対策本部要員が、代替緊急時対策所と本店、国、地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行うために、衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX等)を使用する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備(電池を含む。)により、これらの設備へ給電する。</p> <p>通信連絡を行う場合の優先順位は、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX等)並びに多様性拡張設備である加入電話設備、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム(社内)及び無線連絡設備の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備を使用する。</p> <p>重大事故等が発生した場合、データ伝送設備(発電所外)により、国の緊急時対策支援システム(ERSS)等へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、緊急時運転パラメータ伝送システム(SPDS)を使用する。</p> <p>直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備(発電所外)により発電所外(社内外)の必要な場所で共有する場合、代替緊急時対策所と本店、国、地方公共団体等との連絡には衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX等)を使用する。</p> <p>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備(電池を含む。)により、これらの設備へ給電する。</p> <p>通信連絡を行う場合の優先順位は、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX等)並びに多様性拡張設備である加入電話設備、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム(社内)及び無線連絡設備の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備を使用する。</p>
<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">配慮すべき事項</p>	<p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">電源確保</p>	<p>全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により、衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話(固定型)、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX等)、緊急時運転パラメータ伝送システム(SPDS)及びSPDSデータ表示装置へ給電する。</p> <p>給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」及び「1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。</p>

第1.15-24表 重大事故等対策における操作の成立性(1/5)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.1	—	—	—	—
1.2	海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給	保守対応要員	2	43分
		運転員等 (中央制御室、現場)	3	
	手動によるタービン動補助給水ポンプ機能回復	運転員等 (中央制御室、現場)	4	15分
1.3	海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給	1.2にて整備する。		
	手動によるタービン動補助給水ポンプ機能回復	1.2にて整備する。		
	現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復	運転員等(現場)	3	20分
	窒素ポンベ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)	4	35分
	可搬型バッテリーによる加圧器逃がし弁の機能回復	保守対応要員	1	25分
運転員等(中央制御室)		1		
1.4	A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替炉心注入	運転員等 (中央制御室、現場)	2	25分
	常設電動注入ポンプによる代替炉心注入 (運転員等(現場)3名で系統構成する場合)	保守対応要員	2	53分
		運転員等 (中央制御室、現場)	4	
	常設電動注入ポンプによる代替炉心注入 (運転員等(現場)4名で系統構成する場合)	保守対応要員	2	38分
		運転員等 (中央制御室、現場)	5	
	可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入	保守対応要員	22	7時間35分
		運転員等 (中央制御室、現場)	3	
	A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環運転	運転員等 (中央制御室、現場)	2	15分
	B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)による代替炉心注入 (運転員等(現場)2名で系統構成する場合)	保守対応要員	3	1時間27分
		運転員等 (中央制御室、現場)	3	
	B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)による代替炉心注入 (運転員等(現場)4名で系統構成する場合)	保守対応要員	3	1時間14分
運転員等 (中央制御室、現場)		5		
移動式大容量ポンプ車による補機冷却海水通水	1.5にて整備する。			
現場手動操作での主蒸気逃がし弁による蒸気放出	1.3にて整備する。			
蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	保守対応要員	22	10時間	
	運転員等 (中央制御室、現場)	3		

第1.15-24表 重大事故等対策における操作の成立性(2/5)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間			
1.5	現場手動操作での主蒸気逃がし弁による蒸気放出	1.3にて整備する。					
	移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	1.7にて整備する。					
	移動式大容量ポンプ車による補機冷却海水通水	<table border="1"> <tr> <td>1.5</td> <td>1.5</td> <td>1.5</td> <td>1.5</td> </tr> </table>	1.5	1.5	1.5	1.5	10
1.5	1.5	1.5	1.5				
運転員等 (中央制御室、現場)		4					
1.6	A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	1.7にて整備する。					
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	1.6	2	38分			
		運転員等 (中央制御室、現場)			6		
	移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	1.7にて整備する。					
	可搬型電動ポンプ用発電機への燃料補給	1.6	6	1時間20分			
	可搬型ディーゼル注入ポンプへの燃料補給	1.6	6	1時間20分			
移動式大容量ポンプ車への燃料補給	1.6	6	1時間20分				
1.7	A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	1.7	2	1時間10分			
		運転員等 (中央制御室、現場)			3		
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	1.6にて整備する。					
1.8	移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	1.8	10	14時間10分			
		運転員等 (中央制御室、現場)			4		
1.8	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	1.8	2	38分			
	運転員等 (中央制御室、現場)		6				
	A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替炉心注入	1.4にて整備する。					
	常設電動注入ポンプによる代替炉心注入	1.4にて整備する。					
	B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)による代替炉心注入	1.4にて整備する。					
1.9	可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視 (交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時)	1.9	4	1時間20分			
		運転員等 (中央制御室、現場)			3		
1.9	可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視 (全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能喪失時)	1.9	4	1時間35分			
		運転員等 (中央制御室、現場)			3		

第1.15-24表 重大事故等対策における操作の成立性(3/5)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.10	代替空気(窒素)によるアニュラス空気浄化設備の運転	運転員等 (中央制御室、現場)	3	35分
	可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度推定	保守対応要員	2	1時間10分
運転員等(中央制御室)		1		
1.11	使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	保守対応要員	10	5時間20分
	可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダによる使用済燃料ピットへのスプレイ	保守対応要員	22	2時間
	移動式大容量ポンプ車及び放水砲による使用済燃料ピットへの放水	1.12にて整備する。		
	可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視	保守対応要員	4	1時間50分
運転員等 (中央制御室、現場)		2		
1.12	移動式大容量ポンプ車、放水砲による大気への拡散抑制	保守対応要員	10	8時間
	シルトフェンスによる海洋への拡散抑制 (吸着剤の設置)	保守対応要員	18	2時間
	シルトフェンスによる海洋への拡散抑制 (シルトフェンスの設置)	保守対応要員	28	16時間
		緊急時対策本部要員 (参集要員)	32	
	可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダによる大気への拡散抑制	1.11にて整備する。		
移動式大容量ポンプ車、放水砲による航空機燃料火災への泡消火	保守対応要員	17	4時間	
1.13	宮山池から中間受槽への供給	保守対応要員	10	5時間20分
	海水(取水ピット、取水口)から中間受槽への供給	保守対応要員	10	5時間20分
	海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給	1.2にて整備する。		
	中間受槽から復水タンクへの供給	保守対応要員	5	4時間
	常設電動注入ポンプによる代替炉心注入	1.4にて整備する。		
	可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入	1.4にて整備する。		
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	1.6にて整備する。		
	復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給	保守対応要員	2	40分
		運転員等(現場)	1	
	A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環運転	1.4にて整備する。		
	使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	1.11にて整備する。		
可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダによる使用済燃料ピットへのスプレイ	1.11にて整備する。			



第1.15-24表 重大事故等対策における操作の成立性(4/5)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.13	移動式大容量ポンプ車及び放水砲による使用済燃料ピットへの放水	1.12にて整備する。		
	取水用水中ポンプ用発電機への燃料(重油)補給	保修対応要員	6	1時間20分
	使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機への燃料(重油)補給	保修対応要員	6	1時間20分
1.14	大容量空冷式発電機による代替電源(交流)からの給電	保修対応要員	1	15分
		運転員等 (中央制御室、現場)	2	
	号炉間電力融通ケーブルを使用した号炉間融通による代替電源(交流)からの給電	保修対応要員	6	1時間25分
		運転員等 (中央制御室、現場)	4	
	発電機車(高圧発電機車)による代替電源(交流)からの給電	保修対応要員	3	1時間50分
		運転員等 (中央制御室、現場)	2	
	発電機車(中容量発電機車)による代替電源(交流)からの給電	保修対応要員	5	2時間40分
		運転員等 (中央制御室、現場)	2	
	予備ケーブルを使用した号炉間融通による代替電源(交流)からの給電	保修対応要員	20	3時間
		運転員等 (中央制御室、現場)	4	
	受電後操作 (充電器盤(重大事故等対処用蓄電池用及び安全防護系用)の受電操作)	保修対応要員	2	52分
		運転員等 (中央制御室、現場)	2	
	蓄電池(重大事故等対処用)による代替電源(直流)からの給電	運転員等 (中央制御室、現場)	2	25分
	直流電源用発電機及び可搬型直流変換器による代替電源(直流)からの給電	保修対応要員	5	2時間
		運転員等 (中央制御室、現場)	2	
代替所内電気設備による給電(大容量空冷式発電機)	保修対応要員	5	40分	
	運転員等(現場)	1		
代替所内電気設備による給電(発電機車)	保修対応要員	8	6時間	
大容量空冷式発電機用燃料タンクへの燃料(重油)補給	保修対応要員	6	1時間55分	
高圧発電機車への燃料(重油)補給	保修対応要員	6	1時間20分	
中容量発電機車への燃料(重油)補給	保修対応要員	6	1時間20分	
直流電源用発電機への燃料(重油)補給	保修対応要員	6	1時間20分	
燃料油貯油そうへの燃料(重油)補給	保修対応要員	6	1時間55分	

第1.15-24表 重大事故等対策における操作の成立性(5/5)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.15	可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視	保守対応要員	1	20分
1.16	中央制御室換気空調設備の運転手順等	保守対応要員	8	45分
		運転員等(中央制御室)	1	
	代替空気(窒素)によるアニュラス空気浄化設備の運転	運転員等(中央制御室、現場)	3	35分
1.17	可搬型モニタリングポスト設置・測定	安全管理班	2	2時間
	空気中の放射性物質の濃度測定	安全管理班	2	1時間
	海水、排水測定	安全管理班	3	3時間
	海上モニタリング測定準備	安全管理班	2	2時間
	海上モニタリング測定	安全管理班	2	2時間
	可搬型エアモニタ配置・測定	安全管理班	2	2時間
	モニタリングステーション及びモニタリングポストのバックグラウンド低減対策	安全管理班	2	2時間
	可搬型気象観測装置設置・測定	総括班	4	3時間
1.18	緊急時対策所非常用空気浄化設備運転	緊急時対策本部要員(総括班他)	2	20分
	緊急時対策所加圧設備による空気供給準備	緊急時対策本部要員(総括班他)	6	30分
	緊急時対策所用発電機車準備	緊急時対策本部要員(総括班他)	4	15分
	緊急時対策所用発電機車起動	緊急時対策本部要員(総括班他)	4	10分
1.19	—	—	—	—

第1.15-25表 自然災害11事象が発電用原子炉施設へ与える影響の整理(1/4)

施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある安全機能	最終的なプラント状態
① 地震	<p><b>【影響評価に当たっての考慮事項】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋及び原子炉補助建屋内の機器については、設計基準地震動Ssを超える地震動に対して相応の裕度がある。</li> <li>屋外の可搬型重大事故等対処設備については、Ssに対して転倒による破損は起こらない。また、Ssを一定程度超えた場合においても、転倒に至るまでには相応の裕度がある。</li> <li>大規模地震により内部溢水が発生した場合における建屋内での溢水によるプラントへの影響は、水密化対策の高さを超える(浸水対策範囲を超える)津波事象が発生した場合と同様と考える。</li> <li>大規模地震により内部火災が発生した場合には、期待する消火設備が機能せず、建屋内の設計基準事故対処設備等の機能が喪失する可能性がある一方で、耐火障壁により分離している区画では、1時間以上の耐火能力によって、設計基準事故対処設備等に期待できる可能性も考えられる。また、屋外に保管している可搬型重大事故等対処設備による事故緩和対応に期待できる。</li> <li>事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから、予兆無く発生する想定とする。</li> </ul> <p><b>【設計基準を超える場合の影響評価】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>基準地震動を超える大規模な地震が発生すれば長期間の外部電源喪失が発生する可能性がある。また、設計基準事故対処設備はSsに対する十分な裕度はあるものの、地震規模によっては、非常用所内電源が喪失するとともに海水ポンプの損傷による原子炉補機冷却機能の喪失及び補助給水機能の喪失により最終ヒートシンク喪失(以下「LUHS(loss of ultimate heat sink)」という。)に至る可能性がある。</li> <li>中央制御室は堅牢な建屋内にあることから、運転員(当直員)による操作機能の喪失は可能性として低いが、地震の規模によってはプラントの監視機能、制御機能が喪失する可能性がある。</li> <li>原子炉格納容器が破損することにより閉じ込め機能が喪失するとともに、建屋内の機器、配管が損傷して大規模なLOCAが発生することによりECCS機能も喪失し、重大事故に至る可能性がある。</li> <li>原子炉補助建屋損傷に伴う電気盤(メタクラ、パワーセンタ等)の損傷による非常用所内電源喪失と同時に海水ポンプ等の損傷による原子炉補機冷却機能喪失となり重大事故に至る可能性がある。</li> <li>炉内構造物の損傷により1次冷却材の流れが阻害されて2次系からの除熱機能喪失となり、重大事故に至る可能性がある。</li> <li>複数の蒸気発生器の細管が破損することにより、大規模なLOCAが発生し、格納容器バイパスに至る可能性がある。</li> <li>重大事故発生後、1次系が高圧で維持され、かつ2次系への給水がない場合には、温度誘因蒸気発生器伝熱管破損(TI-SGTR)に至る可能性がある。</li> <li>斜面崩壊、地盤の陥没等によりアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。</li> </ul>	<p><b>【基準地震動を一定程度超える規模】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源</li> <li>非常用所内電源</li> <li>設計基準事故対処設備(ECCS等)</li> <li>海水ポンプ</li> <li>ディーゼル発電機</li> <li>安全保護系・原子炉制御系</li> <li>原子炉建屋、原子炉格納容器</li> <li>原子炉冷却材圧力バウダリ</li> <li>原子炉格納容器の閉じ込め機能</li> <li>使用済燃料ピット損傷</li> </ul> <p>(内部溢水の評価については、津波に包含される。)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> <li>原子炉補機冷却機能喪失</li> <li>SBO+LUHSの同時発生</li> <li>1次冷却材事故が発生した場合には、SBO+LUHSと相まって重大事故に至る可能性がある。</li> <li>原子炉格納容器破損等により閉じ込め機能が喪失し、大規模損壊に至る可能性がある。</li> </ul> <p>(内部溢水の評価については、津波に包含される。)</p>

第1.15-25表 自然災害11事象が発電用原子炉施設へ与える影響の整理(2/4)

施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある安全機能	最終的なプラント状態
② 津波	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋及び原子炉補助建屋内の機器に対しては、水密化を図っていることから、基準津波に対して十分な裕度がある。</li> <li>津波の事前の予測については、施設近傍で津波が発生する可能性は低いものと判断しているが、襲来までの時間的余裕の少ない津波が発生することを想定する。</li> <li>屋外の可搬型重大事故等対処設備については、高台に分散配置(EL.約23m以上)していることから、基準津波に対して十分な裕度があり機能喪失する可能性は低い。</li> </ul> <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>基準津波を超える津波によるプラントへの影響については、外部電源供給設備の損傷に伴う外部電源喪失、海水ポンプが水没することによる原子炉補機冷却機能の喪失、電気盤(メタクラ、パワーセンタ等)が水没することによる非常用所内電源喪失、タービン動補助給水ポンプの機能喪失による2次系除熱機能の喪失及び直流電源の喪失によるプラントの監視機能、操作機能の喪失に至る可能性がある。</li> <li>漂流物、タンク火災等により、比較的標高が低い場所のアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を与える可能性がある。</li> </ul>	<p>【基準津波を一定程度を超える津波の規模】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源</li> <li>非常用所内電源</li> <li>設計基準事故対処設備(ECCS、タービン動補助給水ポンプ等の機能喪失)</li> <li>海水ポンプ</li> <li>ディーゼル発電機</li> <li>安全保護系・原子炉制御系</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> <li>原子炉補機冷却機能喪失</li> <li>2次系からの除熱機能喪失</li> <li>SBO+LUHSの同時発生</li> <li>2次系からの除熱機能喪失及び安全保護系・原子炉制御系機能の喪失により、大規模損壊(原子炉格納容器過温破損)へ至る可能性がある。</li> </ul>
③ 豪雪(降雪)	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>敷地付近の観測所で観測された積雪深さの月最大値は38cmであり、安全施設は積雪荷重に対して、この実績値を考慮し、「建築基準法」に基づき設計している。</li> <li>事前の予測が可能であることから、除雪等の必要な安全措置を講じることができる。</li> </ul> <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設計を超える豪雪(降雪)が発生した場合は、外部電源供給設備の損傷に伴う外部電源喪失に至る可能性がある。</li> </ul>	<p>【38cmを超える規模の積雪量】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> </ul>
④ 暴風(台風)	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設計風速は、敷地付近で観測された最大瞬間風速(62.7m/s)としている。</li> <li>事前の予測が可能であることから、飛散防止措置等の必要な安全措置を講じることができる。</li> </ul> <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>暴風(台風)による風荷重の影響については、竜巻に包含されるものと考えられる。ただし、影響は広範囲となり、断続的に長時間継続する可能性がある。</li> <li>風速(62.7m/s)を超える暴風(台風)により、外部電源供給設備の損傷に伴う長期の外部電源喪失が想定される。</li> </ul>	<p>【62.7m/sを超える風速】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> </ul>

第1.15-25表 自然災害11事象が発電用原子炉施設へ与える影響の整理(3/4)

施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある安全機能	最終的なプラント状態
⑤ 竜巻	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・竜巻防護施設及び同施設に波及的影響を及ぼし得る施設について、最大風速100m/sの竜巻(設計竜巻の最大風速92m/sに保守性を考慮)等から設定した設計竜巻荷重に対して、安全性を損なうおそれがないことを評価している。</li> <li>・可搬型重大事故等対処設備については、固縛等により相応の耐性を有していること、分散配置を行っていることから、同時にすべての設備が機能喪失する可能性は低い。</li> <li>・事前の予測が可能であることから、飛散防止措置等の必要な安全措置を講じることができる。</li> </ul> <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計竜巻を超える竜巻によるプラントへの影響については、外部電源供給設備の機能喪失に伴う長期間の外部電源喪失、飛来物等により海水ポンプが損傷することによる原子炉補機冷却機能の喪失、復水タンクの機能喪失による2次系からの除熱機能の喪失に至る可能性がある。</li> </ul>	<p>【風速(100m/s)を超える竜巻】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源</li> <li>・海水ポンプ</li> <li>・ディーゼル発電機</li> <li>・復水タンク</li> <li>・屋外にある一部の可搬型重大事故等対処設備</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失</li> <li>・2次系からの除熱機能喪失</li> <li>・SBO+LUHSの同時発生</li> <li>・SBO+LUHSに加え、代替電源設備である大容量空冷式発電機が機能喪失している場合は、大規模損壊(原子炉格納容器過温破損)へ至る可能性がある。</li> </ul>
⑥ 火山(火山活動・降灰)	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・降下火砕物については、敷地において想定される火砕物として層厚15cmとしている。</li> <li>・事前の予測が可能であることから、除灰等の必要な安全措置を講じることができる。</li> </ul> <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・降下火砕物が発生した場合は、外部電源供給設備の損傷に伴う長期間の外部電源喪失に至る可能性がある。</li> </ul>	<p>【15cmを超える規模の降灰】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失</li> </ul>
⑦ 凍結	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・敷地付近で観測された最低気温は-6.7℃であり、屋外機器で凍結のおそれのあるものは保温等の凍結防止対策を適切な余裕を持って設定している。</li> <li>・事前の予測が可能であることから、保温、電熱線ヒータによる加温等の凍結防止対策による必要な安全措置を講じることができる。</li> </ul> <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・プラントの安全機能に影響を与えることはないものと判断する。</li> </ul>	<p>【設計値の-6.7℃を下回る低温】</p> <p>なし</p> <p>(事前の予測が可能であることから、屋外設備が機能喪失に至ることはないものと判断)</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・影響なし</li> </ul>

第1.15-25表 自然災害11事象が発電用原子炉施設へ与える影響の整理(4/4)

施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある安全機能	最終的なプラント状態
⑧ 森林火災	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>森林火災が発生した場合にも発電用原子炉施設への影響がないよう、評価上必要とされる幅の防火帯を確保している。</li> <li>森林火災が拡大するまでの時間的余裕は十分にあることから、予め放水する等の必要な安全措置を講じることができる。</li> </ul> <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>森林火災が防火帯幅を超えて発生した場合、外部電源供給設備の機能喪失に伴う外部電源喪失に至る可能性がある。</li> </ul>	<p>【防火帯を越えるような森林火災】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> </ul>
⑨ 生物学的事象	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>安全施設は生物学的事象に対して、クラゲ等の発生を考慮し、原子炉補機冷却海水設備に対して、除塵機能を設けている。また、原子炉補機冷却海水系統等に影響を与える場合には、運転手順により発電用原子炉を安全に停止できる運用としている。</li> <li>ネズミ等の小動物が電気関係盤又は制御関係盤に侵入することによる短絡、地絡事象が想定されるが、各盤のケーブル貫通部などの開口部には小動物が侵入しない対策を施している。</li> </ul> <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>設計を超える生物学的事象が発生した場合、海水ポンプが機能喪失することによる原子炉補機冷却機能の喪失及びディーゼル発電機の機能喪失に至る可能性がある。</li> </ul>	<p>【海水取水機能が喪失するような規模の海生生物の襲来】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>海水ポンプ(非常用発電機の機能喪失)(海生生物による影響)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul>
⑩ 落雷	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>落雷に対して、建築基準法等に基づき高さ20mを超える原子炉格納施設等へ避雷設備を設置し、避雷導体により接地網と接続する。接地網は、電撃に伴う構内接地系の接地電位分布を平坦化することから、落雷により安全施設の機能を損なうおそれはない。</li> </ul> <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>可搬型重大事故等対処設備については、分散配置を行っていることから、同時にすべての設備が機能喪失することはない。</li> <li>設計想定以上の雷サージにより、機器が誤動作する可能性がある。</li> <li>落雷により、外部電源供給設備の機能喪失に伴う外部電源喪失に至る可能性がある。</li> </ul>	<p>【設計想定以上の規模の雷サージ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源</li> <li>安全保護系・原子炉制御系</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> <li>ECCS誤作動</li> </ul>
⑪ 隕石	<p>【影響評価に当たっての考慮事項】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋及び原子炉格納容器は、相当程度の構造強度を有する。</li> </ul> <p>【設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>大型航空機の衝突同様、プラントに与える影響が広範囲となる。</li> </ul>	<p>【広範囲に影響を及ぼす規模の隕石】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>大型航空機の衝突と同様</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大型航空機の衝突と同様</li> </ul>

第1.15-26表 自然災害の重畳事象が発電用原子炉施設へ与える影響の整理

自然災害の重畳	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	喪失する可能性のある安全機能	最終的なプラント状態
大規模地震と大規模津波の重畳	<p>【影響評価に当たっての考慮事項及び設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大規模地震発生時及び大規模津波発生時のいずれの想定においても、設計基準事故対処設備、常設重大事故等対処設備が機能喪失した場合には、高台に分散配置(EL.約23m以上)している可搬型重大事故等対処設備による事故緩和措置が期待できる。</li> <li>・このため、両事象の重畳が発生した場合においても、高台に分散配置(EL.約23m以上)している可搬型重大事故等対処設備による事故緩和措置に期待できることから、プラントに及ぼす影響は、大規模地震発生時の場合と同様になるものと判断している。</li> <li>・大規模地震による影響に対する対策である重大事故等対策(水源確保等)が、大規模津波による影響によって遅れる可能性がある。</li> <li>・斜面崩壊、地盤の陥没等によりアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。</li> <li>・漂流物、タンク火災等により、比較的標高が低い場所のアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を与える可能性がある。</li> </ul>	<p>【基準地震動及び基準津波を一定程度を超える規模】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源</li> <li>・非常用所内電源</li> <li>・設計基準事故対処設備(ECCS、タービン動補給水ポンプ等の機能喪失)</li> <li>・海水ポンプ</li> <li>・ディーゼル発電機</li> <li>・安全保護系・原子炉制御系</li> <li>・原子炉建屋、原子炉格納容器</li> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ</li> <li>・原子炉格納容器の閉じ込め機能</li> <li>・使用済燃料ピット損傷</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失</li> <li>・原子炉補機冷却機能喪失</li> <li>・SBO+LUHSの同時発生</li> <li>・1次冷却材事故が発生した場合には、SBO+LUHSと相まって重大事故に至る可能性がある。</li> <li>・原子炉格納容器破損等により閉じ込め機能が喪失し、大規模損壊に至る可能性がある。</li> <li>・2次系からの除熱機能喪失及び安全保護系・原子炉制御系機能の喪失により、大規模損壊(原子炉格納容器過温破損)へ至る可能性がある。</li> </ul>
火山(降灰)と豪雪(降雪)との重畳	<p>【影響評価に当たっての考慮事項及び設計基準を超える場合の影響評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・火山(降灰)、豪雪が重畳した場合においても、事前の予測が可能であることから、人員を確保して除雪及び除灰等の対策を講じることにより、プラントの安全性に影響を与える可能性は低いものと判断する。</li> <li>・火山(降灰)と豪雪(降雪)との重畳による影響は、火山(降灰)での評価に包含される。</li> </ul>	<p>【15cmを超える規模の降灰及び38cmを超える規模の積雪量】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失</li> </ul>

第1.15-27表 大規模損壊へ至る可能性のある大規模自然災害

大規模自然災害	大規模損壊へ至るイベント	発生する可能性のある重大事故	発生する可能性のある設計基準事故
① 地震	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋、原子炉格納容器破損</li> <li>蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)</li> <li>原子炉補助建屋損傷</li> <li>複数の信号系損傷</li> <li>使用済燃料ピット 損傷</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCAを上回る規模のLOCA</li> <li>大破断LOCA+低圧注入失敗</li> <li>大破断LOCA+蓄圧注入失敗</li> <li>中破断LOCA+蓄圧注入失敗</li> <li>LOCA+ECCS失敗</li> <li>原子炉補機冷却機能喪失+大破断LOCA(CV過圧破損)</li> <li>全交流動力電源喪失+LOCA</li> <li>SBO+LUHS(補助給水失敗)</li> <li>過渡事象+補助給水失敗(炉内構造物損傷)</li> <li>2次系からの除熱機能喪失</li> <li>SBO(LOCAなし)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断LOCA</li> <li>外部電源喪失</li> </ul>
② 津波	<ul style="list-style-type: none"> <li>複数の信号系損傷</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補機冷却機能喪失(SBO)+補助給水失敗(DCH)</li> <li>原子炉補機冷却機能喪失(SBO)+シールLOCA</li> <li>原子炉補機冷却機能喪失(SBO)(シールLOCAなし)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> </ul>
③ 豪雪(降雪)	なし	なし	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> </ul>
④ 暴風(台風)	なし	なし	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> </ul>
⑤ 竜巻	<ul style="list-style-type: none"> <li>竜巻により重大事故等対処設備が機能しない場合は、CV過温破損に至る可能性あり</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>SBO+LUHS(CV過温破損)</li> <li>2次系からの除熱機能喪失</li> <li>全交流動力電源喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> </ul>
⑥ 火山(火山活動、降灰)	なし	なし	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> </ul>
⑦ 凍結	なし	なし	なし
⑧ 森林火災	なし	なし	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> </ul>
⑨ 生物学的事象	なし	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul>	なし
⑩ 落雷	なし	なし	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失</li> <li>ECCS誤作動</li> </ul>
⑪ 隕石	大型航空機の衝突と同様		



第1.15-28表 大規模損壊発生時の対応操作一覧(1/2)

対応操作		内 容	技術的能力に係る 審査基準(解釈)の 該当項目
電源の確保	大容量空冷式発電機による給電	・ 全交流動力電源が喪失した場合に、大容量空冷式発電機を用いて必要な負荷に給電する。	・ 第3項、4項 (1.14)
	号炉間電力融通による給電	・ 全交流動力電源が喪失した場合に、多様な号炉間電力融通手段により必要な負荷に給電する。	
	発電機車による給電	・ 全交流動力電源が喪失し、大容量空冷式発電機が使用できない場合に、発電機車を用いて必要な負荷に給電する。	
	代替所内電源による給電	・ 所内電気設備が機能喪失した場合に、代替所内電気設備により必要な負荷に給電する。	
	直流電源用発電機による給電	・ 直流電源が喪失している場合に、直流電源用発電機を用いて必要な直流負荷に給電する。	
	可搬型計測器の取付け操作	・ 電源機能が喪失し、監視パラメータの計測が不能となった場合に、可搬型計測器を取付け、必要なパラメータを測定する。	・ 第3項、4項 (1.2) ・ (1.15)
炉心損傷の緩和	蒸気発生器への給水操作	・ 直流電源が喪失した場合に、工具を用いてタービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ給水する。 ・ 復水タンクが損傷し、機能が喪失した場合に、海水ポンプにより水源を確保し、蒸気発生器へ給水する。 ・ タービン動補助給水ポンプが使用不能な場合は、可搬型ポンプにより蒸気発生器へ給水する。	・ 第3項、4項 (1.2)、(1.3) (1.4)、(1.5)
	1次冷却システムの冷却、減圧操作	・ 制御用空気が喪失した場合に、主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水ポンプ出口流量制御弁の現場ハンドルを手動操作することにより1次冷却システムを冷却、減圧する。 ・ 加圧器逃がし弁を代替駆動源(代替IA、可搬型バッテリー)により操作し、1次冷却システムを減圧する。	・ 第3項、4項 (1.2)、(1.3) (1.4)、(1.5)
	原子炉への注入操作	・ 1次冷却材喪失事故等発生時において、設計基準事故対処設備(ECCS等)が機能喪失した場合を想定し、多様な炉心注入手段により、炉心へ冷却水を注入する。	・ 第3項、4項 (1.2)、(1.3) (1.4)、(1.8)
原子炉格納容器の破損緩和	原子炉格納容器内雰囲気冷却、減圧操作	・ 炉心損傷発生時に、原子炉格納容器の破損を緩和するため、多様な手段により原子炉格納容器に注水し、損傷炉心を冠水させる。 ・ 設計基準事故対処設備(格納容器スプレイ)による原子炉格納容器の冷却が不能な場合に、多様な手段により原子炉格納容器へスプレイし、原子炉格納容器内雰囲気を減圧する。 ・ 移動式大容量ポンプ車により海水を冷却水として格納容器再循環ユニットへ直接供給し、原子炉格納容器内雰囲気を冷却する。	・ 第3項、4項 (1.5)、(1.6) (1.7)、(1.8) (1.12)
	水素爆発による原子炉格納容器破損防止操作	・ 炉心が損傷し、大量の水素が原子炉格納容器内に放出される可能性がある場合に、水素爆発を抑制するため電気式水素燃焼装置を起動する。(長期的に発生する水素については静的触媒式水素再結合装置により低減) ・ 原子炉格納容器内の水素濃度を可搬型事故後サンプリング設備により測定する。	・ 第3項、4項 (1.9)
	原子炉建屋等の水素爆発防止操作	・ アニュラス部の水素濃度、放出放射エネルギーを低減するため、代替IAによりアニュラス空気浄化系のダンプを開とし、アニュラス空気浄化設備を起動する。	・ 第3項、4項 (1.10)

第1.15-28表 大規模損壊発生時の対応操作一覧(2/2)

対応操作	内 容	技術的能力に係る 審査基準(解釈)の 該当項目
使用済燃料ピット水位維持及び燃料体の損傷緩和	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失した場合に、多様な手段により使用済燃料ピットへ水補給する。</li> <li>・ 使用済燃料ピットからの冷却水の漏えいを抑制する。</li> <li>・ 「使用済燃料ピット漏えい時の水補給操作」による水補給を実施しても使用済燃料ピットの水位が維持できない大量の漏えいが発生した場合に、可搬型ポンプにより使用済燃料ピットへスプレイし、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 第3項、4項 (1.11)</li> </ul>
放射性物質の放出低減	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 敷地外への放射性物質の拡散防止操作</li> <li>・ 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損、又は使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷に至った場合に、敷地外への放射性物質の拡散を抑制するため、移動式大容量ポンプ車、放水砲により、原子炉格納容器又は燃料取扱建屋の漏えい箇所へ放水する。また、放水による汚染水が海洋に流出し、拡散することを抑制するため、原子炉施設から海洋へ流出する箇所にシルトフェンスを設置する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 第3項、4項 (1.11)、(1.12)</li> </ul>
水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 中間受槽への水補給操作</li> <li>・ 復水タンクへの水補給操作</li> <li>・ 宮山池(淡水)、海水等の多様な手段を取水源として、可搬型ポンプにより中間受槽へ水補給を行う。</li> <li>・ 復水タンク、使用済燃料ピットの水位が低下した場合、中間受槽から可搬型ポンプにより給水する。</li> <li>・ 燃料取替用水タンクの水位が低下した場合、復水タンクから燃料取替用水タンクへ補給を行う。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 第3項、4項 (1.13)</li> </ul>
大規模火災への対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 移動式大容量ポンプ車による消火活動</li> <li>・ 大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突による火災が発生した場合に、移動式大容量ポンプ車、放水砲及び泡消火設備により消火活動を実施する。なお、準備を実施している間は化学消防車等により、原子炉建屋への延焼防止、アクセスルートの消火活動を実施する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 第2項</li> <li>・ 第3項、4項 (1.12)</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 可搬型設備による消火活動</li> <li>・ 大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突による火災が発生した場合に、可搬型ポンプ等により、原子炉建屋への延焼防止、アクセスルートの消火活動を実施する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 第2項</li> <li>・ 第3項、4項 (1.12)</li> </ul>
その他	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉停止操作</li> <li>・ 原子炉の自動トリップ失敗時、ATWS緩和設備が動作しない場合に、現場にて原子炉を停止させる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ (1.1)</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ アクセスルート確保</li> <li>・ 大規模損壊発生時に予想される火災の消火活動、法面崩壊による土砂の撤去活動、建屋の損壊によるがれき等の撤去活動について、事故対応に必要な箇所へのアクセスルートを確認するため優先的に実施する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 第1項、2項</li> </ul>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料給油</li> <li>・ 可搬型重大事故等対処設備への給油を実施する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 第1項</li> </ul>

第1.15-29表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書*1	手順書の分類
フロントライン系故障時	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク*2 主蒸気逃がし弁	1次系のフィード アンドブリード	充てん/高圧注入ポンプ*9	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順(二部兆候ベース:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			加圧器逃がし弁		
			燃料取替用水タンク		
			余熱除去ポンプ*9*10		
			余熱除去冷却器*10		
			B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)*5		
	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク*2	蒸気発生器2次側による 炉心冷却(注水)	電動主給水ポンプ	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順(二部兆候ベース:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	
			蒸気発生器水張ポンプ		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*4*6		
			復水タンク		
			燃料油貯蔵タンク*7		
			タンクローリ*7		
復水タンク		A、B海水ポンプ*9*11	電動補助給水ポンプ*9*11		
		タービン動補助給水ポンプ*11			
主蒸気逃がし弁	蒸気発生器2次側 による炉心冷却 (蒸気放出)	タービンバイパス弁			
サポート系故障時	タービン動補助給水ポンプ ・全交流動力電源喪失 ・直流電源の喪失	ポンプの機能回復	タービン動補助給水ポンプ(蒸気加減弁付)(手動)	全交流動力電源喪失の対応手順(二部事象ベース:運転員等及び保修対応要員)	
			タービン動補助給水ポンプ 蒸気入口弁(手動)		
	電動補助給水ポンプ ・全交流動力電源喪失	機能回復の 弁の回復	大容量空冷式発電機*8	大規模損壊時に対応する手順	
			主蒸気逃がし弁 ・全交流動力電源喪失 ・直流電源の喪失		
監視機能(事故時監視計器)の喪失	監視機能の回復	主蒸気逃がし弁(手動)*4	大規模損壊時に対応する手順		
		窒素ポンベ(主蒸気逃がし弁用)*4			
-	-	推定、監視 及び制御	加圧器水位計*3*5	全交流動力電源喪失の対応手順(二部事象ベース:運転員等及び保修対応要員)	
			蒸気発生器広域水位計*3*4		
			蒸気発生器狭域水位計*3*4		
			補助給水流量計*3		
			復水タンク水位計*3		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)にて整備する。
- \*2:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
- \*3:直流電源喪失も含めた対応手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。
- \*4:手順は「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
- \*5:手順は「1.4 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」にて整備する。
- \*6:可搬型ディーゼル注入ポンプの水源地は中間受槽を経由する場合、淡水若しくは海水を注水する。  
なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注水する場合は、S/Gブローダウンラインにより排水を行う。
- \*7:可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。燃料補給の手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
- \*8:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- \*9:ディーゼル発電機等により給電する。
- \*10:1次系のフィードアンドブリード停止後の余熱除去運転による炉心冷却に使用するものである。
- \*11:蒸気発生器へ海水を長時間注水する場合は、S/Gブローダウンラインにより排水を行う。
- \*12:手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第1.15-30表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.3)(1/4)  
(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書*1	手順書の分類	
フロントライン系故障時	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク*2 主蒸気逃がし弁	1次系の フリードアン ド*3	加圧器逃がし弁	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順 (二部兆候ベース:運転員等及び 保守対応要員) 大規模損壊時に 対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器 破損を防止する 運転手順	
			充てん/高圧注入ポンプ*6			
			燃料取替用水タンク			
			B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)*8			
	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク*2	蒸気発生器 <sup>2</sup> 次側による炉心冷却 (注水)	電動主給水ポンプ	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順 (二部兆候ベース:運転員等及び 保守対応要員) 大規模損壊時に 対応する手順		
			蒸気発生器水張ポンプ			
	可搬型ディーゼル注入ポンプ*4					
	復水タンク					
	燃料油貯蔵タンク*5					
	タンクローリ*5					
	A、B海水ポンプ*6*7					
	電動補助給水ポンプ*6*7					
	タービン動補助給水ポンプ*7					
	復水タンク	蒸気発生器 <sup>2</sup> 次側による炉心冷却 (注水)	電動主給水ポンプ	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順 (二部兆候ベース:運転員等及び 保守対応要員) 大規模損壊時に 対応する手順		
	主蒸気逃がし弁		蒸気発生器 <sup>2</sup> 次側による炉心冷却 (蒸気放出)			タービンバイパス弁
						タービン動補助給水ポンプ*6
加圧器逃がし弁	蒸気発生器 <sup>2</sup> 次側による炉心冷却 (注水)		タービン動補助給水ポンプ		SGTR時破損S/G減圧継続時の 対応手順等(二部兆候ベース: 運転員等) 大規模損壊時に 対応する手順	
			復水タンク			
			電動主給水ポンプ			
			蒸気発生器水張ポンプ			
	可搬型ディーゼル注入ポンプ*4					
	燃料油貯蔵タンク*5					
	タンクローリ*5					
	蒸気発生器 <sup>2</sup> 次側による炉心冷却 (蒸気放出)	主蒸気逃がし弁				
		タービンバイパス弁				
	加圧器補助 スプレー	加圧器補助スプレー弁				
充てん/高圧注入ポンプ						

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
- \*2:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
- \*3:手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
- \*4:可搬型ディーゼル注入ポンプは、中間受槽を経由する場合は、淡水若しくは海水を注入する。  
なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注水する場合は、S/Gブローダウンラインにより排水を行う。
- \*5:可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。燃料補給の手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
- \*6:ディーゼル発電機等により給電する。
- \*7:蒸気発生器へ海水を長時間注水する場合は、S/Gブローダウンラインにより排水を行う。
- \*8:手順は「1.4 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」にて整備する。

第 1.15-30表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.3) (2/4)  
(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書*1	手順書の分類				
サポート系故障時	タービン動補助給水ポンプ ・全交流動力電源喪失 ・直流電源喪失	ポンプの機能回復	タービン動補助給水ポンプ(蒸気加減弁) (手動)	全交流動力電源喪失の対応手順 (二部兆候ベース:運転員等及び 保守対応要員)  大規模損壊時に 対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器 破損を防止する 運転手順				
			タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁 (手動)*2						
	主蒸気逃がし弁 ・全交流動力電源喪失 ・直流電源喪失	弁の機能回復	主蒸気逃がし弁(手動)			炉心の著しい損傷が発生した場合 に対処する運転手順(三部:運 転員等及び保守 対応要員)  大規模損壊時に 対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合 に対処する運 転手順		
			窒素ポンベ (主蒸気逃がし弁用)						
	加圧器逃がし弁 ・全交流動力電源喪失 ・直流電源喪失	弁の機能回復	窒素ポンベ (加圧器逃がし弁用)					炉心の著しい損傷が発生した場合 に対処する運転手順(三部:運 転員等及び保守 対応要員)  大規模損壊時に 対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合 に対処する運 転手順
			可搬型バッテリー (加圧器逃がし弁用)						

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、大字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- \*1: 整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
- \*2: 手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

第 1.15-30表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.3) (3/4)  
(高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱防止)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書*1	手順書の分類
高圧溶融物及び格納容器内 雰囲気直接加熱防止	—	加圧器逃がし弁による 1次冷却系統の減圧	加圧器逃がし弁	炉心が損傷した後の格納容器破損防止を行うための手順(三部:運転員等及び保守対応要員)  大規模損壊時に 対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合 に対処する手 順

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

- \*1: 整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。

第 1.15-30表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.3) (4/4)  
 (蒸気発生器伝熱管破損、インターフェイスシステムLOCA発生時)

分類	機能喪失を想定する 設計基準事故対応設備	対応 手段	対応設備	整備する 手順書*1	手順書の分類
蒸気発生器 伝熱管破損	—	1次冷却系統の減圧	主蒸気逃がし弁	SGTR時破損S/G減圧継続時の対応手順(二部兆候ベース:運転員等)	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			加圧器逃がし弁	大規模損壊時に 対応する手順	
主蒸気逃がし弁	インターフェイスシステムLOCAの対応手順(二部兆候ベース:運転員等)				
加圧器逃がし弁	大規模損壊時に 対応する手順				
インターフェイス システムLOCA	—				

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

\*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。

第 1.15-31表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.4) (1/7)  
(運転中の1次冷却材喪失事象時におけるフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書*1	手順書の分類
1次冷却材喪失事象が発生している場合 フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 充てん/高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク*2	代替炉心注入(a)	A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)*3	原子炉の冷却が脅かされた場合の手順(二部兆候ベース:運転員等及び保守対応要員) <u>大規模損壊時に対応する手順</u>	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			常設電動注入ポンプ*3		
			燃料取替用水タンク		
復水タンク					
電動消火ポンプ					
ディーゼル消火ポンプ					
消防自動車					
ろ過水貯蔵タンク					
可搬型電動低圧注入ポンプ*4					
可搬型電動ポンプ用発電機					
可搬型ディーゼル注入ポンプ*4					
燃料油貯蔵タンク*5					
タンクローリ*5					
A、B海水ポンプ*3	<u>大規模損壊時に対応する手順</u>				
余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 余熱除去系統-格納容器再循環弁(外隔離弁)	代替再循環運転	A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)*3	1次冷却材喪失時に再循環運転が不能となった場合の手順(二部事象ベース:運転員等及び保守対応要員)		
		格納容器再循環サンブ			
		格納容器再循環サンブスクリーン			
		A格納容器スプレイ冷却器			
格納容器再循環サンブスクリーン	炉心注入*6	充てん/高圧注入ポンプ*3	1次冷却材喪失時に再循環サンブスクリーン閉塞の徴候が見られた場合の手順(二部事象ベース:運転員等)		
		燃料取替用水タンク			
	代替炉心注入*6	(a) 余熱除去ポンプ、充てん/高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク機能喪失時の対応手段のうち代替炉心注入に用いる設備と同様。			

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
- \*2:燃料取替用水タンクの破損、枯渇時の手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
- \*3:ディーゼル発電機等により給電する。
- \*4:可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより炉心注入する場合は、中間受槽を使用する。中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。
- \*5:可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。補給手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。
- \*6:格納容器再循環ユニットで格納容器冷却を行う。格納容器再循環ユニットによる格納容器の冷却手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

第 1.15-31表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.4) (2/7)  
(運転中の1次冷却材喪失事象時におけるサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書*1	手順書の分類
1次冷却材喪失事象が発生している場合 サポート系故障時	全交流動力電源*2	代替炉心注入(a)	常設電動注入ポンプ	全交流動力電源が喪失した場合の手順(二部事象ベース:運転員等及びび修対応要員)  大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)		
			A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)(RHRS-CSSタイライン使用)		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
			可搬型電動低圧注入ポンプ*3		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*3		
			燃料油貯蔵タンク*4		
			タンクローリ*4		
			代替再循環運転*5(b)		
	C充てん/高圧注入ポンプ(海水冷却)*6				
	移動式大容量ポンプ車				
	格納容器再循環サンブ				
	格納容器再循環サンブスクリーン				
	原子炉補機冷却水系	代替炉心注入	(a) 全交流動力電源喪失時の対応手段のうち代替炉心注入に用いる設備と同様。	原子炉補機冷却機能が喪失した場合の手順(二部事象ベース:運転員等)	
A余熱除去ポンプ(空調用冷水)*6					
電動消火ポンプ					
代替再循環運転*5		(b) 全交流動力電源喪失時の対応手段のうち再循環運転に用いる設備と同様。	1次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合の手順(二部事象ベース:運転員等)		
		A余熱除去ポンプ(空調用冷水)*6			

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)にて整備する。
- \*2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- \*3:可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより炉心注入する場合は、中間受槽を使用する。中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。
- \*4:可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ、移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。補給手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。
- \*5:格納容器再循環ユニットで格納容器冷却を行う。手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
- \*6:空調用冷水及び海水による代替補機冷却の手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。



第 1.15-31 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.4) (3/7)  
(溶融デブリが原子炉圧力容器内に残存する場合)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書*1	手順書の分類
1次冷却材喪失事象が発生している場合 溶融デブリが原子炉圧力容器内に残存する場合	—	格納容器水張り(格納容器スプレイ、代替格納容器スプレイ)*5	格納容器スプレイポンプ*2	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順(三部:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に 対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順
			常設電動注入ポンプ*2		
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			電動消火ポンプ		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
			可搬型電動低圧注入ポンプ*3		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*3		
			燃料油貯蔵タンク*4		
			タンクローリ*4		
			A、B海水ポンプ*2	大規模損壊時に 対応する手順	

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
- \*2:ディーゼル発電機等により給電する。
- \*3:可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより炉心注入又は格納容器スプレイする場合は、中間受槽を使用する。中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。
- \*4:可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。補給手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。
- \*5:格納容器再循環ユニットで格納容器冷却を行う。手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

第1.15-31表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.4) (4/7)  
(運転中の1次冷却材喪失事象が発生していない場合のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書*1	手順書の分類
1次冷却材喪失事象が発生していない場合 フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	蒸気発生器2次側 による炉心冷却(注水)	電動補助給水ポンプ*2	原子炉停止中における余熱除去機能が喪失した場合の手順(二部停止中:運転員等及び保修対応要員)  大規模損壊時に 対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			タービン動補助給水ポンプ		
			復水タンク		
			電動主給水ポンプ		
			蒸気発生器水張ポンプ		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*3*4		
			燃料油貯蔵タンク*5		
			タンクローリ*5		
		蒸気発生器2次側 による炉心冷却(蒸気放出)	主蒸気逃がし弁		
			タービンバイパス弁		
		蒸気発生器2次側の フィードアンドブリード	電動補助給水ポンプ*2*6		
			復水タンク		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*3*4*6		
			燃料油貯蔵タンク*5		
			タンクローリ*5		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
- \*2:ディーゼル発電機等により給電する。
- \*3:蒸気発生器へ注水する手順は「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
- \*4:可搬型ディーゼル注入ポンプにより蒸気発生器へ給水する場合は復水タンク又は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水若しくは海水を使用する。なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、S/Gブローダウンにより排水を行う。
- \*5:可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。補給手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。
- \*6:蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード時は、主蒸気ドレンラインを使用する。

第1.15-31表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.4) (5/7)  
(運転中の1次冷却材喪失事象が発生していない場合のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書*1	手順書の分類
1次冷却材喪失事象が発生していない場合 サポート系故障時	全交流動力電源*2	蒸気発生器2次側 による炉心冷却(注水)	電動補助給水ポンプ*3	全交流動力電源が喪失した場合の 手順(二部事象ベース;運転員等及び保修対応要員)  大規模損壊時に 対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する 運転手順
			タービン動補助給水ポンプ		
			復水タンク		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*3*4		
			燃料油貯蔵タンク*5		
			タンクローリ*5		
		蒸気発生器2次側 による炉心冷却(蒸気放出)	主蒸気逃がし弁(手動)		
		蒸気発生器2次側の フィードアンドブリード	電動補助給水ポンプ*3*6		
			復水タンク		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*3*4*6		
			燃料油貯蔵タンク*5		
			タンクローリ*5		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
- \*2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- \*3:蒸気発生器へ注水する手順は「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
- \*4:可搬型ディーゼル注入ポンプにより蒸気発生器へ給水する場合は復水タンク又は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、S/Gブローダウンにより排水を行う。
- \*5:可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。補給手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。
- \*6:蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード時は、主蒸気ドレンラインを使用する。

第 1.15-31 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.4) (6/7)  
(運転停止中のフロントライン系故障時(1/2))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書*1	手順書の分類	
運転停止中の場合 フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	炉心注入	充てん/高圧注入ポンプ*2	原子炉停止中における余熱除去機能が喪失した場合の手順(二部停止中:運転員等及び保修対応要員)  大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順	
			燃料取替用水タンク			
		代替炉心注入	燃料取替用水タンク(重力注入)			
			A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)*2			
			常設電動注入ポンプ*2			
			燃料取替用水タンク			
			復水タンク			
			電動消火ポンプ			
			ディーゼル消火ポンプ			
			消防自動車			
			ろ過水貯蔵タンク			
			可搬型電動低圧注入ポンプ*3			
			可搬型電動ポンプ用発電機			
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*3			
			燃料油貯蔵タンク*4			
			タンクローリ*4			
		A、B海水ポンプ*2	大規模損壊時に対応する手順			
		代替再循環運転	A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)*2			原子炉停止中における余熱除去機能が喪失した場合の手順(二部停止中:運転員等及び保修対応要員)
			格納容器再循環サンブ			大規模損壊時に対応する手順
			格納容器再循環サンブスクリーン			
A格納容器スプレイ冷却器						

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

\*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。

\*2:ディーゼル発電機等により給電する。

\*3:可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより炉心注入する場合は、中間受槽を使用する。中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。

\*4:可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。補給手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。

第 1.15-31 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.4) (6/7)  
(運転停止中のフロントライン系故障時(2/2))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書*1	手順書の分類
運転停止中の場合	フロントライン系故障時 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	蒸気発生器2次側 による炉心冷却(注水)	電動補助給水ポンプ*2	原子炉停止中における余熱除去機能が喪失した場合の手順(二部停止中:運転員等及び保修対応要員)  大規模損壊時に 対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する 運転手順
			タービン動補助給水ポンプ		
			復水タンク		
			電動主給水ポンプ		
			蒸気発生器水張ポンプ		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*3*4		
			燃料油貯蔵タンク*5		
		タンクローリ*5			
		蒸気発生器2次側 による炉心冷却 (蒸気放出)	主蒸気逃がし弁		
			タービンバイパス弁		
		蒸気発生器2次側の フィードアンドブリード	電動補助給水ポンプ*2*6		
			復水タンク		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*3*4*6		
			燃料油貯蔵タンク*5		
			タンクローリ*5		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
- \*2:ディーゼル発電機等により給電する。
- \*3:可搬型ディーゼル注入ポンプにより蒸気発生器へ給水する場合は復水タンク又は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、S/Gブローダウンにより排水を行う。
- \*4:蒸気発生器へ注水する手順は「1.3 原子炉冷却材圧力パウンドリを減圧するための手順等」にて整備する。
- \*5:可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。補給手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。
- \*6:蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード時は、主蒸気ドレンラインを使用する。

第 1.15-31 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.4) (7/7)  
(運転停止中のサポート系故障時(1/2))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書*1	手順書の分類
運転停止中の場合	全交流動力電源*2 原子炉補機冷却水系	代替炉心注入	燃料取替用水タンク(重力注入)	原子炉停止中における全交流動力電源が喪失した場合の手順(二部停止中:運転員等及び保修対応要員)等  大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			常設電動注入ポンプ		
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			B充てん/高压注入ポンプ(自己冷却)		
			A格納容器スプレイポンプ(自己冷却) (RHRS-CSSタイライン使用)		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
			可搬型電動低圧注入ポンプ*3		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*3		
			燃料油貯蔵タンク*4		
		タンクローリ*4			
		代替再循環運転*5	B余熱除去ポンプ(海水冷却)*6		
			移動式大容量ポンプ車		
			格納容器再循環サンブ		
格納容器再循環サンブスクリーン					

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
- \*2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- \*3:可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより炉心注入する場合は、中間受槽を使用する。中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。
- \*4:可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ、移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。
- \*5:格納容器再循環ユニットで格納容器冷却を行う。手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
- \*6:海水による代替補機冷却の手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

第 1.15-31 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.4) (7/7)  
(運転停止中のサポート系故障時(2/2))

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書*1	手順書の分類	
運転停止中の場合	サポート系故障時	全交流動力電源*2 原子炉補機冷却水系	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動補助給水ポンプ	原子炉停止中における全交流動力電源が喪失した場合の手順(二部停止中:運転員等及び保修対応要員)等  大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
				タービン動補助給水ポンプ		
				復水タンク		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ*3*4		
				燃料油貯蔵タンク*5		
				タンクローリ*5		
		蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	主蒸気逃がし弁(手動)			
			蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	電動補助給水ポンプ*6		
				復水タンク		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ*3*4*6		
				燃料油貯蔵タンク*5		
		タンクローリ*5				
		原子炉補機冷却水系	代替炉心注入	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)*8	原子炉停止中における原子炉補機冷却機能が喪失した場合の手順(二部停止中:運転員等)	
				電動消火ポンプ		
			代替再循環運転*7	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)*8		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)にて整備する。
- \*2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- \*3:可搬型ディーゼル注入ポンプにより蒸気発生器へ給水する場合は復水タンク又は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、S/Gブローダウンにより排水を行う。
- \*4:蒸気発生器へ注水する手順は「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
- \*5:可搬型ディーゼル注入ポンプ、移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。
- \*6:蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード時は、主蒸気ドレンラインを使用する。
- \*7:格納容器再循環ユニットで格納容器冷却を行う。手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
- \*8:空調用冷水による代替補機冷却の手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

第 1.15-32表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.5) (1/2)  
(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書*1	手順書の分類
フロントライン系故障	海水ポンプ 原子炉補機冷却水ポンプ	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動補助給水ポンプ*2	原子炉補機冷却機能が喪失した場合の手順(二部事象ベース:運転員等及び保修対応要員)等	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			タービン動補助給水ポンプ		
			復水タンク		
			電動主給水ポンプ		
			蒸気発生器水張ポンプ		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*3*4		
			燃料油貯蔵タンク*5		
			タンクローリ*5		
		炉心冷却(蒸気放出)	主蒸気逃がし弁(手動)*3	制御用空気異常時の手順(一部:運転員等)	故障及び設計基準事象に対処する運転手順
			タービンバイパス弁		
			所内用空気圧縮機		
			格納容器内自然対流冷却		
	原子炉補機冷却水ポンプ	代替補機冷却	A、B格納容器再循環ユニット*6	1次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合の手順(二部事象ベース:運転員等及び保修対応要員)等	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			移動式大容量ポンプ車*6		
			可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用)*6		
燃料油貯蔵タンク*5					
タンクローリ*5					
移動式大容量ポンプ車(補機冷却海水通水)*7			1次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合の手順(二部事象ベース:運転員等)等		
燃料油貯蔵タンク*5					
タンクローリ*5					
		空調用冷水ポンプ(A余熱除去ポンプ冷却)			

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

- \*1: 整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
- \*2: ディーゼル発電機等により給電する。
- \*3: 手順は「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
- \*4: 可搬型ディーゼル注入ポンプの水源は中間受槽を経由する場合、淡水若しくは海水を注水する。
- \*5: 可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
- \*6: 手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
- \*7: 移動式大容量ポンプ車により補機冷却海水を通水する補機は、「C充てん/高圧注入ポンプ、B余熱除去ポンプ、B制御用空気圧縮機」である



第 1.15-32表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.5) (2/2)  
(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書*1	手順書の分類	
サポート系故障時	全交流動力電源*2	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	タービン動補助給水ポンプ*3	全交流動力電源喪失の対応手順(二部事象ベース:運転員等及び保修対応要員)  大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順	
			電動補助給水ポンプ*3			
			復水タンク			
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*3*4			
			燃料油貯蔵タンク*5			
			タンクローリ*5			
		蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	主蒸気逃がし弁(手動)*3			
			窒素ポンペ(主蒸気逃がし弁用)*3			
			B制御用空気圧縮機(海水冷却)			
		格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット*6			全交流動力電源喪失の対応手順(二部事象ベース:運転員等及び保修対応要員)等  大規模損壊時に対応する手順
			移動式大容量ポンプ車*6			
			可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用)*6			
			燃料油貯蔵タンク*5			
			タンクローリ*5			
		代替補機冷却	移動式大容量ポンプ車(補機冷却海水通水)*7			
			燃料油貯蔵タンク*5			
			タンクローリ*5			

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
- \*2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- \*3:手順は「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
- \*4:可搬型ディーゼル注入ポンプの水源は中間受槽を経由する場合、淡水若しくは海水を注水する。
- \*5:可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
- \*6:手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
- \*7:移動式大容量ポンプ車により補機冷却海水を通水する補機は、「C充てん/高圧注入ポンプ、B余熱除去ポンプ、B制御用空気圧縮機」である。

第 1.15-33表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.6) (1/4)  
(炉心損傷前のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書*1	手順書の分類
フロントライン系故障時	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水タンク*2	格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット*3	格納容器健全性の確保の手順(二部 兆候ベース:運転員 等)等	炉心の著しい損傷及び格納容器 破損を防止する 運転手順
			A、B原子炉補機冷却水ポンプ*3*4		
			A、B原子炉補機冷却水冷却器*3		
			原子炉補機冷却水サージタンク*3		
			窒素ポンベ(原子炉補機冷却水サージタンク 用)*3		
			A、B海水ポンプ*3*4		
			可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニ ット入口温度/出口温度(SA)用)*3		
			A、B格納容器再循環ファン		
		代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ*4	格納容器健全性の確保の手順(二部 兆候ベース:運転員 等及び保修対応要員)  大規模損壊時に対 応する手順	
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			電動消火ポンプ		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
			可搬型電動低圧注入ポンプ*5		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*5		
			燃料油貯蔵タンク*6		
			タンクローリ*6		
A、B海水ポンプ*4	大規模損壊時に対 応する手順				

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
- \*2:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
- \*3:手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
- \*4:ディーゼル発電機等により給電する。
- \*5:可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプは、中間受槽を経由し淡水若しくは海水を注入する。
- \*6:可搬型電動ポンプ用発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。

第 1.15-33 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.6) (2/4)  
(炉心損傷前のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書*1	手順書の分類	
サポート系故障時	全交流動力電源*2 原子炉補機冷却水系	代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ	全交流動力電源喪失の対応手順(二部事象ベース:運転員等及び 保守対応要員)	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する 運転手順	
			燃料取替用水タンク			
			復水タンク			
			A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)			
			よう素除去薬品タンク			
			ディーゼル消火ポンプ			
			<b>消防自動車</b>			大規模損壊時に対応する手順
			ろ過水貯蔵タンク			
			可搬型電動低圧注入ポンプ*3			
			可搬型電動ポンプ用発電機			
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*3			
			燃料油貯蔵タンク*4			
			タンクローリ*4			
		格納容器内自然対流冷却	移動式大容量ポンプ車*5	全交流動力電源喪失の対応手順(二部事象ベース:運転員等及び 保守対応要員)等		
			燃料油貯蔵タンク*4			
			タンクローリ*4			
			A、B格納容器再循環ユニット*5			大規模損壊時に対応する手順
			可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用)*5			

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

\*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)にて整備する。

\*2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

\*3:可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプは、中間受槽を経由し淡水若しくは海水を注入する。

\*4:可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。

\*5:手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。車の燃料補給に使用する。

第 1.15-33 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.6) (3/4)  
(炉心損傷後のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書*1	手順書の分類
フロントライン系故障時	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水タンク*2	格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット*3	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順(三部:運転員等及び保修対応要員)  大規模損壊時に対応する手順  大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			A、B原子炉補機冷却水ポンプ*3*4		
			A、B原子炉補機冷却水冷却器*3		
			原子炉補機冷却水サージタンク*3		
			窒素ポンベ(原子炉補機冷却水サージタンク用)*3		
			A、B海水ポンプ*3*4		
			可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用)*3		
		代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ*4		
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			電動消火ポンプ		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
			可搬型電動低圧注入ポンプ*5		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*5		
			燃料油貯蔵タンク*6		
			タンクローリ*6		
			A、B海水ポンプ*4		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
- \*2:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
- \*3:手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
- \*4:ディーゼル発電機等により給電する。
- \*5:可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプは、中間受槽を経由し淡水若しくは海水を注入する。
- \*6:可搬型電動ポンプ用発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。。

第 1.15-33 表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.6) (4/4)  
(炉心損傷後のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書*1	手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却水系*2	代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順(三部:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)		
			よう素除去薬品タンク		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
			可搬型電動低圧注入ポンプ*3		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*3		
			燃料油貯蔵タンク*4		
			タンクローリ*4		
		格納容器内自然対流冷却	移動式大容量ポンプ車*5		
			燃料油貯蔵タンク*4		
			タンクローリ*4		
			A、B格納容器再循環ユニット*5		
			可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用)*5		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
- \*2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- \*3:可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプは、中間受槽を経由し淡水若しくは海水を注入する。
- \*4:可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。
- \*5:手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

第1.15-34表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.7)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書*1	手順書の分類	
交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全	—	格納容器スプレイ	格納容器スプレイポンプ*2	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順(三部:運転員等及び保修対応要員)	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順	
			燃料取替用水タンク			
		格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット			大規模損壊時に対応する手順
			A、B原子炉補機冷却水ポンプ*2			
			A、B原子炉補機冷却水冷却器			
			原子炉補機冷却水サージタンク			
			窒素ボンベ(原子炉補機冷却水サージタンク用)			
			A、B海水ポンプ*2			
			可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用)			
		代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ*2			大規模損壊時に対応する手順
			燃料取替用水タンク			
			復水タンク			
			電動消火ポンプ			
			ディーゼル消火ポンプ			
			消防自動車			
			ろ過水貯蔵タンク			
			可搬型電動低圧注入ポンプ*3			
			可搬型電動ポンプ用発電機			
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*3			
			燃料油貯蔵タンク*4			
タンクローリ*4						
A、B海水ポンプ*2	大規模損壊時に対応する手順					
全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失	—	格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順(三部:運転員等及び保修対応要員)	大規模損壊時に対応する手順	
			移動式大容量ポンプ車			
			可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用)			
			燃料油貯蔵タンク*4			
		タンクローリ*4	大規模損壊時に対応する手順			
		代替格納容器スプレイ				常設電動注入ポンプ*5
						燃料取替用水タンク
						復水タンク
						A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)*5
						ディーゼル消火ポンプ
						消防自動車
						ろ過水貯蔵タンク
						可搬型電動低圧注入ポンプ*3
						可搬型電動ポンプ用発電機
						可搬型ディーゼル注入ポンプ*3
						燃料油貯蔵タンク*4
						タンクローリ*4

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
- \*2:ディーゼル発電機等により給電する。
- \*3:可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプは、中間受槽を経由し淡水若しくは海水を注入する。
- \*4:可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
- \*5:大容量空冷式発電機により電源確保する。手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 1.15-35表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.8) (1/2)  
(原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書*1	手順書の分類
交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全	—	スプレイ格納容器	格納容器スプレイポンプ*2	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順(三部:運転員等及び保修対応要員)  大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			燃料取替用水タンク		
		代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ*2		
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			電動消火ポンプ		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
			可搬型電動低圧注入ポンプ*3		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*3		
			燃料油貯蔵タンク*4		
			タンクローリ*4		
A、B海水ポンプ*2	大規模損壊時に対応する手順				
全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失	—	代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ*5	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順(三部:運転員等及び保修対応要員)  大規模損壊時に対応する手順	
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)*5		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
			可搬型電動低圧注入ポンプ*3		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*3		
			燃料油貯蔵タンク*4		
			タンクローリ*4		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
- \*2:ディーゼル発電機等により給電する。
- \*3:可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプは、中間受槽を経由し淡水若しくは海水を給水する。
- \*4:可搬型電動ポンプ用発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
- \*5:大容量空冷式発電機により電源確保する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 1.15-35表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.8) (2/2)  
(溶融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手順	対応設備	整備する手順書*1	手順書の分類
交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全	—	炉心注入	充てん/高圧注入ポンプ*2	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順(三部:運転員等及び保修対応要員)  大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			余熱除去ポンプ*2		
			燃料取替用水タンク		
		代替炉心注入	A格納容器スプレイポンプ*2 (RHRS-CSSタイライン使用)		
			常設電動注入ポンプ*2		
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			電動消火ポンプ		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
			可搬型電動低圧注入ポンプ*3		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*3		
			燃料油貯蔵タンク*4		
			タンクローリ*4		
A、B海水ポンプ*2	大規模損壊時に対応する手順				
全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失	—	代替炉心注入	常設電動注入ポンプ*5	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順(三部:運転員等及び保修対応要員)  大規模損壊時に対応する手順	
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)*5		
			A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)*5 (RHRS-CSSタイライン使用)		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
			可搬型電動低圧注入ポンプ*3		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*3		
			燃料油貯蔵タンク*4		
			タンクローリ*4		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)にて整備する。
- \*2:ディーゼル発電機等により給電する。
- \*3:可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプは、中間受槽を経由し淡水若しくは海水を給水する。
- \*4:可搬型電動ポンプ用発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
- \*5:大容量空冷式発電機により電源確保する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。



第1.15-36表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.9)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書*1	手順書の分類
—	—	水素濃度低減	静的触媒式水素再結合装置	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順等(三部:運転員等及び保修対応要員)  大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順等
			静的触媒式水素再結合装置動作監視装置*2*3		
			電気式水素燃焼装置*2*3		
			電気式水素燃焼装置動作監視装置*2*3		
			大容量空冷式発電機		
		水素濃度監視	可搬型格納容器水素濃度計測装置*2*3	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順等(三部:運転員等及び保修対応要員)  大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ*2*3		
			可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置*2*3		
			移動式大容量ポンプ車		
			大容量空冷式発電機		
			燃料油貯蔵タンク*4		
			タンクローリ*4		
		ガス分析計			

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候(安全機能)ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
- \*2:ディーゼル発電機等により給電する。
- \*3:代替電源設備からの給電に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- \*4:移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

第 1.15-37表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.10)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書*1	手順書の分類
—	—	水素排出	アニュラス空気浄化ファン*2*3	全交流動力電源が喪失した場合の手順等(二部事象ベース:運転員等及び保守対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順等
			アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット		
			アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット		
			窒素ポンペ(アニュラス空気浄化ファン弁用)		
			大容量空冷式発電機		
		水素濃度監視	可搬型格納容器水素濃度計測装置*2*3*4	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順(三部:運転員等及び保守対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ*2*3*4		
			可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置*2*3*4		
			移動式大容量ポンプ車*4		
			燃料油貯蔵タンク*5		
			タンクローリ*5		
			格納容器内高レンジエアモニタB(高レンジ)		
			アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率計		
			格納容器排気筒高レンジガスモニタ		
			大容量空冷式発電機		
			アニュラス水素濃度計測装置		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
- \*2:ディーゼル発電機等により給電する。
- \*3:代替電源設備からの給電に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- \*4:手順は「1.9 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」にて整備する。
- \*5:移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

第1.15-38表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.11) (1/3)  
 (使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能喪失  
 又は使用済燃料ピットの小規模な漏えい発生時)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設の冷却又は注水設備	対応手段	対応設備	整備する手順書*1	手順書の分類
使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、 又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時	使用済燃料ピットポンプ 使用済燃料ピット冷却器 又は 燃料取替用水ポンプ 燃料取替用水タンク 2次系補給水ポンプ 2次系純水タンク	屋外タンクから 使用済燃料ピットへの注水	燃料取替用水ポンプ	使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合の手順書(二部事象ベース:運転員等及び 及び保守対応要員)  大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			燃料取替用水タンク*2		
			燃料取替用水補助タンク*2		
			2次系補給水ポンプ		
			2次系純水タンク*2		
		消火設備による使用済燃料ピットへの注水	電動消火ポンプ		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
		使用済燃料ピットへの注水	ろ過水貯蔵タンク		
			使用済燃料ピット補給用水中ポンプ*3*4		
			使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機		
			可搬型電動低圧注入ポンプ		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ		
			燃料油貯蔵タンク*5		
		タンクローリ*5			

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
- \*2:水頭圧を利用して使用済燃料ピットへ注水する。
- \*3:使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ注水する場合は、中間受槽を経由し、淡水若しくは海水を注水する。
- \*4:水源については「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」に整備する。
- \*5:使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。

第1.15-38表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.11) (2/3)  
(使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設の冷却又は注水設備	対応手段	対応設備	整備する手順書*1	手順の分類
使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時	—	使用済燃料ピットへのスプレー	<u>可搬型電動低圧注入ポンプ</u> *2	使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合の手順書(二部事象ベース:運転員等及び保守対応要員)  大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			<u>可搬型電動ポンプ用発電機</u>		
			<u>可搬型ディーゼル注入ポンプ</u> *2		
			<u>使用済燃料ピットスプレーヘッド</u>		
			<u>燃料油貯蔵タンク</u> *3		
			<u>タンクローリ</u> *3		
		<u>消防自動車</u>	大規模損壊時に対応する手順		
		使用済燃料ピットへの放水	<u>移動式大容量ポンプ車</u>	使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合の手順書(二部事象ベース:運転員等及び保守対応要員)  大規模損壊時に対応する手順	
			<u>放水砲</u>		
			<u>燃料油貯蔵タンク</u> *4		
使用済燃料ピットからの漏えい抑制	<u>タンクローリ</u> *4				
	<u>ガスケット材</u> <u>ガスケット接着剤</u> <u>ステンレス鋼板</u> <u>吊り降ろしロープ</u> 等				

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- \*1: 整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
- \*2: 可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプにより使用済燃料ピットへスプレーする場合は、中間受槽を経由し、淡水若しくは海水を使用する
- \*3: 可搬型ディーゼル注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機及び取水用水中ポンプ用発電機の燃料補給に使用する。可搬型電動ポンプ用発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給の手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。取水用水中ポンプ用発電機の燃料補給の手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
- \*4: 移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。移動式大容量ポンプ車の燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

第1.15-38表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.11) (3/3)  
(重大事故等時における使用済燃料ピットの監視)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設の冷却又は注水設備	対応手段	対応設備	整備する手順書*1	手順の分類
重大事故等時における使用済燃料ピットの監視	—	使用済燃料ピットの監視	使用済燃料ピット水位計(SA)*2	使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合の 手順書(二部事象ベース:運転員等及び 保守対応要員)  大規模損壊時に 対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する 運転手順
			使用済燃料ピット水位計(広域)*2 (使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む)		
			使用済燃料ピット温度計(SA)*2		
			使用済燃料ピット周辺線量率計*2		
			使用済燃料ピット状態監視カメラ*2		
			大容量空冷式発電機*3		
			使用済燃料ピットエアモニタ		
			ロープ式水位計		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

- \*1: 整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
- \*2: ディーゼル発電機等により給電する。
- \*3: 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 1.15-39表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.12)

分類	想定する重大事故等	対応手段	対応設備	整備する手順書	手順の分類
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損	—	大気への拡散抑制	常設電動注入ポンプ	工場外への放射性物質の拡散を抑制する手順	大規模損壊時に対応する手順
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
			可搬型電動低圧注入ポンプ		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ		
			移動式大容量ポンプ車		
			放水砲		
			燃料油貯蔵タンク*2		
タンクローリ*2					
使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷	—	大気への拡散抑制	可搬型電動低圧注入ポンプ*1*3	工場外への放射性物質の拡散を抑制する手順	大規模損壊時に対応する手順
			可搬型電動ポンプ用発電機*1		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*1*3		
			使用済燃料ピットスプレイヘッド*1		
			移動式大容量ポンプ車		
			放水砲		
			燃料油貯蔵タンク*2		
			タンクローリ*2		
炉心の著しい損傷及び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	—	海洋への拡散抑制	放射性物質吸着材	工場外への放射性物質の拡散を抑制する手順	大規模損壊時に対応する手順
			シルトフェンス		
			小型船舶		
原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災	—	航空機燃料火災への泡消火	移動式大容量ポンプ車	航空機衝突による航空機燃料火災に対応する手順	大規模損壊時に対応する手順
			放水砲		
			燃料油貯蔵タンク*2		
			タンクローリ*2		
			化学消防自動車		
			小型動力ポンプ付水槽車		
		初期対応における延焼防止処置	可搬型電動低圧注入ポンプ*3		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*3		
			小型放水砲		
			燃料油貯蔵タンク*2		
			タンクローリ*2		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

\*1:手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

\*2:移動式大容量ポンプ車、可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。移動式大容量ポンプ車、可搬型電動ポンプ用発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

\*3:可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによりスプレイ又は泡消火する場合は、中間受槽を経由し、淡水若しくは海水を使用する。

第1.15-40表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.13) (1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書*1	手順書の分類
代替水源から中間受槽への供給	復水タンクの枯渇又は破損等 燃料取替用水タンクの枯渇又は破損等 使用済燃料ピットの枯渇又は破損等	代替淡水源から中間受槽への供給	中間受槽*5	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順等(三部:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			2次系純水タンク		
			ろ過水貯蔵タンク		
		宮山池から中間受槽への供給	中間受槽*5		
			取水用水中ポンプ		
			取水用水中ポンプ用発電機		
			燃料油貯蔵タンク*2		
		海水(取水ピット、取水口)から中間受槽への供給	タンクローリ*2		
			中間受槽*5		
			取水用水中ポンプ		
			取水用水中ポンプ用発電機		
			燃料油貯蔵タンク*2		
蒸気発生器の次側による炉心冷却のための代替手段及び復水タンクへの供給	復水タンクの枯渇又は破損等	1次系のフィードアンドブリード*3	燃料取替用水タンク	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順(二部:兆候ベース:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			充てん/高圧注入ポンプ		
			加圧器逃がし弁		
			B充てん/高圧注入ポンプ(自己冷却)*6		
			窒素ポンペ(加圧器逃がし弁用)*4		
			可搬型バッテリー(加圧器逃がし弁用)*4		
		復水タンクから2次系純水タンクへの水源切替え	2次系純水タンク	全交流動力電源喪失の対応手順(二部:事象ベース:運転員等及び保修対応要員)	
		海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給*3	A、B海水ポンプ	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順(二部:兆候ベース:運転員等及び保修対応要員)	
		蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)*3*4	中間受槽*5	大規模損壊時に対応する手順	
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*3*4		
			燃料油貯蔵タンク*2		
			タンクローリ*2		
復水タンクの枯渇	中間受槽から復水タンクへの供給	中間受槽*5	全交流動力電源喪失の対応手順(二部:事象ベース:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順		
		復水タンク補給用水中ポンプ			
		使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機			
		燃料油貯蔵タンク*2			
		タンクローリ*2			

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
- \*2:取水用水中ポンプ用発電機、使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機並びに可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
- \*3:手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
- \*4:手順は「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
- \*5:水源の確保については、1.13にのみ要求されていることから、中間受槽については1.13でのみ記載することとする。
- \*6:手順は「1.4 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」にて整備する。

第1.15-40表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.13) (2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書*1	手順書の分類		
炉心注入／格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給	燃料取替用水タンクの枯渇又は破損等	代替炉心注入*2	復水タンク	原子炉停止中における余熱除去機能が喪失した場合の手順等(二部停止中:運転員等及び保修対応要員)  大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順		
			常設電動注入ポンプ				
ろ過水貯蔵タンク							
電動消火ポンプ							
ディーゼル消火ポンプ							
消防自動車							
中間受槽 *5							
可搬型電動低圧注入ポンプ							
可搬型電動ポンプ用発電機							
可搬型ディーゼル注入ポンプ							
燃料油貯蔵タンク*3							
タンクローリ*3							
A、B海水ポンプ	大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順等(三部:運転員等及び保修対応要員)  大規模損壊時に対応する手順					
復水タンク							
常設電動注入ポンプ							
ろ過水貯蔵タンク							
電動消火ポンプ							
ディーゼル消火ポンプ							
消防自動車							
中間受槽 *5							
可搬型電動低圧注入ポンプ							
可搬型電動ポンプ用発電機							
可搬型ディーゼル注入ポンプ							
燃料油貯蔵タンク*3							
タンクローリ *3							
A、B海水ポンプ	大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順					
1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合による燃料取替用水タンクへの供給	1次系純水タンク		1次系純水タンク	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順等(三部:運転員等及び保修対応要員)  大規模損壊時に対応する手順			
	ほう酸タンク		1次系補給水ポンプ				
	2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由による燃料取替用水タンクへの供給		ほう酸ポンプ		2次系純水タンク		
			ほう酸タンク		2次系補給水ポンプ		
燃料取替用水補助タンクから燃料取替用水タンクへの供給	使用済燃料ピット		燃料取替用水補助タンク				
	燃料取替用水補助タンク		燃料取替用水ポンプ				
復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給	復水タンク		復水タンク				
格納容器再循環サンブを水源とした再循環運転	余熱除去ポンプ充てん/高圧注入ポンプ		代替再循環運転*2		A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)	全交流動力電源喪失の対応手順(二部事象ベース:運転員等及び保修対応要員)	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
					A格納容器スプレイ冷却器		
					格納容器再循環サンブ		
		格納容器再循環サンブスクリーン					
		B余熱除去ポンプ(海水冷却)					
		C充てん/高圧注入ポンプ(海水冷却)					
		移動式大容量ポンプ車					
		燃料油貯蔵タンク*3					
タンクローリ *3							

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
- \*2:手順は「1.4 原子炉冷却材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」にて整備する。
- \*3:可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
- \*4:手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
- \*5:水源の確保については、1.13にのみ要求されていることから、中間受槽については1.13でのみ記載することとする。



第1.15-40表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.13) (3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書*1	手順書の分類							
使用済燃料ピットへの水の供給	-	屋外タンクから使用済燃料ピットへの注水*2	燃料取替用水タンク	使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合の手順(二部事象ベース:運転員等及び保修対応員)  大規模損壊時に対応する手順								
			燃料取替用水補助タンク									
			燃料取替用水ポンプ									
			2次系純水タンク									
			2次系補給水ポンプ									
			電動消火ポンプ									
		消火設備による使用済燃料ピットへの注水*2	ディーゼル消火ポンプ									
			消防自動車									
			ろ過水貯蔵タンク									
		使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水*2	中間受槽*4									
			使用済燃料ピット補給用水中ポンプ									
			使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機									
			燃料油貯蔵タンク*3									
			タンクローリ*3									
			中間受槽*4									
使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時	-	使用済燃料ピットへのスプレイ*2	可搬型電動低圧注入ポンプ	大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順							
			可搬型電動ポンプ用発電機*3									
			可搬型ディーゼル注入ポンプ*3									
			使用済燃料ピットスプレイヘッド									
			燃料油貯蔵タンク*3									
			タンクローリ*3									
			消防自動車									
		使用済燃料ピットへの放水*5	移動式大容量ポンプ車			使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合の手順(二部事象ベース:運転員等及び保修対応員)  大規模損壊時に対応する手順	大規模損壊時に対応する手順					
			放水砲									
			燃料油貯蔵タンク*3									
			タンクローリ*3									
			原子炉格納容器及びアニュラス部への放水						移動式大容量ポンプ車	工場外への放射性物質の拡散を抑制する手順  大規模損壊時に対応する手順	大規模損壊時に対応する手順	
									放水砲			
									燃料油貯蔵タンク*3			
									タンクローリ*3			

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)にて整備する。
- \*2:手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
- \*3:使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機、可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ、移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ、移動式大容量ポンプ車の燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
- \*4:水源の確保については、1.13にのみ要求されていることから、中間受槽については1.13でのみ記載することとする。
- \*5:手順は「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

第1.15-41表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.14) (1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書*1	手順書の分類
交流電源喪失	ディーゼル発電機 (全交流動力電源喪失)	代替電源(交流)からの供給	大容量空冷式発電機	全交流動力電源喪失の対応手順等 (二部事象ベース:運転員等及び保守対応要員)  大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			燃料油貯蔵タンク*2		
			タンクローリ*2		
			大容量空冷式発電機用燃料タンク*3		
			大容量空冷式発電機用給油ポンプ*3		
			予備変圧器2次側電路		
			号炉間電力融通ケーブル		
			予備ケーブル(号炉間電力融通用)		
			発電機車 (中容量発電機車又は高圧発電機車)		
			ディーゼル発電機(他号機)		
燃料油貯蔵そう(他号機)*4					

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
- \*2:大容量空冷式発電機、発電機車(高圧発電機車、中容量発電機車)の燃料補給に使用する。
- \*3:大容量空冷式発電機の燃料補給に使用する。
- \*4:ディーゼル発電機(他号機)の燃料補給に使用する。

第1.15-41表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.14) (2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書*1	手順書の分類
直流電源喪失	ディーゼル発電機 (全交流動力電源喪失)	代替電源(直流)の供給	蓄電池(安全防護系)	全交流動力電源喪失の対応手順等 (二部事象ベース:運転員等及び保守対応要員)  大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
	ディーゼル発電機 (全交流動力電源喪失) 及び 蓄電池(安全防護系用)の枯渇		蓄電池(重大事故等対処用)		
			直流電源用発電機		
			燃料油貯蔵タンク*2		
			タンクローリ*2		
			可搬型直流変換器		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

- \*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
- \*2:直流電源用発電機の燃料補給に使用する。

第1.15-41表 重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.14) (3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書*1	手順書の分類
所内電気設備機能喪失	所内電気設備	代替所内電気設備による電源供給	<u>大容量空冷式発電機</u>	全交流動力電源喪失の対応手順等 (二部事象ベース:運転員等及び保守対応要員)  大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			<u>燃料油貯蔵タンク*2</u>		
			<u>タンクローリ*2</u>		
			<u>大容量空冷式発電機用燃料タンク*3</u>		
			<u>大容量空冷式発電機用給油ポンプ*3</u>		
			<u>重大事故等対処用変圧器受電盤</u>		
			<u>重大事故等対処用変圧器盤</u>		
			<u>発電機車</u> (中容量発電機車又は高圧発電機車)		
			<u>変圧器車</u>		
			<u>可搬型分電盤</u>		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

\*1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。

\*2:大容量空冷式発電機、発電機車(高圧発電機車及び中容量発電機車)の燃料補給に使用する。

\*3:大容量空冷式発電機の燃料補給に使用する。

第1.15-42表 大規模損壊時の対応に係る発電所要員の力量管理について

要 員	必要な任務	力 量
緊急時対策本部要員 〔司令部要員及び各班の班長〕	<ul style="list-style-type: none"> <li>発電所における災害対策活動の実施</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>設備、系統の知識(事故状況の把握や処置判断ができること)</li> <li>事故時の対応操作(処置判断等を行い、指揮(指示、命令等)が行えること)</li> </ul>
緊急時対策本部要員 (上記以外の要員)	<ul style="list-style-type: none"> <li>発電所における災害対策活動の実施(班長指示による)</li> <li>班長の補佐</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>設備、系統の知識(事故状況の把握や処置判断ができること)</li> <li>事故時の対応操作(班長の補佐や通報連絡等の任務が行えること)</li> </ul>
重大事故等対策要員 〔運転員(当直含む) 運転対応要員〕	<ul style="list-style-type: none"> <li>災害状況の把握</li> <li>事故拡大防止に必要な運転上の措置</li> <li>事故対応時の個別作業〔主蒸気逃がし弁操作(手動)、補助給水流量調整(手動)等〕他</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>設備、系統の知識(事故状況の把握や処置判断、操作手順を理解していること)</li> <li>事故時の対応操作(処置判断等を行い、指揮(指示、命令等)が行えること、又は運転操作が行えること)</li> </ul>
重大事故等対策要員 (保修対応要員)	<ul style="list-style-type: none"> <li>事故対応時の個別作業〔電源確保作業、常設電動注入ポンプ起動準備作業 他〕</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>設備、系統の知識(操作手順を理解していること(設備、資機材の設置位置等を含む))</li> <li>事故時の対応操作(故障対応操作ができること)</li> </ul>
重大事故等対策要員 (協力会社)	<ul style="list-style-type: none"> <li>事故対応時の個別作業〔復水タンクへの補給作業、使用済燃料ピットへの補給作業等〕他</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>設備、系統の知識(操作手順を理解していること(設備、資機材の設置位置等を含む))</li> <li>事故時の対応操作(故障対応操作ができること)</li> </ul>

第1.15-43表 解析において影響緩和のため考慮する主要な安全機能  
— 運転時の異常な過渡変化

分類	機能	系統及び機器
MS-1	原子炉の緊急停止機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系 (トリップ機能)
	未臨界維持機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系 非常用炉心冷却系(ほう酸水注入機能)
	原子炉冷却材圧力バウンダリの過 圧防止機能	加圧器安全弁(開機能)
	原子炉停止後の除熱機能	補助給水系 主蒸気安全弁
	工学的安全施設及び原子炉停止系 への作動信号の発生機能	安全保護系
	安全上特に重要な関連機能	非常用電源系
MS-3	タービントリップ機能	タービントリップ

第 1.15-44 表 解析において影響緩和のため考慮する主要な安全機能  
— 設計基準事故

分 類	機 能	系 統 及 び 機 器
MS-1	原子炉の緊急停止機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系 (トリップ機能)
	未臨界維持機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系 非常用炉心冷却系(ほう酸水注入機能)
	原子炉冷却材圧力バウンダリの過 圧防止機能	加圧器安全弁(開機能)
	原子炉停止後の除熱機能	補助給水系、主蒸気安全弁 主蒸気隔離弁 主蒸気逃がし弁(手動逃がし機能)
	炉心冷却機能	非常用炉心冷却系
	放射性物質の閉じ込め機能 放射線の遮蔽及び放出低減機能	原子炉格納容器、アニュラス、原子炉格納容器 隔離弁、原子炉格納容器スプレイ系、アニュラス 空気浄化系、安全補機室空気浄化系
	工学的安全施設及び原子炉停止系 への作動信号の発生機能	安全保護系
	安全上特に重要な関連機能	非常用電源系
MS-2	異常状態の緩和機能	加圧器逃がし弁(手動開閉機能)
MS-3	タービントリップ機能	タービントリップ

第1.15-45表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (1/3)

分類	評価事象	2次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉停止機能喪失	ECCS 注水機能喪失	ECCS 再循環機能喪失	格納容器バイパス	
	評価指標	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1次系圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	インターフェースシステムLOCA	蒸気発生器伝熱管破損
物理現象										
炉心(核)	核分裂出力(中性子動特性)	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	出力分布変化	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	反応度帰還効果	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	制御棒効果	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	崩壊熱※1	○	○	○	○	○	○	○	○	○
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	—	—	○	—	○	○
	限界熱流束(CHF)※2	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	燃料被覆管酸化	—	—	—	—	—	○	—	—	—
	燃料被覆管変形	—	—	—	—	—	—	—	—	—
炉心(熱流動)	3次元熱流動	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	沸騰・ボイド率変化	○	○	○	—	○	○	○	○	○
	気液分離(水位変化)・対向流	○	○	○	—	—	○	○	○	○
	気液熱非平衡	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	圧力損失	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	ほう素濃度変化	—	—	—	—	—	—	—	—	—

○: 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)

—: 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1: 解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

※2: Critical Heat Flux

第1.15-45表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (2/3)

分類	評価事象	2次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉停止機能喪失	ECCS 注水機能喪失	ECCS 再循環機能喪失	格納容器バイパス	
	評価指標	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1次系圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	インターフェースシステムLOCA	蒸気発生器伝熱管破損
物理現象										
1次冷却系	冷却材流量変化(強制循環時)	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	冷却材流量変化(自然循環時)	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	—	○	○	—	—	○	—	○	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	○	○	—	—	○	—	○	—
	気液分離・対向流	—	○	○	—	—	—	○	○	—
	気液熱非平衡	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	圧力損失	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	構造材との熱伝達	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	ほう素濃度変化	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	ECCS 強制注入※1	○	—	—	—	—	○	○	○	○
	ECCS 蓄圧タンク注入※1	—	○	○	—	—	○	—	—	—
加圧器	気液熱非平衡	○	—	—	—	○	—	—	—	—
	水位変化	○	—	—	—	○	—	—	—	—
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	○	—	—	—	○	—	—	—	—

○: 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)

—: 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1: 解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。



第1.15-45表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (3/3)

分類	評価事象	2次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉停止機能喪失	ECCS 注水機能喪失	ECCS 再循環機能喪失	格納容器バイパス	
	物理現象	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1次系圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	インターフェースシステムLOCA	蒸気発生器伝熱管破損
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	○	○	—	○	○	—	○	○
	冷却材放出(臨界流・差圧流) ※1	—	○	○	—	○	○	—	○	○
	2次側水位変化・ドライアウト	○	—	—	—	○	—	—	—	—
	2次側給水(主給水・補助給水) ※1	—	○	○	—	○	○	—	○	○
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	気液界面の熱伝達	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	—	○	○	○	—	—	—	—	—
	スプレイ冷却※1	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	—	—	—	○※1	—	—	—	—	—

○: 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)

—: 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1: 解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第1.15-46表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
(運転中の原子炉における重大事故)(1/4)

分類	評価事象	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
	物理現象	原子炉格納容器圧力及び温度	1次系圧力	原子炉格納容器圧力	水素濃度	コンクリート侵食量
炉心(核)	核分裂出力	-	-	-	-	-
	反応度帰還効果	-	-	-	-	-
	制御棒効果	-	-	-	-	-
	崩壊熱 <sup>※1</sup>	○	○	○	○	○
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○
	燃料被覆管酸化	○	○	○	○	○
	燃料被覆管変形	○	○	○	○	○
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	-	-	-	-	-
	気液分離(水位変化)・対向流	-	-	-	-	-
	気液熱非平衡	-	-	-	-	-
	圧力損失	-	-	-	-	-

○: 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)

-: 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1: 解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第1.15-46表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
(運転中の原子炉における重大事故) (2/4)

分類	評価事象	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器 外の溶融燃料- 冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
	評価指標	原子炉格納容器 圧力及び温度	1次系圧力	原子炉格納容器 圧力	水素濃度	コンクリート 侵食量
1次冷却系	物理現象					
	冷却材流量変化(強制循環時)	—	—	—	—	—
	冷却材流量変化(自然循環時)	—	—	—	—	—
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	—	—	—	—	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	—	—	—	—
	気液分離・対向流	—	—	—	—	—
	気液熱非平衡	—	—	—	—	—
	圧力損失	—	—	—	—	—
	構造材との熱伝達	—	—	—	—	—
	ECCS 強制注入 <sup>※1</sup>	—	—	—	—	—
ECCS 蓄圧タンク注入 <sup>※1</sup>	—	—	—	—	—	
加圧器	気液熱非平衡	—	—	—	—	—
	水位変化	—	—	—	—	—
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	—	○	—	—	—

○: 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)

—: 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1: 解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第1.15-46表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
(運転中の原子炉における重大事故) (3/4)

分類	評価事象	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
	評価指標	原子炉格納容器圧力及び温度	1次系圧力	原子炉格納容器圧力	水素濃度	コンクリート侵食量
蒸気発生器	物理現象					
	1次側・2次側の熱伝達	－	－	－	－	－
	冷却材放出(臨界流・差圧流) <sup>※1</sup>	－	－	－	－	－
	2次側水位変化・ドライアウト	－	－	－	－	－
原子炉格納容器	2次側給水(主給水・補助給水) <sup>※1</sup>	－	－	－	－	－
	区画間・区画内の流動	○	－	○	○	○
	気液界面の熱伝達	－	－	－	－	－
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	○	－	－	○	－
	スプレイ冷却 <sup>※1</sup>	○	－	－	○	－
	格納容器再循環ユニット自然対流冷却	○	－	－	－	－
	放射線水分解等による水素発生	－	－	－	－	－
	水素濃度変化	－	－	－	○	－
水素処理	－	－	－	○	－	

○: 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)

－: 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1: 解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第1.15-46表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
(運転中の原子炉における重大事故)(4/4)

分類	評価事象	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
	物理現象	原子炉格納容器圧力及び温度	1次系圧力	原子炉格納容器圧力	水素濃度	コンクリート侵食量
(炉心損傷後)	リロケーション	○	○	○	○	○
	原子炉容器内 FCI※1 (溶融炉心細粒化)	－	○	－	－	－
	原子炉容器内 FCI※1 (デブリ粒子熱伝達)	－	○	－	－	－
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	○	○	○	－	○
	原子炉容器破損、溶融	○	○	○	○	○
	1次系内 FP※2 挙動	－	－	－	－	－
(原子炉格納容器損傷後)	原子炉容器破損後の高压溶融炉心放出	－	－	－	－	－
	格納容器雰囲気直接加熱	－	－	－	－	－
	原子炉容器外 FCI※1 (溶融炉心細粒化)	○	－	○	－	○
	原子炉容器外 FCI※1 (デブリ粒子熱伝達)	○	－	○	－	○
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	－	－	－	○	○
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	－	－	－	○	○
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	－	－	－	○	○
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	－	－	－	○	○
原子炉格納容器内 FP※2 挙動	－	－	－	－	－	

○: 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)

－: 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注)※1: Fuel-Coolant Interaction (溶融炉心と冷却水の相互作用)

※2: Fission Product (核分裂生成物)

第1.15-47表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
(運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (1/2)

分類	評価事象	崩壊熱除去 機能喪失	全交流動力 電源喪失	原子炉冷却材 の流出
	評価指標	炉心水位、燃 料被覆管温度	炉心水位、燃 料被覆管温度	炉心水位、燃 料被覆管温度
炉心(核)	物理現象			
	核分裂出力	—	—	—
	出力分布変化	—	—	—
	反応度帰還効果	—	—	—
	制御棒効果	—	—	—
	崩壊熱 <sup>※1</sup>	○	○	○
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	—	—	—
	燃料棒表面熱伝達	—	—	—
	限界熱流束(CHF) <sup>※2</sup>	—	—	—
	燃料被覆管酸化	—	—	—
	燃料被覆管変形	—	—	—
炉心(熱流動)	3次元熱流動	—	—	—
	沸騰・ボイド率変化	○	○	○
	気液分離(水位変化)・対向流	○	○	○
	気液熱非平衡	—	—	—
	圧力損失	—	—	—
	ほう素濃度変化	—	—	—

○:評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)

—:評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注)※1:解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

※2:Critical Heat Flux

第1.15-47表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
(運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (2/2)

分類	評価事象	崩壊熱除去 機能喪失	全交流動力 電源喪失	原子炉冷却材 の流出
	評価指標 物理現象	炉心水位、燃 料被覆管温度	炉心水位、燃 料被覆管温度	炉心水位、燃 料被覆管温度
1次冷却系	冷却材流量変化(強制循環時)	—	—	—
	冷却材流量変化(自然循環時)	—	—	—
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	—	—	○
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	—	—
	気液分離・対向流	—	—	—
	気液熱非平衡	—	—	—
	圧力損失	—	—	—
	構造材との熱伝達	—	—	—
	ほう素濃度変化	—	—	—
	ECCS 強制注入(充てん系含む) <sup>※1</sup>	○	○	○
	ECCS 蓄圧タンク注入 <sup>※1</sup>	○	○	—
加圧器	気液熱非平衡	—	—	—
	水位変化	—	—	—
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	—	—	—
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	—	—	—
	冷却材放出(臨界流・差圧流) <sup>※1</sup>	—	—	—
	2次側水位変化・ドライアウト	—	—	—
	2次側給水(主給水・補助給水) <sup>※1</sup>	—	—	—

○: 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)

—: 評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1: 解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第1.15-48表 解析に使用する計算プログラム一覧表  
— 運転時の異常な過渡変化

分類	解析項目	使用計算プログラム
炉心内の反応度 又は出力分布の 異常な変化	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	CHICKIN-M FACTRAN THINC-III MARVEL
	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	MARVEL FACTRAN
	制御棒の落下及び不整合	MARVEL THINC-III
	原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	——
炉心内の熱発生 又は熱除去の 異常な変化	原子炉冷却材流量の部分喪失	PHOENIX MARVEL FACTRAN THINC-III
	原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	MARVEL
	外部電源喪失	——
	主給水流量喪失	MARVEL
	蒸気負荷の異常な増加	
	2次冷却系の異常な減圧	
	蒸気発生器への過剰給水	
原子炉冷却材圧力 又は原子炉冷却材 保有量の異常な変化	負荷の喪失	MARVEL
	原子炉冷却材系の異常な減圧	
	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	



第1.15-49表 解析に使用する計算プログラム一覧表  
— 設計基準事故

分類	解析項目		使用計算プログラム
原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化	原子炉冷却材喪失	大破断	SATAN-M WREFLOOD BASH-M LOCTA-M COCO
		小破断	SATAN-M (Small LOCA) LOCTA-IV
	原子炉冷却材流量の喪失		PHOENIX MARVEL
	原子炉冷却材ポンプの軸固着		FACTRAN THINC-III
	主給水管破断		MARVEL FACTRAN THINC-III
	主蒸気管破断		MARVEL ANC THINC-III
反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化	制御棒飛び出し		TWINKLE FACTRAN THINC-III MARVEL
環境への放射性物質の異常な放出	放射性気体廃棄物処理施設の破損		————
	蒸気発生器伝熱管破損		MARVEL FACTRAN THINC-III
	燃料集合体の落下		————
	原子炉冷却材喪失		SCATTERING SPAN
	制御棒飛び出し		
原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化	原子炉冷却材喪失		SATAN-VI WREFLOOD COCO
	可燃性ガスの発生		————

第1.15-50表 有効性評価に使用する解析コード一覧表  
 ー運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

解析コード名	適用事故シーケンスグループ
M-RELAP5	<ul style="list-style-type: none"> <li>・2次冷却系からの除熱機能喪失</li> <li>・全交流動力電源喪失</li> <li>・原子炉補機冷却機能喪失</li> <li>・ECCS注水機能喪失</li> <li>・格納容器バイパス</li> </ul>
SPARKLE-2	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉停止機能喪失</li> </ul>
MAAP	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器の除熱機能喪失</li> <li>・ECCS再循環機能喪失</li> </ul>
COCO	<ul style="list-style-type: none"> <li>・全交流動力電源喪失</li> <li>・原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul>

第1.15-51表 有効性評価に使用する解析コード一覧表  
 - 運転中の原子炉における重大事故

解析コード名	適用格納容器破損モード
MAAP	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷                      (格納容器過圧・過温破損)</li> <li>・ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</li> <li>・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</li> <li>・ 水素燃焼</li> <li>・ 溶融炉心・コンクリート相互作用</li> </ul>
GOTHIC	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 水素燃焼</li> </ul>

第1.15-52表 有効性評価に使用する解析コード一覧表  
－ 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

解析コード名	適用事故シーケンスグループ
M-RELAP5	・崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・原子炉冷却材の流出

第1.15-53表 M-RELAP5における重要現象の不確かさ等(1/2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル	ORNL/THTFの試験解析より、熱伝達の不確かさが0%～-40%の範囲であり、保守的なモデルを使用していることを確認した。
	燃料被覆管酸化	ジルコニウム-水反応モデル	ORNLでの実験に基づく式を使用しており、不確かさは95%信頼区間の上限である。
	沸騰・ボイド率変化 気液分離・対向流	ボイドモデル 流動様式	ORNL/THTFの試験解析より、炉心水位の不確かさが0m～-0.3mであることを確認した。また、ROSA/LSTF SB-CL-18の試験解析より、コードでは、炉心水位低下を数百秒早く評価する可能性があることを確認した。大気圧程度の低圧時におけるボイドモデルによる炉心ボイド率の不確かさは±0.05程度であり、ボイド率の不確かさに伴う炉心水位の不確かさは±10%(±0.4m)程度であることを確認した。
1次冷却系	冷却材流量変化(自然循環時) 圧力損失	壁面熱伝達モデル 運動量保存則	PKLの試験解析より、自然循環流量を約20%過大評価することを確認した。
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	破断流モデル	Marvikenの試験解析より、サブクール臨界流量の不確かさが±10%、二相臨界流量の不確かさが-10%～+50%であることを確認した。
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	2流体モデル 壁面熱伝達モデル	ROSA/LSTF、PKLの試験解析より、2次系強制冷却時の1次系圧力の不確かさが0～+0.5MPaであることを確認した。
	気液分離・対向流	流動様式	凝縮量又は熱伝達の不確かさについて、1次系圧力で定量化し、ROSA/LSTF、PKLの試験解析より、1次系圧力の不確かさが0～+0.5MPaであることを確認した。
	ECCS 強制注入	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。
	蓄圧タンク注入	蓄圧タンクの非凝縮性ガス	入力値に含まれる。
加圧器	気液熱非平衡	2流体モデル	LOFT L6-1試験解析、LOFT L9-3試験解析より、加圧時の1次冷却材温度の不確かさが±2℃、1次系圧力の不確かさが±0.2MPaであることを確認した。
	水位変化		
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	臨界流モデル	

第1.15-53表 M-RELAP5における重要現象の不確かさ等 (2/2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	壁面熱伝達モデル	ROSA/LSTF、PKLの試験解析より、2次系強制冷却での減圧時の1次系圧力の不確かさが0～+0.5MPaであることを確認した。 LOFT L6-1試験解析、LOFT L9-3試験解析より、加圧時の1次冷却材温度の不確かさが±2℃、1次系圧力の不確かさが±0.2MPaであることを確認した。
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	臨界流モデル	入力値に含まれる。
	2次側水位変化・ドライアウト	2流体モデル	LOFT L6-1試験解析、LOFT L9-3試験解析より、ドライアウト特性を適切に模擬すること、及び、1次冷却材温度の不確かさが±2℃、1次系圧力の不確かさが±0.2MPaであることを確認した。
	2次側給水(主給水・補助給水)	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。

第1.15-54表 SPARKLE-2における重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (核)	中性子動特性(核分裂出力)	3次元動特性モデル 核定数フィード・バックモデル	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める。
	ドップラ反応度帰還効果		モンテカルロコードとの比較及びSPERT-III E-core実験解析より、ドップラ反応度帰還効果の不確かさとして従来から安全解析等に用いられてきた±10%が矛盾しないことを確認した。
	減速材反応度帰還効果		モンテカルロコードとの比較及び減速材温度係数測定検査との比較より、減速材温度係数の不確かさとして±3.6pcm/°Cであることを確認した。
	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	非定常熱伝導方程式	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める。
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	二相圧力損失モデル サブクールボイドモデル 気液相対速度	NUPEC管群ボイド試験解析より、予測値と測定値の差の標準偏差は4%であり、2σを考慮すると沸騰・ボイド率の不確かさとして±8%であることを確認した。
加圧器	気液熱非平衡	2流体モデル	LOFT L6-1試験解析、LOFT L9-3試験解析より、1次冷却材温度の不確かさとして±2°C、1次系圧力の不確かさとして±0.2MPaであることを確認した。
	水位変化		
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	二相/サブクール臨界流モデル	
蒸気 発生器	1次側・2次側の熱伝達	伝熱管熱伝達モデル	
	2次側水位変化・ドライアウト	2流体モデル	
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	臨界流モデル	入力値に含まれる。
	2次側給水(主給水・補助給水)	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。

第1.15-55表 MAAPにおける重要現象の不確かさ等(1/5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (核)	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱)	入力値に含まれる。
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	炉心モデル (炉心熱水力モデル)  溶融炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ)	TMI事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI事故分析結果と一致することを確認。 炉心ヒートアップ速度(燃料被覆管酸化が促進される場合)が早まることを想定し、仮想的な厳しい振幅ではあるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響を確認(代表4ループプラントを例とした)。 ・SBO、LOCAシーケンスとともに、運転員操作の起点となる炉心溶融の開始時刻には影響は小さい。 ・下部プレナムへのリロケーションの開始時刻は、SBOシーケンスでは約14分早まる。LOCAシーケンスでは約30秒早まる。
	燃料棒表面熱伝達		
	燃料被覆管酸化		
	燃料被覆管変形		
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	「ECCS再循環機能喪失」では、M-RELAP5コードよりも炉心露出を遅めに予測する傾向があり、これを不確かさとして取り扱う。M-RELAP5コードは炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。 ECCS再循環切替失敗直前の炉心領域とダウンカマの保有水量、ECCS再循環切替失敗後の崩壊熱による冷却材蒸散に伴う炉心水位低下の速度、炉心部のボイド率予測については、M-RELAP5コードと同等な結果が得られていることを確認。高温側配管領域の保有水量をM-RELAP5コードより多めに評価することを確認。これにより原子炉格納容器圧力を低めに評価するが、両コードの格納容器への放出エネルギーから見積もられる格納容器圧力の差は僅かであり、M-RELAP5コードでMAAPコードの計算結果を境界条件に用いることの影響は軽微であることを確認。また、M-RELAP5コードは炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。
	気液分離(炉心水位)・対向流		
1次系	気液分離・対向流	1次系モデル (1次系の熱水力モデル)	高温側配管領域の保有水量をM-RELAP5コードより多めに評価することを確認。これにより原子炉格納容器圧力を低めに評価するが、両コードの格納容器への放出エネルギーから見積もられる格納容器圧力の差は僅かであり、M-RELAP5コードでMAAPコードの計算結果を境界条件に用いることの影響は軽微であることを確認。また、M-RELAP5コードは炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。
	構造材との熱伝達	1次系モデル (1次系破損モデル)	—
	ECCS強制注入	安全系モデル(ECCS)	入力値に含まれる。
	蓄圧タンク注入	安全系モデル(蓄圧タンク)	注入特性の不確かさは入力値に含まれる。 感度解析により流動抵抗(圧損)の感度が小さいことを確認。



第1.15-55表 MAAPにおける重要現象の不確かさ等 (2/5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
加圧器	冷却材放出(臨界流・差圧流)	1次系モデル(加圧器モデル)	TMI事故解析より、Henry-Fauskeモデルを用いた加圧器逃がし弁からの放出流量を適正に評価することを確認。
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	蒸気発生器モデル	MB-2実験解析より、1次系から2次系への熱伝達を適正に評価することを確認した。ただし、2次系からの液相放出がある場合、伝熱量を過大評価する傾向を確認。
	冷却材放出(臨界流・差圧流)		MB-2実験解析より、蒸気放出の場合、放出量を適正に評価することを確認した。液相放出の場合、過大評価する傾向を確認。
	2次側水位変化・ドライアウト		MB-2実験解析より、ダウンコマ水位、伝熱部コラプス水位をほぼ適正に評価することを確認した。液相放出がある場合、伝熱部コラプス水位を低めに評価する傾向を確認。
原子炉格納容器	区画間の流動 (蒸気、非凝縮性ガス)	原子炉格納容器モデル(原子炉格納容器の熱水力モデル)	HDR実験解析及びCSTF実験解析の結果より以下を確認。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器内温度 : 十数℃程度高めに評価</li> <li>・原子炉格納容器圧力 : 1割程度高めに評価</li> <li>・非凝縮性ガス濃度 : 適正に評価</li> </ul> なお、HDR実験は、縦長格納容器と高い位置での水蒸気注入という特徴があり、国内PWRの場合、上記の不確かさは小さくなる方向と判断される。
	区画間の流動(液体)		
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導		
	スプレイ冷却	安全系モデル (格納容器スプレイモデル)	入力値に含まれる。
	水素濃度	原子炉格納容器モデル (水素発生)	TMI事故解析における水素発生期間と水素発生量について、TMI事故分析結果と一致することを確認。
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	格納容器再循環ユニットモデル	格納容器再循環ユニットの除熱性能に関する不確かさは入力値に含まれる。 水素が存在し、ドライ換算13vol%の場合、原子炉格納容器圧力を0.016MPa、温度を2℃の範囲で高めに評価することを確認(代表3ループプラントの場合)。

第1.15-55表 MAAPにおける重要現象の不確かさ等 (3/5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉 容器 (炉心 損傷後)	リロケーション	溶融炉心挙動モデル (リロケーション)	TMI事故解析における炉心損傷挙動について、TMI事故分析結果と一致することを確認した。 リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認(代表4ループプラントを例とした)。 ・下部プレナムへのリロケーション後の原子炉容器の破損時刻は、SBOシーケンスの場合約26分、LOCAシーケンスの場合約3分、それぞれ早まる。ただし、仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。
	原子炉容器内FCI(溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	原子炉容器内FCIに影響する項目として「デブリジェット径(炉心部の下部クラストの破損口径)」、「Ricou-Spaldingのエントレインメント係数」及び「デブリ粒子の径」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、1次系圧力の過渡的な変化に対して影響はあるものの、原子炉容器破損時点での1次系圧力に対する感度は小さいことを確認。
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	TMI事故解析における下部ヘッドの温度挙動についてTMI事故分析結果と一致することを確認した。 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、原子炉容器破損割合及び破損時刻に対して感度が小さいことを確認した。また、「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、1次系圧力及び原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認(代表4ループプラントを例とした)。
	原子炉容器破損、溶融	溶融炉心挙動モデル (原子炉容器破損モデル)	原子炉容器破損に影響する項目として「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み(しきい値)」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉容器破損時間が5分早まることを確認。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたケースであり、実機解析への影響は小さいと判断される。

第1.15-55表 MAAPにおける重要現象の不確かさ等(4/5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉格納容器(炉心損傷後)	原子炉容器外FCI(溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心挙動モデル(原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動)	<p>原子炉容器外FCI現象に関する項目として「原子炉下部キャビティ水深」、「Ricou-Spaldingのエントレインメント係数」、「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器破損口径」に関して、格納容器破損防止の「原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の事象をベースとする感度解析を行い、原子炉容器外FCIにより生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認。</p> <p>MCCI現象への影響の観点で、「原子炉下部キャビティ水深」及び「Ricou-Spaldingのエントレインメント係数」に関して、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行い、MCCIによるコンクリート侵食量への感度が小さいことを確認。</p>
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	溶融炉心挙動モデル(原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動)	<p>MCCI現象への影響の観点で、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行い、「原子炉下部キャビティ水深」、「Ricou-Spaldingのエントレインメント係数」及び「水-溶融炉心間の熱伝達係数」に関して、MCCIによるコンクリート侵食量への感度が小さいことを確認。「溶融炉心の拡がり面積」に関して、原子炉下部キャビティ床面積の約1/10を初期値とし、落下量に応じて拡がり面積が拡大する条件を設定した場合に、コンクリート侵食深さは約18cmとなることを確認。これらのパラメータについてコンクリート侵食に対して厳しい条件を重ね合わせた場合のコンクリート侵食は約19cmであり、継続的な侵食が生じないことを確認。MCCIによって発生する水素を加えても、最終的な格納容器内の水素濃度は6vol%程度(ドライ条件換算)であり、水素処理装置(PAR及びビグナイタ)による処理が可能なレベルであることを確認。ACE及びSURC実験解析より、溶融炉心堆積状態が既知である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認。</p>
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱		
	溶融炉心とコンクリートの伝熱		
	コンクリート分解・非凝縮性ガス発生		

第1.15-55表 MAAPにおける重要現象の不確かさ等 (5/5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉 容器 (炉心 損傷後)	1次系内核分裂生成物 (FP) 挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	PHEBUS-FP実験解析により、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されるが、燃料被覆管温度を高め評価し、燃料破損後のFP放出開始のタイミングも早く評価する結果となったが、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられることを確認。
原子炉 格納 容器 (炉心 損傷後)	原子炉格納容器内核分裂生成物 (FP) 挙動		ABCOVE実験解析により、原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価できることを確認。 炉心溶融検知に影響する項目として「炉心からのFP放出速度」を低減させた場合の感度解析を行い、原子炉格納容器上部区画の希ガス量への影響は小さいことを確認。

第1.15-56表 GOTHICにおける重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉 格納 容器	区画間・区画内の流動	保存式、流動を模擬する 構成式及び相関式	NUPEC試験TestM-7-1の試験解析により、ヘリウム濃度のコード予測性 から、モデルの不確かさが各区画の水素濃度予測に与える影響は約 2.4%と推定。
		非凝縮性ガスの輸送モデル	
		ノーディングスキーム	
	構造材と熱伝達及び内部熱伝導	多相流モデル	区画間・区画内の流動と同じ。
		熱伝達モデル	流動に影響する凝縮熱伝達モデルについて±40%程度。
		熱伝導モデル	不確かさはない。
	スプレー冷却	多相流モデル	区画間・区画内の流動と同じ。
		界面積モデル	
		界面伝達モデル	
	水素処理	PAR特性モデル	実規模試験に基づき、製造元が供給する水素処理に係る性能評価式 を使用(組込誤差約0.3%)。 THAI試験再現性より、水素処理量を少なく予測する傾向となる。
イグナイタによる 水素燃焼モデル		コード開発元による解析解との比較により、圧力で0.5%、 温度で1%。	

第1.15-57表 COCOにおける重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉 格納 容器	構造材と熱伝達及び内部熱伝導	ヒートシンク熱伝達モデル	CVTR Test-3試験解析より、熱伝達モデルとして修正内田の式を適用することで、原子炉格納容器圧力についてはピーク圧力を約1.6倍高く、原子炉格納容器内雰囲気温度については約20℃高めに評価することを確認。
		ヒートシンク内熱伝導モデル	

第1.15-58表 解析に使用する初期定常運転条件

	定 格 値	定 常 誤 差
原 子 炉 出 力	2,660MWt	±2%
1次冷却材平均温度	302.3℃	±2.2℃
原 子 炉 圧 力	15.41MPa	±0.21MPa

第1.15-59表 解析に使用する原子炉トリップ  
限界値及び応答時間

原子炉トリップ信号	解析に使用するトリップ限界値	応答時間 (秒)
出力領域中性子束高 (高設定)	118%(定格出力値に対して)	0.5
出力領域中性子束高 (低設定)	35%(定格出力値に対して)	0.5
過大温度 $\Delta T$ 高	1次冷却材平均温度等の関数 (第1.15-68図参照)	6.0
過大出力 $\Delta T$ 高	1次冷却材平均温度等の関数 (第1.15-68図参照)	6.0
原子炉圧力高	16.61MPa	2.0
原子炉圧力低	12.73MPa	2.0
1次冷却材流量低	87%(定格流量に対して)	1.0
1次冷却材ポンプ 電源電圧低	65%(定格値に対して)	1.2
蒸気発生器水位異常低	狭域水位検出器下端水位	2.0
タービントリップ	—	1.0



第1.15-60表 解析に使用する工学的安全施設作動信号の  
作動限界値及び応答時間

工学的安全施設作動信号	解析に使用する作動限界値	応答時間 (秒)
非常用炉心冷却設備作動信号		
a. 原子炉圧力低と 加圧器水位低の一致	12.04MPa(圧力) 水位検出器下端水位(水位)	2.0
b. 原子炉圧力異常低	11.36MPa	2.0
c. 主蒸気流量高と主蒸気 ライン圧力低の一致	(注) 参照(流量) 3.35MPa(圧力)	2.0
d. 原子炉格納容器圧力高	0.030MPa	2.0
主蒸気ライン隔離信号 主蒸気流量高と主蒸気ライン 圧力低の一致	非常用炉心冷却設備作動信号 のcと同じ	2.0
原子炉格納容器スプレイ作動信号 原子炉格納容器圧力異常高	0.119MPa	2.0

(注)主蒸気管破断で使用するが、この場合「主蒸気流量高」は瞬時に発生するため作動限界値は不要である。

第1.15-61表 よう素の吸入摂取による小児の実効線量係数  
及びI-131等価量への換算係数

核種	よう素の吸入摂取による 小児の実効線量係数 (mSv/Bq)	I-131等価量への換算 係数
I-131	$1.6 \times 10^{-4}$	1
I-132	$2.3 \times 10^{-6}$	$1.44 \times 10^{-2}$
I-133	$4.1 \times 10^{-5}$	$2.56 \times 10^{-1}$
I-134	$6.9 \times 10^{-7}$	$4.31 \times 10^{-3}$
I-135	$8.5 \times 10^{-6}$	$5.31 \times 10^{-2}$

第1.15-62表 よう素の炉心内蓄積量

核 種	核分裂収率(%)	半減期	炉心内蓄積量(Bq)
I-131	2.84	8.06 d	$2.46 \times 10^{18}$
I-132	4.21	2.28 h	$3.65 \times 10^{18}$
I-133	6.77	20.8 h	$5.86 \times 10^{18}$
I-134	7.61	52.6 min	$6.59 \times 10^{18}$
I-135	6.41	6.61 h	$5.55 \times 10^{18}$
合 計	—	—	$2.41 \times 10^{19}$

第1.15-63表 希ガスの炉心内蓄積量

核種	核分裂 収率(%)	半減期	γ線実効エネルギー (MeV/dis)	β線実効エネルギー (MeV/dis)	炉心内蓄積量 (Bq)	炉心内蓄積量 (γ線 0.5MeV 換算) (Bq)	炉心内蓄積量 (β線強度) (MeV・Bq/dis)
Kr- 83m	0.53	1.83 h	0.0025	0.037	$4.59 \times 10^{17}$	$2.29 \times 10^{15}$	$1.70 \times 10^{16}$
Kr- 85m	1.31	4.48 h	0.159	0.253	$1.13 \times 10^{18}$	$3.61 \times 10^{17}$	$2.87 \times 10^{17}$
Kr- 85	0.29	10.73 y	0.0022	0.251	$4.15 \times 10^{16}$	$1.83 \times 10^{14}$	$1.04 \times 10^{16}$
Kr- 87	2.54	76.3 min	0.793	1.323	$2.20 \times 10^{18}$	$3.49 \times 10^{18}$	$2.91 \times 10^{18}$
Kr- 88	3.58	2.80 h	1.950	0.377	$3.10 \times 10^{18}$	$1.21 \times 10^{19}$	$1.17 \times 10^{18}$
Xe- 131m	0.040	11.9 d	0.020	0.143	$3.44 \times 10^{16}$	$1.38 \times 10^{15}$	$4.92 \times 10^{15}$
Xe- 133m	0.19	2.25 d	0.042	0.190	$1.66 \times 10^{17}$	$1.39 \times 10^{16}$	$3.15 \times 10^{16}$
Xe- 133	6.77	5.29 d	0.045	0.135	$5.86 \times 10^{18}$	$5.28 \times 10^{17}$	$7.91 \times 10^{17}$
Xe- 135m	1.06	15.65 min	0.432	0.095	$9.15 \times 10^{17}$	$7.91 \times 10^{17}$	$8.70 \times 10^{16}$
Xe- 135	6.63	9.083h	0.250	0.316	$5.75 \times 10^{18}$	$2.87 \times 10^{18}$	$1.82 \times 10^{18}$
Xe- 138	6.28	14.17 min	1.183	0.611	$5.44 \times 10^{18}$	$1.29 \times 10^{19}$	$3.32 \times 10^{18}$
合計	—	—	—	—	$2.51 \times 10^{19}$	$3.31 \times 10^{19}$	$1.04 \times 10^{19}$

第1.15-64表 主要解析条件(2次冷却系からの除熱機能喪失)(1/2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	M-RELAP5	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100%(2,652MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度評価の観点から厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41+0.21MPa	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次系圧力が高いと蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却水が注水されるタイミングも遅くなることから厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	302.3+2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材平均温度(1次系保有エネルギー)が高いと蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却水が注水されるタイミングも遅くなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP:日本原子力学会推奨値 アクチニド:ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
	蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	48t/基	蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。
事故条件	起因事象	主給水流量喪失	主給水の喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	補助給水系機能喪失	補助給水系の機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、1次冷却材ポンプの運転が継続され、蒸気発生器1次側と2次側の熱伝達促進により蒸気発生器ドライアウトが早くなり、炉心崩壊熱が大きい状態でフィードアンドブリードを開始することから、炉心冷却上厳しい設定。

第1.15-64表 主要解析条件(2次冷却系からの除熱機能喪失)(2/2)

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に 関連する機器条件	原子炉トリップ信号	蒸気発生器水位異常低 (狭域水位11%) (応答時間2.0秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。 検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	充てん/高圧注入ポンプ	最小注入特性 (2台) (高圧注入特性: 0~約150m <sup>3</sup> /h、 0~約16.9MPa)	炉心冷却性が厳しくなる観点から、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した値として、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を設定。
	加圧器逃がし弁	95t/h/個 (2個)	加圧器逃がし弁の設計値として設定。
重大事故等対策に 関連する操作条件	フィードアンドブリード 開始 (安全注入信号手動発信+加 圧器逃がし弁手動開)	蒸気発生器広域水位 0%到達から5分後	蒸気発生器がドライアウトに至る水位として設定した蒸気発生器広域水位からフィードアンドブリード開始までの運転員等操作時間余裕として、蒸気発生器ドライアウト検知に対する時間余裕として2分、「非常用炉心冷却設備作動」信号手動発信及び充てん/高圧注入ポンプの起動確認として2分、加圧器逃がし弁の手動開として1分を想定しており、必要な時間を積み上げて設定。 なお、運転手順書における操作開始条件として設定されている蒸気発生器広域水位10%の根拠は、広域水位計はすべて停止中に使用するため低温で校正されており、出力運転状態でドライアウトに至った時の指示に計器誤差を見込んだものとしている。

第1.15-65表 主要解析条件(全交流動力電源喪失(RCPシールLOCAが発生する場合))(1/2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	M-RELAP5/COCO	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流、原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100%(2,652MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度評価の観点から厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41+0.21MPa	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次系圧力が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却水が注水されるタイミングも遅くなることから厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	302.3+2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材平均温度が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却水が注水されるタイミングも遅くなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP:日本原子力学会推奨値 アクチノイド:ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチノイドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
	蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	48t/基	蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。
	原子炉格納容器 自由体積	67,400m <sup>3</sup>	原子炉格納容器自由体積の標準値として設定。
	起因事象	外部電源喪失	外部電源喪失が発生するものとして設定。
事故条件	安全機能の喪失 に対する仮定	非常用所内交流電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失	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ものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	起因事象として、外部電源が喪失するものとしている。
	RCP からの漏えい率 (初期)	定格圧力において、約109m <sup>3</sup> /h/台 (480gpm/台)相当となる 口径約1.6cm(約0.6インチ)/台 (事象発生時からの漏えいを仮定)	米国NRCにて、保守的な漏えい率とされ、評価で使用されている値を使用。国内のRCPとNRCで評価された米国製RCPとで、漏えい量を決定する流路構造が同等であること及び臨界流モデルで評価した国内製RCPのシールからの漏えい率が米国評価の使用値より更に小さいことを確認していることより、保守的な設定。

第1.15-65表 主要解析条件(全交流動力電源喪失(RCPシールLOCAが発生する場合))(2/2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	1次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の65%) (応答時間 1.2 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生 60 秒後に注水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		160m <sup>3</sup> /h/3SG	タービン動補助給水ポンプの設計値210m <sup>3</sup> /hから、ミニフロー流量50m <sup>3</sup> /hを除いた値により設定。
	主蒸気逃がし弁	定格ループ流量の10%/個 (定格運転時)	定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量(ループ当たり)の10%を処理できる流量として設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> /基 (最低保有水量)	標準的に最低の保有水量を設定。
常設電動注入ポンプの原子炉への注水流量	30m <sup>3</sup> /h	想定する流出流量に対して、1次系圧力0.7MPa到達時点で炉心注水を開始することにより、炉心損傷防止が可能な流量として設定。	
重大事故等対策に関連する操作条件	2次系強制冷却開始(主蒸気逃がし弁開)	事象発生から 30 分後	運転員等操作時間として、事象発生の検知及び判断に10分、主蒸気逃がし弁の現地開操作に20分を想定して設定。
	1次系温度、圧力の保持	1次冷却材温度 208℃(約 1.7MPa 到達時)及び 1次冷却材温度 170℃ (約 0.7MPa 到達時)	208℃については、蒸気発生器2次側冷却による1次冷却系の自然循環を阻害するおそれがある窒素の混入を防止するために、蓄圧タンクから1次系に窒素が混入する圧力である約1.2MPaに対して、0.5MPaの余裕を考慮して設定。また、170℃については、余熱除去系への切替え等を考慮して設定。
	蓄圧タンク出口弁閉止	1次系圧力約 1.7MPa 到達及び代替交流電源確立(60分)から 10 分後	運転員等操作時間として、蓄圧タンク出口弁の駆動源である代替交流電源確立の検知及び判断に10分を想定し設定。
	2次系強制冷却再開(主蒸気逃がし弁開)	蓄圧タンク出口弁閉止から 10 分後	運転員等操作時間として、主蒸気逃がし弁の調整操作に10分を想定して設定。
	常設電動注入ポンプ起動	1次系圧力 0.7MPa 到達時	運転員等による代替炉心注水操作を実施するに当たっての余裕を考慮した時点として、安定状態到達後に1次系の温度及び圧力の維持を行う圧力である0.7MPa到達後に注水を実施するものとして設定。
	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。



第1.15-66表 主要解析条件(全交流動力電源喪失(RCPシールLOCAが発生しない場合))(1/2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	M-RELAP5	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100%(2,652MWt)×1.02 評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度評価の観点から厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41+0.21MPa 評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次系圧力が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却水が注水されるタイミングも遅くなることから厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	302.3+2.2℃ 評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材温度が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却水が注水されるタイミングも遅くなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP:日本原子力学会推奨値 アクチニド:ORIGEN2 (サイクル末期を仮定) 標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
	蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	48t/基 蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。
事故条件	起回事象	外部電源喪失 外部電源喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	非常用所内交流電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 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ものとして設定。
	外部電源	外部電源なし 起回事象として、外部電源が喪失するものとしている。
	RCP からの漏えい率 (初期)	定格圧力において1.5m <sup>3</sup> /h/台 相当となる 口径約0.2cm(約0.07インチ)/台 (事象発生時からの漏えいを仮定) RCPシールが健全な場合の漏えい率を評価した値に基づき設定。

第1.15-66表 主要解析条件(全交流動力電源喪失(RCPシールLOCAが発生しない場合))(2/2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	1次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の65%) (応答時間1.2秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生60秒後に注水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		160m <sup>3</sup> /h/3SG	タービン動補助給水ポンプの設計値210m <sup>3</sup> /hから、ミニフロー流量50m <sup>3</sup> /hを除いた値により設定。
	主蒸気逃がし弁	定格ループ流量の10%/個 (定格運転時)	定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量(ループ当たり)の10%を処理できる流量として設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> /基 (最低保有水量)	標準的に最低の保有水量を設定。
漏えい停止圧力	0.83MPa	RCP封水戻りラインに設置している逃がし弁の閉止圧力を基に設定。	
重大事故等対策に関連する操作条件	2次系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開)	事象発生から30分後	運転員等操作時間として、事象発生の検知及び判断に10分、主蒸気逃がし弁の現地開操作に20分を想定して設定。
	交流電源確立	事象発生後24時間	—
	1次系温度、圧力の保持	1次冷却材温度208℃ (約1.7MPa)到達時及び 1次冷却材温度170℃ (約0.7MPa)到達時	208℃については、蒸気発生器2次側冷却による1次冷却系の自然循環を阻害するおそれがある窒素の混入を防止するために、蓄圧タンクから1次系に窒素が混入する圧力である約1.2MPaに対して、0.5MPaの余裕を考慮して設定。また、170℃については、余熱除去系への切替え等を考慮して設定。
	蓄圧タンク出口弁閉止	1次系圧力約1.7MPa到達及び代替交流電源確立(24時間)から10分後	運転員等操作時間として、蓄圧タンク出口弁の駆動源である代替交流電源確立の検知及び判断に10分を想定し設定。
	2次系強制冷却再開 (主蒸気逃がし弁開)	蓄圧タンク出口弁閉止+10分	運転員等操作時間として、主蒸気逃がし弁の調整操作に10分を想定して設定。
	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。

第1.15-67表 主要解析条件(原子炉格納容器の除熱機能喪失)(1/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	MAAP	本重要事故シーケンスの重要現象である原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100%(2,652MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなることから、炉心水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41+0.21MPa	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次系圧力が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	302.3+2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材平均温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP: 日本原子力学会推奨値 アクチノイド: ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチノイドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
	蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	48t/基	蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。
	原子炉格納容器 自由体積	67,400m <sup>3</sup>	原子炉格納容器自由体積の標準値として設定。
事故条件	起因事象	中破断 LOCA 破断位置: 低温側配管 破断口径: 約 10cm (4 インチ)	破断位置の差異は小さいものの、蒸気発生器2次側保有水の有する熱量が、原子炉格納容器内に放出されることによる長期的な原子炉格納容器圧力の上昇の早さの観点も踏まえて、低温側配管の破断を設定。破断口径は、原子炉格納容器圧力上昇を厳しくする約10cm (4インチ)を設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	格納容器スプレイ注入機能喪失	格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、非常用炉心冷却設備の作動が早くなり、再循環切替えの時期が早くなるため、より崩壊熱の高い時期に高温のサンプル水を炉心注水することになり、原子炉格納容器に放出されるエネルギーが大きくなる。このため、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点から厳しい設定。

第1.15-67表 主要解析条件(原子炉格納容器の除熱機能喪失)(2/3)

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.73MPa) (応答時間 2.0 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	非常用炉心冷却設備 作動信号	原子炉圧力異常低 (11.36MPa) (応答時間 0 秒)	非常用炉心冷却設備作動設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いる非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。 非常用炉心冷却設備の作動が早くなることで原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが増加するため、応答時間は0秒と設定。
	充てん／高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ	最大注入特性 (2 台) (高圧注入特性: 0～約 220m <sup>3</sup> /h、 0～約 19.4MPa) (低圧注入特性: 0～約 1,730m <sup>3</sup> /h、 0～約 1.2MPa)	原子炉格納容器圧力を厳しくするように、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性を設定。 破断口からの放出量が増加し、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度の評価の観点から厳しい設定。
	補助給水ポンプ	非常用炉心冷却設備 作動限界値到達から60秒後に 注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
280m <sup>3</sup> /h/3SG		電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台の補助給水全台運転時(ポンプ容量は設計値(ミニフロー流量除く)を想定)に3基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。	

第1.15-67表 主要解析条件(原子炉格納容器の除熱機能喪失)(3/3)

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa (最低保持圧力)	標準的に最低の保持圧力を設定。 蓄圧タンクの保持圧力が低いと、炉心への注水のタイミングが遅くなり、原子炉格納容器内に放出されるエネルギー量が減少する方向となるが、その影響は軽微であることから、標準的に最低の保持圧力を設定。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> /基 (最低保有水量)	標準的に最低の保有水量を設定。 蓄圧タンクの保有水量が少ないと、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが減少する方向となるが、その影響は軽微であることから、標準的に最低の保有水量を設定。
	再循環切替	燃料取替用水タンク 水位低(16%)到達	再循環切替を行う燃料取替用水タンク水位として設定。 燃料取替用水タンク水量については標準値として設定。
	格納容器 再循環ユニット	2基  1基当たりの除熱特性 (100℃～約155℃、 約1.9MW～約8.1MW)	格納容器再循環ユニット除熱特性の標準値として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	格納容器 再循環ユニットによる 格納容器内自然対流冷却開始	原子炉格納容器最高使用圧力到達から30分後	運転員等操作時間として、原子炉補機冷却水サージタンクの現場加圧操作や中央制御室での格納容器再循環ユニットによる冷却開始操作等を考慮して、格納容器内自然対流冷却の開始操作に、原子炉格納容器の最高使用圧力(設計値)より高めの値である0.283MPa(標準値)到達から30分を想定して設定。

第1.15-68表 主要解析条件(原子炉停止機能喪失(主給水流量喪失))(1/2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	SPARKLE-2	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における減速材反応度帰還効果、ドップラ反応度帰還効果等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力(初期)	100%(2,652MWt)	定格値を設定。
	1次系圧力(初期)	15.41MPa	定格値を設定。
	1次冷却材平均温度(初期)	302.3℃	定格値を設定。
	炉心崩壊熱	FP:日本原子力学会推奨値 アクチノド:ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチノドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
	減速材温度係数(初期)	$-13 \times 10^{-5} (\Delta K/K) / ^\circ C$	事象進展に影響が大きいパラメータである減速材温度係数は、評価結果を厳しくするように設定。負の反応度帰還効果が小さくなるよう、炉心サイクル寿命中の変化、取替炉心のばらつき及び解析コードの不確かさを考慮し、サイクル初期の値をもとに、2ループ、3ループ、4ループ炉心に対して共通に適用できる保守的な値として設定。減速材温度係数の初期値が $-13 \times 10^{-5} (\Delta K/K) / ^\circ C$ となるように炉心のほう素濃度を高めることにより設定。なお、本設定は平衡炉心より正側の値となっている。 事象進展中の減速材反応度帰還効果は、時々刻々の減速材密度変化等に基づき3次元炉心動特性モデルにより評価される。
	ドップラ特性	ウラン燃料平衡炉心を代表するドップラ特性	標準値として設定。 ドップラ特性は装荷炉心毎に大きく変わらず評価結果に与える影響は小さいが、燃料温度の低下に伴う正の反応度帰還効果を大きくすることにより評価結果は厳しくなる方向であるため、ドップラ係数を保守的に設定。 事象進展中のドップラ反応度帰還効果は、時々刻々の燃料温度変化等に基づき3次元炉心動特性モデルにより評価される。
	対象炉心	ウラン燃料平衡炉心に対して、設定した減速材温度係数、ドップラ特性を考慮した炉心	炉心における燃料仕様や燃料装荷パターン、出力分布による影響は小さいため、ウラン燃料平衡炉心に対して、事象進展への影響が大きい反応度帰還効果を保守的に考慮した炉心を設定。
蒸気発生器2次側保有水量(初期)	48t基	蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。	

第1.15-68表 主要解析条件(原子炉停止機能喪失(主給水流量喪失))(2/2)

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	主給水流量喪失	主給水の喪失を想定。
	安全機能の喪失に対する仮定	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、1次冷却材ポンプが作動していることから1次冷却材流量が低下せず、1次冷却材温度上昇が小さくなり、減速材温度係数の負の反応度帰還効果が小さくなるため、圧力評価上厳しくなる。
重大事故等対策に関連する機器条件	多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)(主蒸気ライン隔離/補助給水ポンプ作動)	蒸気発生器水位異常低(狭域水位7%)(応答時間2.0秒)	多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)(電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの自動起動並びに主蒸気ライン隔離の自動作動)の作動設定点は、評価結果を厳しくするように、設定の下限値である蒸気発生器狭域水位7%を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	主蒸気ライン隔離	多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)作動設定点到達から17秒後に隔離完了	主蒸気ライン隔離時間は、信号遅れ、タイマ設定値及び主蒸気隔離弁閉止時間を考慮して設定。
	補助給水ポンプ	多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)作動設定点到達から60秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ、タイマ設定値及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		280m <sup>3</sup> /h/3SG	電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台の補助給水全台運転時(ポンプ容量は設計値(ミニフロー流量除く)を想定)に3基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。

第1.15-69表 主要解析条件(原子炉停止機能喪失(負荷の喪失))(1/2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	SPARKLE-2	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における減速材反応度帰還効果、ドップラ反応度帰還効果等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力(初期)	100%(2,652MWt)	定格値を設定。
	1次系圧力(初期)	15.41MPa	定格値を設定。
	1次冷却材平均温度(初期)	302.3℃	定格値を設定。
	炉心崩壊熱	FP:日本原子力学会推奨値 アクチノド:ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチノドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
	減速材温度係数(初期)	$-13 \times 10^{-5} (\Delta K/K) / ^\circ C$	事象進展に影響が大きいパラメータである減速材温度係数は、評価結果を厳しくするように設定。負の反応度帰還効果が小さくなるよう、炉心サイクル寿命中の変化、取替炉心のばらつき及び解析コードの不確かさを考慮し、サイクル初期の値をもとに、2ループ、3ループ、4ループ炉心に対して共通に適用できる保守的な値として設定。減速材温度係数の初期値が $-13 \times 10^{-5} (\Delta K/K) / ^\circ C$ となるように炉心のほう素濃度を高めることにより設定。なお、本設定は平衡炉心より正側の値となっている。 事象進展中の減速材反応度帰還効果は、時々刻々の減速材密度変化等に基づき3次元炉心動特性モデルにより評価される。
	ドップラ特性	ウラン燃料平衡炉心を代表するドップラ特性	標準値として設定。 ドップラ特性は装荷炉心毎に大きく変わらず評価結果に与える影響は小さいが、燃料温度の低下に伴う正の反応度帰還効果を大きくすることにより評価結果は厳しくなる方向であるため、ドップラ係数を保守的に設定。 事象進展中のドップラ反応度帰還効果は、時々刻々の燃料温度変化等に基づき3次元炉心動特性モデルにより評価される。
	対象炉心	ウラン燃料平衡炉心に対して、設定した減速材温度係数、ドップラ特性を考慮した炉心	炉心における燃料仕様や燃料装荷パターン、出力分布による影響は小さいため、ウラン燃料平衡炉心に対して、事象進展への影響が大きい反応度帰還効果を保守的に考慮した炉心を設定。
蒸気発生器2次側保有水量(初期)	48t/基	蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。	



第1.15-69表 主要解析条件(原子炉停止機能喪失(負荷の喪失))(2/2)

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	負荷の喪失	圧力評価の観点で評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるように、蒸気負荷の喪失と主給水の喪失が同時に起こる全主蒸気隔離弁誤閉止若しくは復水器の故障を想定。
	安全機能の喪失に対する仮定	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、1次冷却材ポンプが作動していることから1次冷却材流量が低下せず、1次冷却材温度上昇が小さくなり、減速材温度係数の負の反応度帰還効果が小さくなるため、圧力評価上厳しくなる。
重大事故等対策に関連する機器条件	多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)(主蒸気ライン隔離/補助給水ポンプ作動)	蒸気発生器水位異常低(狭域水位7%)(応答時間2.0秒)	多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)(電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの自動起動並びに主蒸気ライン隔離の自動作動)の作動設定点は、評価結果を厳しくするように、設定の下限值である蒸気発生器狭域水位7%を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	補助給水ポンプ	多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)作動設定点到達から60秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ、タイマ設定値及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		280m <sup>3</sup> /h/3SG	電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台の補助給水全台運転時(ポンプ容量は設計値(ミニフロー流量除く)を想定)に3基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。

第1.15-70表 主要解析条件(ECCS注水機能喪失)(1/2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	M-RELAP5	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100%(2,652MWt)×1.02 評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度評価の観点から厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41+0.21MPa 評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次系圧力が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却水が注水されるタイミングも遅くなることから厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	302.3+2.2℃ 評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材平均温度(1次系保有エネルギー)が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却水が注水されるタイミングも遅くなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP: 日本原子力学会推奨値 アクチノイド: ORIGEN2 (サイクル末期を仮定) 標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチノイドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
	蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	48t/基 蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。
事故条件	起因事象	中破断LOCA 破断位置: 低温側配管 破断口径: 約15cm(6インチ) 約10cm(4インチ) 約5cm(2インチ) 中破断LOCAが発生するものとして設定。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低温側配管とし、原子炉容器と非常用炉心冷却設備の注入配管との間において破断するものとして設定。破断口径は、高圧注入系が機能喪失した際に低圧注入を行うための1次系の減圧又は高圧注入系による炉心冷却が必要な範囲として設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	高圧注入機能喪失 高圧注入系の機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし 外部電源がない場合、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設作動設備の作動遅れの観点から炉心冷却上厳しい設定。

第1.15-70表 主要解析条件(ECCS注水機能喪失)(2/2)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.73MPa) (応答時間2.0秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。	
	非常用炉心冷却設備作動信号	原子炉圧力低と加圧器水位低の一致 (12.04MPa、水位検出器下端) (応答時間2.0秒) あるいは 原子炉圧力異常低 (11.36MPa) (応答時間2.0秒)	非常用炉心冷却設備作動設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いる非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。	
	余熱除去ポンプ	最小注入特性 (2台) (低圧注入特性: 0～約830m <sup>3</sup> /h、 0～約0.7MPa)	余熱除去ポンプ注入特性の標準値として設定。 炉心冷却性が厳しくなる観点から、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を設定。	
	補助給水ポンプ	非常用炉心冷却設備作動限界値到達から60秒後に注水開始		補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		280m <sup>3</sup> /h/3SG		電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台の補助給水全台運転時(ポンプ容量は設計値(ミニフロー流量除く)を想定)に3基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
	主蒸気逃がし弁	定格ループ流量の10%/個 (定格運転時)	定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量(ループ当たり)の10%を処理できる流量として設定。	
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa(最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。	
	蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> /基(最低保有水量)	標準的に最低の保有水量を設定。	
重大事故等対策に関連する操作条件	2次系強制冷却開始(主蒸気逃がし弁開)	非常用炉心冷却設備作動信号発信から10分後に開始し1分で完了	運転員等操作時間として、事象発生を検知及び判断に10分、主蒸気逃がし弁の中央制御室開操作に1分を想定して設定。	
	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。	

第1.15-71表 主要解析条件(ECCS再循環機能喪失)(1/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	MAAP	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒表面熱伝達、沸騰・ポイド率変化等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100%(2,652MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなり、1次冷却材の蒸散量が大きくなることから、炉心水位を確保しにくく、燃料被覆管温度が高くなり厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41+0.21MPa	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次系圧力が高いと、ECCS注水流量が少なくなるとともに、蓄圧注入のタイミングも遅くなることから、炉心水位を確保しにくくなり厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	302.3+2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材平均温度が高いと、ECCS注水流量が少なくなるとともに、蓄圧注入のタイミングも遅くなることから、炉心水位を確保しにくくなり厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP:日本原子力学会推奨値 アクチノド:ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチノドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
	蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	48t/基	蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。
	原子炉格納容器自由体積	67,400m <sup>3</sup>	原子炉格納容器自由体積の標準値として設定。
事故条件	起因事象	大破断 LOCA 破断位置:低温側配管 破断口径:完全両端破断	破断位置は、炉心冠水遅れや炉心冷却能力低下の観点から低温側配管とし、原子炉容器と非常用炉心冷却設備の注入配管との間において破断するものとして設定。破断口径は、1次冷却材配管(約0.70m(27.5インチ))の完全両端破断として設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	ECCS 再循環機能喪失	ECCS再循環機能(低压再循環機能)が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、非常用炉心冷却設備の作動が早くなり、再循環切替失敗の時期が早くなる。このため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなる。
	再循環切替	燃料取替用水タンク水位低(16%) 到達時に ECCS 再循環に失敗	再循環切替を行う燃料取替用水タンク水位として設定。 燃料取替用水タンク水量については標準値として設定。

第1.15-71表 主要解析条件(ECCS再循環機能喪失)(2/3)

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.73MPa) (応答時間2.0秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	非常用炉心冷却設備 作動信号	原子炉圧力異常低 (11.36MPa) (応答時間0秒)	非常用炉心冷却設備作動設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いる非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。非常用炉心冷却設備の作動が早くなることで再循環切替失敗の時期が早くなる。このため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなることから、応答時間は0秒と設定。
	原子炉格納容器スプレイ 作動信号	原子炉格納容器圧力異常高 (0.136MPa) (応答時間0秒)	原子炉格納容器スプレイ作動限界値の標準値として設定。原子炉格納容器スプレイ設備の作動が早くなることで再循環切替失敗の時期が早くなる。このため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなることから、応答時間は0秒と設定。
	充てん／高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ	最大注入特性(2台) (高圧注入特性:0～約350m <sup>3</sup> /h、 0～約15.6MPa) 低圧注入特性(0～約1,820m <sup>3</sup> /h、 0～約1.3MPa)	充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ注入特性の標準値として設定。再循環切替時間が早くなるように、最大注入特性を設定。炉心への注水量が多いと水源である燃料取替用水タンクの水位低下が早くなるため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しい設定。
	格納容器スプレイポンプ	最大流量 (注入時:2台) (再循環時:1台)	格納容器スプレイポンプ流量は、設計値より多めの値である標準値として設定。再循環切替時間が早くなるように、最大流量を設定。原子炉格納容器へのスプレイ量が多いと水源である燃料取替用水タンクの水位低下が早くなるため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しい設定。
	補助給水ポンプ	非常用炉心冷却設備作動限界値到達 から60秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
280m <sup>3</sup> /h/3SG		電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台の補助給水全台運転時(ポンプ容量は設計値(ミニフロー流量除く)を想定)に3基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。	

第1.15-71表 主要解析条件(ECCS再循環機能喪失)(3/3)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に 関連する機器条件	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa(最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> /基(最低保有水量)	炉心への注水量を少なくする最低の保有水量を設定。
	代替再循環注水流量	200m <sup>3</sup> /h	再循環切替時間約19分時点での崩壊熱に相当する蒸散量(約112m <sup>3</sup> /h)を上回る流量として設定。
重大事故等対策に 関連する操作条件	代替再循環開始	再循環切替失敗から30分後 (この間は注水がないと仮定)	運転員等操作時間として、格納容器スプレイポンプによる代替再循環の現場での系統構成や中央制御室での代替再循環開始操作等に余裕を考慮して、代替再循環の開始操作に30分を想定して設定。なお、運用上は解析コードMAAPの炉心水位の予測の不確かさを考慮し、格納容器スプレイポンプによる代替再循環を実際に見込まれる操作時間であるECCS再循環切替失敗から15分後(訓練実績:7分)までに開始する。

第1.15-72表 主要解析条件(格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA))(1/3)

項目	主要解析条件		条件設定の考え方	
解析コード	M-RELAP5		本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100%(2,652MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度評価の観点から厳しい設定。	
	1次系圧力 (初期)	15.41+0.21MPa	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次系圧力が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなり、非常用炉心冷却設備注水のタイミングが遅くなることに伴い、比較的低温の冷却水が注水されるタイミングも遅くなることから厳しい設定。	
	1次冷却材平均温度 (初期)	302.3+2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材平均温度が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなり、非常用炉心冷却設備注水のタイミングが遅くなることに伴い、比較的低温の冷却水が注水されるタイミングも遅くなることから厳しい設定。	
	炉心崩壊熱	FP:日本原子力学会推奨値 アクチニド:ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。	
	蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	48t/基	蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。	
事故条件	起因事象	余熱除去系統入口隔離弁の誤開 又は破損		余熱除去系統入口隔離弁の誤開又は破損による余熱除去系統の圧力上昇により、余熱除去系統からの漏えいが発生するものとして設定。
		破断箇所	破断口径	余熱除去ポンプ入口逃がし弁については、実機における口径を基に設定。
		原子炉格納容器外の余熱 除去冷却器出口逃がし弁	約3.3cm (約1.3インチ)	余熱除去冷却器出口逃がし弁については、口径の標準値として設定。
		原子炉格納容器内の余熱 除去ポンプ入口逃がし弁	約11cm (約4.2インチ)	余熱除去系機器等については、実機での破断面積に係る評価結果を上回る値として、NUPEC報告書の値を基に設定。
	原子炉格納容器外の余熱 除去系機器等	約4.1cm (約1.6インチ)	なお、本設定は実機で想定される余熱除去系逃がし弁と余熱除去系機器等の破断口径として設定した合計値と等価である。 また、余熱除去系機器等の破断面積の評価においては、余熱除去系統の圧力挙動の評価結果を踏まえ、配管破断は生じることはなく、余熱除去系統の低圧側に静的に1次冷却材系統の圧力、温度相当まで加圧及び加温されるものとしている。	
	安全機能の喪失 に対する仮定	余熱除去機能喪失		余熱除去機能が喪失するものとして設定。
外部電源	外部電源なし		外部電源がない場合、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設作動設備の作動遅れの観点から炉心冷却上厳しい設定。	

第1.15-72表 主要解析条件(格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA))(2/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.73MPa) (応答時間2.0秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
非常用炉心冷却設備作動信号	原子炉圧力異常低 (11.36MPa) (応答時間2.0秒)	非常用炉心冷却設備作動設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いる非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
充てん/高圧注入ポンプ	最大注入特性 (2台) (高圧注入特性: 0~約220m <sup>3</sup> /h、 0~約19.4MPa)	充てん/高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、漏えい量を増加させる観点から、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性を設定。
補助給水ポンプ	非常用炉心冷却設備作動限界値到達から 60秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
	280m <sup>3</sup> /h/3SG	電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台の補助給水全台運転時(ポンプ容量は設計値(ミニフロー流量除く)を想定)に3基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。
蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> /基 (最低保有水量)	標準的に最低の保有水量を設定。
主蒸気逃がし弁	定格ループ流量の10%/個 (定格運転時)	定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量(ループ当たり)の10%を処理できる流量として設定。
余熱除去系逃がし弁 吹止まり圧力	余熱除去冷却器出口逃がし弁及び 余熱除去ポンプ入口逃がし弁の設計値	余熱除去系逃がし弁は設計値にて閉止するものとして設定。

重大事故等対策に関連する機器条件



第1.15-72表 主要解析条件(格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA))(3/3)

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	2次系強制冷却開始	安全注入信号発信から25分後	運転員等操作時間として、事象判断に10分、安全注入信号のリセット操作、余熱除去ポンプ停止操作、余熱除去系統の中央制御室からの隔離操作等に14分、主蒸気逃がし弁開操作に1分を想定し、必要な時間を積み上げて設定。
	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。
	加圧器逃がし弁の開閉操作	加圧器逃がし弁の開閉操作に係る条件成立後	運転員等操作として、加圧器逃がし弁の開閉操作に係る条件が成立すれば適宜開閉するよう設定。
	非常用炉心冷却設備から充てん系への切替	非常用炉心冷却設備停止条件成立から2分後	運転員等操作時間として、充てん/高圧注入ポンプの高圧モードから充てんモードへの切替操作に2分を想定して設定。
	充てん流量の調整	加圧器水位計測範囲内	運転員等操作として、加圧器水位計測範囲内を維持するように設定。

第1.15-73表 主要解析条件(格納容器バイパス(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故))(1/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	M-RELAP5	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100%(2,652MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度評価の観点から厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41+0.21MPa	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次系圧力が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなり、非常用炉心冷却設備注水のタイミングが遅くなることに伴い、比較的低温の冷却水が注水されるタイミングも遅くなることから厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	302.3+2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材平均温度が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなり、非常用炉心冷却設備注水のタイミングが遅くなることに伴い、比較的低温の冷却水が注水されるタイミングも遅くなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP:日本原子力学会推奨値 アクチニド:ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
	蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	48t/基	蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。
事故条件	起因事象	1基の蒸気発生器の伝熱管1本の 両端破断	1基の蒸気発生器の伝熱管1本が瞬時に両端破断するものとして設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	主蒸気安全弁1個の開固着	破損側蒸気発生器隔離失敗の想定として、原子炉トリップ後に主蒸気逃がし弁が作動した時点で、破損側蒸気発生器につながる主蒸気安全弁1個が開固着するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設作動設備の作動遅れの観点から炉心冷却上厳しい設定。

第1.15-73表 主要解析条件(格納容器バイパス(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故))(2/3)

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.73MPa) (応答時間2.0秒) あるいは 過大温度ΔT高 (1次冷却材温度等の関数) (応答時間6.0秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	非常用炉心冷却設備作動信号	原子炉圧力低と加圧器水位低の一致 (12.04MPa、水位検出器下端) (応答時間2.0秒)	非常用炉心冷却設備作動設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いる非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	充てん／高圧注入ポンプ	最大注入特性 (2台) (高圧注入特性: 0～約220m <sup>3</sup> /h、 0～約19.4MPa)	充てん／高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、漏えい量を増加させる観点から、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性を設定。
	補助給水ポンプ	非常用炉心冷却設備作動限界値到達から 60秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		280m <sup>3</sup> /h/3SG	電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台の補助給水全台運転時(ポンプ容量は設計値(ミニフロー流量除く)を想定)に3基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
主蒸気逃がし弁	定格ループ流量の10%/個 (定格運転時)	定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量(ループ当たり)の10%を処理できる流量として設定。	

第1.15-73表 主要解析条件(格納容器バイパス(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故))(3/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
①破損SGへの補助給水停止 ②破損SGからのタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁閉止 ③破損SG主蒸気隔離弁閉止	原子炉トリップ後10分で開始し、約2分で完了	運転員等操作時間として、事象発生を検知及び判断に10分、①、②及び③の操作に約2分を想定し、必要な時間を積み上げて設定。
健全側主蒸気逃がし弁開	破損SG隔離操作完了後1分で開始	運転員等操作時間として、破損SG隔離操作完了後、主蒸気逃がし弁の中央制御室開操作に1分を想定し、必要な時間を積み上げて設定。
補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。
加圧器逃がし弁の開閉操作	加圧器逃がし弁の開閉操作に係る条件成立後	運転員等操作として、加圧器逃がし弁の開閉操作に係る条件が成立すれば適宜開閉するよう設定。
非常用炉心冷却設備から充てん系への切替	非常用炉心冷却設備停止条件成立から2分後	運転員等操作時間として、充てん/高圧注入ポンプの高圧モードから充てんモードへの切替操作に2分を想定して設定。
充てん流量の調整	加圧器水位計測範囲内	運転員等操作として、加圧器水位計測範囲内を維持するように設定。
余熱除去系による炉心冷却開始	余熱除去運転条件成立後	余熱除去運転条件が成立すれば、余熱除去システムによる炉心冷却を開始するよう設定。

重大事故等対策に関連する操作条件

第1.15-74表 主要解析条件(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))(1/2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	M-RELAP5	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	原子炉停止後の時間	55時間 評価結果を厳しくするように、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き開始までの時間として考えられる最短時間に余裕を見た時間として設定。 原子炉停止後の時間が短いと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散率も大きくなることから、1次系保有水量を確保しにくく厳しい設定。
	1次系圧力(初期)	大気圧(0MPa) ミッドループ運転時は1次系を大気開放状態としていることから設定。
	1次冷却材高温側温度(初期)	93℃(保安規定モード5) 評価結果を厳しくするように、ミッドループ運転時の運転モード(モード5)の上限値として設定。 1次冷却材温度が高いと1次系の保有熱が大きくなり、1次系保有水量を確保しにくくなることから、厳しい設定。
	1次冷却材水位(初期)	原子炉容器出入口配管中心高さ+8cm 評価結果を厳しくするように、プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転時の水位に余裕を見た水位として設定。 ミッドループ運転時の水位が低いと1次系保有水量が少なくなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP:日本原子力学会推奨値 アクチノド:ORIGEN2(サイクル末期を仮定) 標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチノドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
	燃料取替用水タンク水量	1,900m <sup>3</sup> 燃料取替用水タンク水量の標準値として設定。
	1次系開口部	加圧器安全弁3個取外し 加圧器のベント弁2個開放 ミッドループ運転時の蒸気放出経路として、確保している蒸気放出経路を設定。
	2次系の状態	2次系からの冷却なし 崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い、1次系保有水量の減少を早める観点から、2次系からの冷却は想定しない。
事故条件	起因事象	運転中の余熱除去系機能喪失 余熱除去ポンプ1台での浄化運転中に、余熱除去ポンプの故障等により運転中の余熱除去系が機能喪失するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	待機中の余熱除去系機能喪失 運転中の余熱除去系の機能喪失後に待機中の余熱除去系が機能喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし 外部電源がない場合、ディーゼル発電機にて充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の確保の観点で厳しくなる外部電源がない場合を設定。

第1.15-74表 主要解析条件(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))(2/2)

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	充てん／高圧注入ポンプの原子炉への注水流量	30m <sup>3</sup> /h	原子炉停止後55時間後を事象開始として、充てん／高圧注入ポンプの起動時間50分時点における崩壊熱による蒸散量約29.7m <sup>3</sup> /hを上回る値として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	充てん／高圧注入ポンプ起動	事象発生から 50 分後	運転員等操作時間として、事象発生の検知及び判断及び充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作に計50分を想定して設定。

第1.15-75表 主要解析条件(全交流動力電源喪失)(1/2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	M-RELAP5	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	原子炉停止後の時間	55時間 評価結果を厳しくするように、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き開始までの時間として考えられる最短時間に余裕を見た時間として設定。 原子炉停止後の時間が短いと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散率も大きくなることから、1次系保有水量を確保しにくく厳しい設定。
	1次系圧力(初期)	大気圧(0MPa) ミッドループ運転時は1次系を大気開放状態としていることから設定。
	1次冷却材高温側温度(初期)	93℃(保安規定モード5) 評価結果を厳しくするように、ミッドループ運転時の運転モード(モード5)の上限値として設定。 1次冷却材温度が高いと1次系の保有熱が大きくなり、1次系保有水量を確保しにくくなることから厳しい設定。
	1次冷却材水位(初期)	原子炉容器出入口配管中心高さ+8cm 評価結果を厳しくするように、プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転時の水位に余裕を見た水位として設定。 ミッドループ運転時の水位が低いと1次系保有水量が少なくなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP:日本原子力学会推奨値 アクチニド:ORIGEN2 (サイクル末期を仮定) 標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
	燃料取替用水タンク水量	1,900m <sup>3</sup> 燃料取替用水タンク水量の標準値として設定。
	1次系開口部	加圧器安全弁3個取り外し 加圧器のベント弁2個開放 ミッドループ運転時の蒸気放出経路として、確保している蒸気放出経路を設定。
	2次系の状態	2次系からの冷却なし 崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い、1次系保有水量の減少を早める観点から、2次系からの冷却は想定しない。
事故条件	起因事象	外部電源喪失 外部電源喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 外部電源喪失時に非常用所内交流電源及び原子炉補機冷却機能が喪失するものとして設定。
	外部電源喪失	外部電源なし 起因事象として、外部電源が喪失するものとしている。

第1.15-75表 主要解析条件(全交流動力電源喪失)(2/2)

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	常設電動注入ポンプの原子炉への注水流量	30m <sup>3</sup> /h	原子炉停止後55時間後を事象開始として、常設電動注入ポンプの起動時間50分時点における崩壊熱による蒸散量約29.7m <sup>3</sup> /hを上回る値として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	常設電動注入ポンプ起動	事象発生から 50 分後	運転員等操作時間として、事象発生の検知及び判断、代替交流電源の準備並びに常設電動注入ポンプによる炉心注水操作に計50分を想定して設定。



第1.15-76表 主要解析条件(原子炉冷却材の流出)(1/2)

項目		主要解析条件		条件設定の考え方
解析コード		M-RELAP5		本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	原子炉停止後の時間	55時間		評価結果を厳しくするように、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き開始までの時間として考えられる最短時間に余裕を見た時間として設定。 原子炉停止後の時間が短いと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散率も大きくなることから、1次系保有水量を確保しにくく厳しい設定。
	1次系圧力(初期)	大気圧(0MPa)		ミッドループ運転時は1次系を大気開放状態としていることから設定。
	1次冷却材高温側温度(初期)	93℃(保安規定モード5)		評価結果を厳しくするように、ミッドループ運転時の運転モード(モード5)の上限値として設定。 1次冷却材温度が高いと1次系の保有熱が大きくなり、1次系保有水量を確保しにくくなることから厳しい設定。
	1次冷却材水位(初期)	原子炉容器出入口配管中心高さ+8cm		評価結果を厳しくするように、プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転時の水位に余裕を見た水位として設定。 ミッドループ運転時の水位が低いと1次系保有水量が少なくなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP:日本原子力学会推奨値 アクチノド:ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)		標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチノドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
	燃料取替用水タンク水量	1,900m <sup>3</sup>		燃料取替用水タンク水量の標準値として設定。
	1次系開口部	加圧器安全弁3個取外し 加圧器のベント弁2個開放		ミッドループ運転時の蒸気放出経路として、確保している蒸気放出経路を設定。
	2次系の状態	2次系からの冷却なし		崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い、1次系保有水量の減少を早める観点から、2次系からの冷却は想定しない。
事故条件	起回事象	余熱除去系からの1次冷却材の流出	380m <sup>3</sup> /h (余熱除去機能喪失まで流量一定で流出)	余熱除去ポンプ1台による浄化運転時の最大流量を設定(ミッドループ運転中に原子炉冷却材系統と接続されている系統には余熱除去系と化学体積制御系があるが、1次系保有水の早期流出の観点で、流量の多い余熱除去系からの流出を設定)。
			燃料取替用水タンク戻り配管の口径である約20cm(8インチ)口径相当の漏えい(余熱除去機能喪失後)	誤開した弁の復旧を見込まず、余熱除去機能喪失後も流出が継続するものとして設定。また、流出口径は余熱除去系統の最大口径を設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	1次系水位が1次冷却材配管の下端に到達した時点で余熱除去機能喪失		余熱除去ポンプ入口側の1次冷却材が喪失した時点で、浄化運転中の余熱除去系の機能喪失し、さらにこれに伴い待機中の余熱除去系が機能喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし		外部電源がない場合、ディーゼル発電機にて充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の確保の観点で厳しくなる外部電源がない場合を設定。

第1.15-76表 主要解析条件(原子炉冷却材の流出)(2/2)

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	充てん／高圧注入ポンプの原子炉への注水流量	31m <sup>3</sup> /h	原子炉停止後55時間後を事象開始として、充てん／高圧注入ポンプの起動時間約23分時点における崩壊熱による蒸散量約29.8m <sup>3</sup> /hを上回る値として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	充てん／高圧注入ポンプ起動	余熱除去機能喪失から20分後	運転員等操作時間として、事象発生を検知及び判断並びに充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作に計20分を想定して設定。

第1.15-77表 主要評価条件(反応度の誤投入)(1/2)

項目		主要評価条件		条件設定の考え方
初期条件	制御棒	全挿入状態		低温停止状態における制御棒位置として、全挿入状態を設定。
	1次系有効体積	215m <sup>3</sup>		1次系の体積は、小さいほど希釈率が大きく、反応度添加率が増加する。よって、加圧器体積、原子炉容器上部ドーム部、炉心内バイパス等を除いた1次系の有効体積として設定。 1次系の体積は、小さいほど希釈率が大きく、反応度添加率が増加することから厳しい設定。
	初期ほう素濃度	2,700ppm (燃料取替え時のほう素濃度)		原子炉停止中の1次系は、燃料取替用水タンクのほう酸水で満たされており、同タンクのほう素濃度として保安規定にて定められた制限値を設定。 運転停止中の1次系は、燃料取替用水タンクのほう酸水で満たされており、制限値以上のほう素濃度となっていることから厳しい設定。
	臨界ほう素濃度	1,800ppm		サイクル初期、低温状態、制御棒全挿入状態における、ウラン炉心の臨界ほう素濃度の評価値に、炉心のばらつき等を考慮しても余裕のある値として設定。 臨界ほう素濃度は、高いほど初期ほう素濃度との差が小さくなることから厳しい設定。
事故条件	起回事象	1次系への 純水注水	81.8m <sup>3</sup> /h	原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1次冷却材中に純水が注入されるとして設定。1次系補給水ポンプ2台運転時の全容量(約78.7m <sup>3</sup> /h)に余裕をもたせた値として設定。 1次系純水注水流量は、大きいほど希釈率が大きく、反応度添加率が増加することから厳しい設定。
	外部電源	外部電源あり		1次系補給水ポンプにより原子炉への純水が流入して反応度が投入される事象を想定するため、外部電源がある場合を設定。

第1.15-77表 主要評価条件(反応度の誤投入) (2/2)

	項目	主要評価条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関する機器条件	「中性子源領域炉停止時 中性子束高」	停止時中性子束レベルの 0.8デカード上	この警報は、原子炉停止時に中性子束レベルが上昇した場合の運転員への注意喚起のため、信号の揺れを考慮して、停止時中性子束レベルから0.5デカード( $10^{0.5}$ =約3.2倍)上で発信するよう設定されている。有効性評価では、警報発信から臨界までの時間的余裕を保守的に評価するため、計器の誤差も考慮した0.8デカード( $10^{0.8}$ =約6.3倍)上として設定。
重大事故等対策に関する操作条件	希釈停止操作	「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から10分後に開始し1分で完了	運転員等操作時間として、事象発生の検知及び判断に10分、希釈停止操作に1分を想定して設定。

第1.15-78表 主要解析条件(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損))(1/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100%(2,652MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと、崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなることから、炉心水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41+0.21MPa	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次系圧力が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	302.3+2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP:日本原子力学会推奨値 アクチノド:ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチノドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
	蒸気発生器2次側 保有水量 (初期)	48t/基	蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。
	燃料取替用水 タンク水量	1,900m <sup>3</sup>	燃料取替用水タンク水量の標準値として設定。
	原子炉格納容器自由体積	67,400m <sup>3</sup>	原子炉格納容器自由体積の標準値として設定。
	ヒートシンク	標準値	ヒートシンクは、設計値より小さめの値(標準値)として設定。

第1.15-78表 主要解析条件(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損))(2/3)

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	大破断LOCA 破断位置:高温側配管 破断口径:完全両端破断	原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が系外に放出されるため、事象進展が早く、炉心溶融、原子炉容器破損などの主要事象の発生時刻が早くなる観点から高温側配管が破断するものとして設定。破断口径は、1次冷却材配管(約0.74m(29インチ))の完全両端破断を設定。
	安全機能の喪失に対する 仮定	低圧注入機能、高圧注入機能 及び 格納容器スプレイ注入機能喪失	低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとして設定。
		<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失</li> <li>・原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul>	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定に基づき外部電源なしを想定。
	水素の発生	ジルコニウム-水反応を 考慮	水の放射線分解等による水素発生については、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。

第1.15-78表 主要解析条件(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損))(3/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	1次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の65%) (応答時間1.2秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。 検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生60秒後に注水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		160m <sup>3</sup> /h/3SG	タービン動補助給水ポンプの設計値210m <sup>3</sup> /hから、ミニフロー流量50m <sup>3</sup> /hを除いた値により設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> /基 (最低保有水量)	炉心への注水量を少なくする最低の水量とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	常設電動注入ポンプによるスプレイ流量	140m <sup>3</sup> /h	原子炉格納容器内への注水流量を設計上期待できる値として設定。
	格納容器再循環ユニット	2基  1基当たりの除熱特性 (100℃～約155℃、約1.9MW～約8.1MW)	格納容器再循環ユニット除熱特性の標準値として設定。
	静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。
重大事故等対策に関連する操作条件	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始	炉心溶融開始から 30分後	運転員等操作時間として、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作に係る現地操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ停止	事象発生から24時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始	事象発生から24時間後	格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る要員の召集のための時間、操作等の時間を考慮して24時間を想定して設定。

第1.15-79表 主要解析条件(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損))(1/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コード。	
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100%(2,652MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと、崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなることから、炉心水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41+0.21MPa	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次系圧力が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	302.3+2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP: 日本原子力学会推奨値 アクチノイド: ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチノイドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
	蒸気発生器2次側 保有水量 (初期)	48t/基	蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。
	燃料取替用水 タンク水量	1,900m <sup>3</sup>	燃料取替用水タンク水量の標準値として設定。
	原子炉格納容器自由体積	67,400m <sup>3</sup>	原子炉格納容器自由体積の標準値として設定。
	ヒートシンク	標準値	ヒートシンクは、設計値より小さめの値(標準値)として設定。



第1.15-79表 主要解析条件(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損))(2/3)

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起回事象	外部電源喪失	外部電源喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失</li> <li>・補助給水機能喪失</li> <li>・原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul>	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失するものとする。また、補助給水機能及び原子炉補機冷却機能が喪失するものとして設定。
	RCP からの漏えい率 (初期)	定格圧力において1.5m <sup>3</sup> /h/台 相当となる 口径約0.2cm(約0.07インチ)/台 (事象発生時からの漏えいを仮定)	RCPシールが健全な場合の漏えい率を評価した結果に基づき設定。
	外部電源	外部電源なし	起回事象として、外部電源が喪失するものとしている。
	水素の発生	ジルコニウム-水反応を 考慮	水の放射線分解等による水素発生については、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。

第1.15-79表 主要解析条件(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損))(3/3)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する 機器条件	原子炉トリップ信号	1次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の65%) (応答時間1.2秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。 検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。	
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から 厳しい設定。	
	蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> /基 (最低保有水量)	標準的に最低の保有水量を設定。	
	加圧器逃がし弁	95t/h/個 (2個)	加圧器逃がし弁の設計値として設定。	
	常設電動注入ポンプ によるスプレイ流量	140m <sup>3</sup> /h	原子炉格納容器内への注水流量を設計上期待できる値として設定。	
	格納容器再循環 ユニット	2基  1基当たりの除熱特性 (100℃～約155℃、約1.9MW～約8.1MW)	格納容器再循環ユニット除熱特性の標準値として設定。	
	静的触媒式水素再結合装置 及び イグナイタ	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ の効果については期待しない。	
重大事故等対策に関連する 操作条件	加圧器逃がし弁開	炉心溶融開始から10分後	運転員等操作時間として、加圧器逃がし弁への現場空気供給操作や中央制御室での加圧器 逃がし弁開操作に10分を想定して設定。	
	常設電動注入ポンプによる代替格 納容器スプレイの 運転条件	開始	炉心溶融開始から30分後	運転員操作時間として、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作に係る現 地操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。
		一旦停止	原子炉格納容器保有水量1,700m <sup>3</sup> 到達 +原子炉格納容器最高使用圧力未滿	原子炉格納容器内注水の停止条件に余裕を見た値として設定。(燃料取替用水タンク保有水 のほぼ全量に相当する水量)
		再開	原子炉格納容器最高使用圧力到達 から30分後	運転員等操作時間として、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ再開操作に係る 現地操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。
		停止	事象発生から24時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
格納容器再循環 ユニットによる格納容器内 自然対流冷却開始	事象発生から24時間後	格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る要員の召集のための時間、操作等の時間を考慮 して24時間を想定して設定。		

第1.15-80表 主要解析条件(高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)(1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100%(2,652MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと、崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなることから、炉心水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41+0.21MPa	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次系圧力が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	302.3+2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP:日本原子力学会推奨値 アクチニド:ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
	蒸気発生器2次側 保有水量 (初期)	48t/基	蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。
	燃料取替用水 タンク水量	1,900m <sup>3</sup>	燃料取替用水タンク水量の標準値として設定。
	原子炉格納容器自由体積	67,400m <sup>3</sup>	原子炉格納容器自由体積の標準値として設定。
	ヒートシンク	標準値	ヒートシンクは、設計値より小さめの値(標準値)として設定。

第1.15-80表 主要解析条件(高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)(2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	外部電源喪失	外部電源喪失が発生するものとして設定。
安全機能の喪失 に対する仮定	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失</li> <li>・補助給水機能喪失</li> <li>・原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul>	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失するものとする。また、補助給水機能及び原子炉補機冷却機能が喪失するものとして設定。
RCP からの漏えい率 (初期)	定格圧力において1.5m <sup>3</sup> /h/台 相当となる 口径約0.2cm(約0.07インチ)/台 (事象発生時からの漏えいを仮定)	RCPシールが健全な場合の漏えい率を評価した結果に基づき設定。
外部電源	外部電源なし	起因事象として、外部電源が喪失するものとしている。
水素の発生	ジルコニウム-水反応を 考慮	水の放射線分解等による水素発生については、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。

事故条件

第1.15-80表 主要解析条件(高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)(3/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	1次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の65%) (応答時間1.2秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。 検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> /基 (最低保有水量)	標準的に最低の保有水量を設定。
	加圧器逃がし弁	95t/h/個 (2個)	加圧器逃がし弁の設計値として設定。
	常設電動注入ポンプによるスプレイ流量	140m <sup>3</sup> /h	原子炉格納容器内への注水流量を設計上期待できる値として設定。
	格納容器再循環ユニット	2基 1基当たりの除熱特性 (100℃～約155℃、約1.9MW～約8.1MW)	格納容器再循環ユニット除熱特性の標準値として設定。
	静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。
	リロケーション	炉心の温度履歴に応じて発生	TMI事故あるいはその後の検討により得られた知見に基づき設定。
	原子炉容器破損	最大歪みを超えた場合に破損	複数の破損形態のうち、最も早く判定される計装用案内管溶接部破損に対し、健全性が維持される最大の歪みを設定。

第1.15-80表 主要解析条件(高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱)(4/4)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する 操作条件	加压器逃がし弁開	炉心溶融開始から10分後	運転員等操作時間として、加压器逃がし弁への現場空気供給操作や中央制御室での加压器逃がし弁開操作に10分を想定して設定。	
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの 運転条件	開始	炉心溶融開始から30分後	運転員操作時間として、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作に係る現地操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。
		一旦停止	原子炉格納容器保有水量1,700m <sup>3</sup> 到達 +原子炉格納容器最高使用圧力未満	原子炉格納容器内注水の停止条件に余裕を見た値として設定。(燃料取替用水タンク保有水のほぼ全量に相当する水量)
		再開	原子炉格納容器最高使用圧力到達 から30分後	運転員等操作時間として、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ再開操作に係る現地操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。
		停止	事象発生から24時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
	格納容器再循環 ユニットによる格納容器内 自然対流冷却開始	事象発生から24時間後	格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る要員の召集のための時間、操作等の時間を考慮して24時間を想定して設定。	

第1.15-81表 主要解析条件(原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用)(1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100%(2,652MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと、崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなることから、炉心水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41+0.21MPa	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次系圧力が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	302.3+2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP: 日本原子力学会推奨値 アクチニド: ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
	蒸気発生器2次側 保有水量 (初期)	48t/基	蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。
	燃料取替用水 タンク水量	1,900m <sup>3</sup>	燃料取替用水タンク水量の標準値として設定。
	原子炉格納容器自由体積	67,400m <sup>3</sup>	原子炉格納容器自由体積の標準値として設定。
	ヒートシンク	標準値	ヒートシンクは、設計値より小さめの値(標準値)として設定。

第1.15-81表 主要解析条件(原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用)(2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
事故条件	起因事象 大破断LOCA 破断位置:高温側配管 破断口径:完全両端破断	原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が系外に放出されるため、事象進展が早く、炉心溶融、原子炉容器破損などの主要事象の発生時刻が早くなる観点から高温側配管が破断するものとして設定。破断口径は、1次冷却材配管(約0.74m(29インチ))の完全両端破断を設定。	
	安全機能の喪失に対する 仮定	低圧注入機能、高圧注入機能 及び 格納容器スプレイ注入機能喪失	低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとして設定。
		<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失</li> <li>・原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul>	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定に基づき外部電源なしを想定。
	水素の発生	ジルコニウム-水反応を 考慮	水の放射線分解等による水素発生については、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。



第1.15-81表 主要解析条件(原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用)(3/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ信号	1次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の65%) (応答時間1.2秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。 検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
タービン動補助給水ポンプ	事象発生60秒後に注水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
	160m <sup>3</sup> /h/3SG	タービン動補助給水ポンプの設計値210m <sup>3</sup> /hから、ミニフロー流量50m <sup>3</sup> /hを除いた値により設定。
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> /基 (最低保有水量)	炉心への注水量を少なくする最低の水量とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
常設電動注入ポンプによるスプレイ流量	140m <sup>3</sup> /h	原子炉格納容器内への注水流量を設計上期待できる値として設定。
格納容器再循環ユニット	2基 1基当たりの除熱特性 (100℃～約155℃、約1.9MW～約8.1MW)	格納容器再循環ユニット除熱特性の標準値として設定。
静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。
原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径	計装用案内管の径と同等	複数の破損形態のうち、最も早く判定される計装用案内管溶接部破損における破損口径を設定。
エントレインメント係数	Ricou-Spaldingモデルにおけるエントレインメント係数の最確値	原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された推奨範囲の最確値を設定。
溶融炉心と水の伝熱面積	原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験のベンチマーク解析の粒子径より算出	原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された粒子径ファクタの推奨範囲の最確値に基づき設定。

重大事故等対策に関連する機器条件

第1.15-81表 主要解析条件(原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用)(4/4)

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に 関連する操作条件	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始	炉心溶融開始から 30分後	運転員等操作時間として、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作に係る現地操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ停止	事象発生から24時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始	事象発生から24時間後	格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る要員の召集のための時間、操作等の時間を考慮して24時間を想定して設定。

第1.15-82表 主要解析条件(水素燃焼)(1/2)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象である燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるコード。	
	GOTHIC	区画間及び区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、格納容器スプレイ及び水素処理を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力(初期)	100%(2,652MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度の評価の観点から厳しい設定。
	1次系圧力(初期)	15.41+0.21MPa	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次系圧力が高いと原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。
	1次冷却材平均温度(初期)	302.3+2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP:日本原子力学会推奨値 アクチノド:ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	サイクル末期炉心の保守的な値を設定。 燃焼度が高いと高次のアクチノドの蓄積が多くなるため、長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。 このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
	蒸気発生器2次側保有水量 (初期)	48t/基	蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。
	燃料取替用水タンク水量	1,900m <sup>3</sup>	燃料取替用水タンク水量の標準値として設定。
	原子炉格納容器 自由体積	80,100m <sup>3</sup> (最小自由体積)	設計値を基に設定。 体積が小さいと、原子炉格納容器内の水素濃度の観点から厳しい設定。
	ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 大きめの値	設計値を基に設定。 ヒートシンクが大きいと、水蒸気が凝縮されやすいため水素濃度の観点から厳しい設定。
	原子炉格納容器初期温度	50℃	設計値を基に設定。 初期温度が高いと空気量が少なくなり、同じ水素量でも水素濃度が高くなるため、水素濃度の観点から厳しい設定。
	原子炉格納容器初期圧力	大気圧(0kPa)	設計値を基に設定。 初期圧力が低いと空気量が少なくなり、同じ水素量でも水素濃度が高くなるため、水素濃度の観点から厳しい設定。

第1.15-82表 主要解析条件(水素燃焼)(2/2)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	大破断LOCA 破断位置:高温側配管 破断口径:完全両端破断	1次系保有水量が早期に減少し、ジルコニウム-水反応により水素が発生する時間が早くなるため、静的触媒式水素再結合装置の水素処理が厳しくなる観点から高温側配管が破断するものとして設定。破断口径は、1次冷却材配管(約0.74m(29インチ))の完全両端破断を設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	低压注入機能及び 高压注入機能喪失	低压注入機能及び高压注入機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、格納容器スプレイが早期に起動し、水蒸気が凝縮されることにより、水素濃度の観点から厳しい設定。
	水素の発生	・全炉心内のZr量の75%と水の 反応による発生を考慮 ・水の放射線分解及び金属腐 食による発生を考慮	水の放射線分解による水素の生成割合は、標準値として設定。 金属腐食で考慮する金属量及び表面積は標準値として設定。
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ	事故初期からの 原子炉トリップを仮定	水素発生量は、炉心内のジルコニウム重量で定まるため、原子炉トリップ時刻の影響は受けないことから、事故初期からの原子炉トリップを仮定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> /基(最低保有水量)	炉心への注水量を少なくする最低の水量とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	静的触媒式水素再結合装置性能	1.2kg/h/基 (水素濃度4vol%、 圧力0.15MPa[abs]時)	設計値を基に設定。
	静的触媒式水素再結合装置基数	5基	配備基数を設定。
	イグナイタ	効果を期待せず	水素濃度の観点で厳しくなるようイグナイタの効果は期待しない。
	格納容器スプレイポンプ	事象発生112秒後に スプレイ開始	
最大流量			格納容器スプレイポンプ流量は、設計値より多めの値である標準値として設定。 原子炉格納容器へのスプレイ量が多いと、水蒸気の凝縮が促進されるため、水素濃度の観点から厳しい設定。

第1.15-83表 主要解析条件(熔融炉心・コンクリート相互作用)(1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力 (初期)	100%(2,652MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと、崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなることから、炉心水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41+0.21MPa	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次系圧力が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	302.3+2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1次冷却材温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなり厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP: 日本原子力学会推奨値 アクチニド: ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
	蒸気発生器2次側 保有水量 (初期)	48t/基	蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。
	燃料取替用水 タンク水量	1,900m <sup>3</sup>	燃料取替用水タンク水量の標準値として設定。
	原子炉格納容器自由体積	67,400m <sup>3</sup>	原子炉格納容器自由体積の標準値として設定。
	ヒートシンク	標準値	ヒートシンクは、設計値より小さめの値(標準値)として設定。

第1.15-83表 主要解析条件(熔融炉心・コンクリート相互作用)(2/4)

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	大破断LOCA 破断位置:高温側配管 破断口径:完全両端破断	原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が系外に放出されるため、事象進展が早く、炉心溶融、原子炉容器破損などの主要事象の発生時刻が早くなる観点から高温側配管が破断するものとして設定。破断口径は、1次冷却材配管(約0.74m(29インチ))の完全両端破断を設定。
	安全機能の喪失に対する 仮定	低圧注入機能、高圧注入機能 及び 格納容器スプレイ注入機能喪失	低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとして設定。
		<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失</li> <li>・原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul>	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定に基づき外部電源なしを想定。
	水素の発生	ジルコニウム-水反応を 考慮	水の放射線分解等による水素発生については、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。

第1.15-83表 主要解析条件(熔融炉心・コンクリート相互作用)(3/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	1次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の65%) (応答時間1.2秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。 検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生60秒後に注水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		160m <sup>3</sup> /h/3SG	タービン動補助給水ポンプの設計値210m <sup>3</sup> /hから、ミニフロー流量50m <sup>3</sup> /hを除いた値により設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> /基 (最低保有水量)	炉心への注水量を少なくする最低の水量とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	常設電動注入ポンプによるスプレイ流量	140m <sup>3</sup> /h	原子炉格納容器内への注水流量を設計上期待できる値として設定。
	格納容器再循環ユニット	2基	格納容器再循環ユニット除熱特性の標準値として設定。
		1基当たりの除熱特性 (100℃～約155℃、約1.9MW～約8.1MW)	
	静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。
	熔融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がり	原子炉下部キャビティ床底面の全面	米国の新設炉に対する電力要求では炉心出力から原子炉下部キャビティ床面積を求める要求があり、熔融炉心が床全面に均一に拡がることを前提にした考え方が採用されているため、本有効性評価においても同様の考え方に則り設定。
熔融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限	0.8MW/m <sup>2</sup> 相当(大気圧条件)	水による冷却を伴った熔融物とコンクリートの相互作用に関する実験に基づき設定。	
熔融炉心とコンクリートの伝熱	熔融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず	熔融炉心が原子炉下部キャビティ床面に堆積し、コンクリートと直接接触している場合、熔融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となることに基づき設定。	

第1.15-83表 主要解析条件(熔融炉心・コンクリート相互作用)(4/4)

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に 関連する操作条件	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始	炉心熔融開始から 30分後	運転員等操作時間として、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作に係る現地操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ停止	事象発生から24時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始	事象発生から24時間後	格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る要員の召集のための時間、操作等の時間を考慮して24時間を想定して設定。



第1.15-84表 主要評価条件(想定事故1)

項 目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	使用済燃料ピット崩壊熱	8.489MW	核分裂生成物が多く崩壊熱が高めとなるように、原子炉の運転停止後に取り出された全炉心分の燃料と過去に取り出された燃料を合わせて、使用済燃料ピット貯蔵容量満杯に保管した状態を設定。 崩壊熱の計算に当たっては、FPについては日本原子力学会推奨値、アクチニドについてはORIGEN2を用いて算出。
	事象発生前使用済燃料ピット水温(初期水温)	40℃	使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温度として設定。
	事象発生前使用済燃料ピット水位(初期水位)	使用済燃料ピット水位低警報レベル(NWL-0.08m)	使用済燃料ピット水位の実運用に基づき設定。
	使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	A、Bピット、燃料取替チャンネル及び燃料検査ピット接続	燃料取出直後の状態に基づき設定するが、蒸発に寄与する水量は、補給までの余裕時間の観点からA、Bピットのみを考慮して設定。また水量は使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事象進展は同じであることから、資源の評価の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定する。
関連する重大事故等対策に 関連する機器条件	放射線の遮蔽が維持できる最低水位	燃料頂部から約4.21m	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱建屋の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)となる水位を設定。
	使用済燃料ピット補給用水中ポンプの使用済燃料ピットへの注水流量	20m <sup>3</sup> /h	崩壊熱による蒸散量に対して燃料損傷防止が可能な流量として設定。
関連する重大事故等対策に 関連する操作条件	使用済燃料ピット補給用水中ポンプの使用済燃料ピットへの注水開始	事象発生から6時間20分後	使用済燃料ピット水位を放射線の遮蔽が維持できる水位に保つ必要があり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達する前までに注水操作を実施するとして、事象発生の確認及び移動に必要な時間等を考慮して設定。

第1.15-85表 主要評価条件(想定事故2)

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	使用済燃料ピット崩壊熱	8.489MW	核分裂生成物が多く崩壊熱が高めとなるように、原子炉の運転停止後に取り出された全炉心分の燃料と過去に取り出された燃料を合わせて、使用済燃料ピット貯蔵容量満杯に保管した状態を設定。 崩壊熱の計算に当たっては、FPについては日本原子力学会推奨値、アクチノイドについてはORIGEN2を用いて算出。
	事象発生前使用済燃料ピット水温(初期水温)	40℃	使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温度として設定。
	使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	A、Bピット、燃料取替チャンネル及び燃料検査ピット接続	燃料取出直後の状態に基づき設定するが、蒸発に寄与する水量は、補給までの余裕時間の観点からA、Bピットのみを考慮して設定。また水量は使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。
事故条件	冷却系配管の破断によって想定される初期水位	通常水位(NWL)ー約1.3m	使用済燃料ピットの水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象等として、使用済燃料ピット冷却系出口配管の破断による漏えいを想定。評価においては、使用済燃料ピット入口配管に設置されているサイフォンブレイカの効果を考慮。
	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事象進展は同じであることから、資源の評価の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定する。
関連する重大事故等対策に 関連する機器条件	放射線の遮蔽が維持できる最低水位	燃料頂部から約4.21m	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱建屋の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)となる水位を設定。
	使用済燃料ピット補給用水中ポンプの使用済燃料ピットへの注水流量	20m <sup>3</sup> /h	崩壊熱による蒸散量に対して燃料損傷防止が可能な流量として設定。
関連する重大事故等対策に 関連する操作条件	使用済燃料ピット補給用水中ポンプの使用済燃料ピットへの注水開始	事象発生から6時間20分後	使用済燃料ピット水位を放射線の遮蔽が維持できる水位に保つ必要があり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達する前までに注水操作を実施するとして、事象発生の確認及び移動に必要な時間等を考慮して設定。

第1.15-86表 制御棒飛び出し解析結果(高温零出力)

項目	ケース	サイクル 初期	サイクル 末期
燃料エンタルピー最大値 (kJ/kg・UO <sub>2</sub> )		428	461
ピーク出力部燃料エンタルピー最大値 (kJ/kg・UO <sub>2</sub> )		393	449
ピーク出力部燃料エンタルピー増分の最大値 (kJ/kg・UO <sub>2</sub> )	燃焼度 25,000MWd/t 未満	316	372
	燃焼度 25,000MWd/t 以上 40,000MWd/t 未満	203	340
	燃焼度 40,000MWd/t 以上 65,000MWd/t 未満	203	241
	燃焼度 65,000MWd/t 以上 75,000MWd/t 程度まで	該当燃焼度の ペレットなし	227

第1.15-87表 大破断解析結果(低温側配管両端破断)

流出係数	1.0	0.6	0.4
燃料被覆管最高温度 (°C)	934	955	1,027
局所的最大ジルコニウム-水反応量 (%)	0.5	1.7	3.6
全炉心平均ジルコニウム-水反応量 (%)	0.3以下	0.3以下	0.3以下

第1.15-88表 大破断解析結果  
(低温側配管両端破断、流出係数0.4)

燃料被覆管最高温度	1,027℃
燃料被覆管最高温度出現位置	炉心下端から2.13m
高温燃料棒のバースト発生時間	事故発生後の35秒後
高温燃料棒のバースト位置	炉心下端から1.83m
局所的な最大ジルコニウム-水反応量	3.6%
全炉心平均ジルコニウム-水反応量	0.3%以下

第1.15-89表 小破断解析結果

項 目	液相部破断			気相部破断
	30.5	25.4	20.3	13
破断配管口径 (cm)	30.5	25.4	20.3	13
燃料被覆管最高温度 (℃)	684	713	630	炉心露出せず
局所的な最大ジルコニウム- 水反応量 (%)	0.1	0.1	0.1	—
全炉心平均ジルコニウム- 水反応量 (%)	0.1以下	0.1以下	0.1以下	—

第1.15-90表 原子炉停止機能喪失(主給水流量喪失)時の感度解析結果

解析ケース	減速材温度係数 初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バ ウンダリにかかる圧力 の最高値
基本ケース	$-13 \times 10^{-5} (\Delta K/K) / ^\circ C$	標準値	考慮しない	約 18.5MPa
感度解析 ケース	$-13 \times 10^{-5} (\Delta K/K) / ^\circ C$	標準値+20%	考慮する*	約 19.0MPa

\*:初期定常誤差として、炉心熱出力:定格値+2%、1次冷却材平均温度:定格値+2.2°C、1次系圧力:定格値+0.21MPaを考慮。

第1.15-91表 原子炉停止機能喪失(負荷の喪失)時の感度解析結果

解析ケース	減速材温度係数 初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バ ウンダリにかかる圧力 の最高値
基本ケース	$-13 \times 10^{-5} (\Delta K/K) / ^\circ C$	標準値	考慮しない	約 18.5MPa
感度解析 ケース	$-13 \times 10^{-5} (\Delta K/K) / ^\circ C$	標準値+20%	考慮する*	約 19.2MPa

\*:初期定常誤差として、炉心熱出力:定格値+2%、1次冷却材平均温度:定格値+2.2°C、1次系圧力:定格値+0.21MPaを考慮。

大破断LOCA	低压注入	蓄圧注入	低压再循環	事故シーケンス
				炉心冷却成功
				大破断LOCA+低压再循環失敗
				大破断LOCA+蓄圧注入失敗
				大破断LOCA+低压注入失敗

中破断LOCA	高压注入	蓄圧注入	格納容器スプレィ注入	低压再循環	高压再循環	格納容器スプレィ再循環	事故シーケンス
							炉心冷却成功
							中破断LOCA+格納容器スプレィ再循環失敗
							中破断LOCA+高压再循環失敗
							中破断LOCA+低压再循環失敗
							中破断LOCA+格納容器スプレィ注入失敗
							中破断LOCA+蓄圧注入失敗
							中破断LOCA+高压注入失敗

小破断LOCA	原子炉トリップ	補助給水	高压注入	格納容器スプレィ注入	低压再循環	高压再循環	格納容器スプレィ再循環	事故シーケンス
								炉心冷却成功
								小破断LOCA+格納容器スプレィ再循環失敗
								小破断LOCA+高压再循環失敗
								小破断LOCA+低压再循環失敗
								小破断LOCA+格納容器スプレィ注入失敗
								小破断LOCA+高压注入失敗
								小破断LOCA+補助給水失敗
ATWSのイベントツリーで整理								

極小LOCA	原子炉トリップ	補助給水	充てん/高压注入	事故シーケンス
				炉心冷却成功
				極小LOCA+充てん/高压注入失敗
				極小LOCA+補助給水失敗
				ATWSのイベントツリーで整理

インターフェイスシステムLOCA	原子炉トリップ	事故シーケンス
		インターフェイスシステムLOCA
		ATWSのイベントツリーで整理

第1.15-1図 PRAにおけるイベントツリー(1/3)

主給水流量喪失	原子炉トリップ	補助給水	事故シーケンス	
			炉心冷却成功 主給水流量喪失+補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理	
外部電源喪失	原子炉トリップ	非常用所内交流電源	補助給水	事故シーケンス
				炉心冷却成功 外部電源喪失+補助給水失敗 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失 ATWSのイベントツリーで整理
ATWS			事故シーケンス	
			起因事象+原子炉トリップ失敗 ATWSのイベントツリーで整理	
2次冷却系の破断	原子炉トリップ	主蒸気隔離	補助給水	事故シーケンス
				炉心冷却成功 2次冷却系の破断+補助給水失敗 2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗 ATWSのイベントツリーで整理
蒸気発生器伝熱管破損	原子炉トリップ	補助給水	破損側蒸気発生器の隔離	事故シーケンス
				炉心冷却成功 蒸気発生器伝熱管破損 +破損側蒸気発生器の隔離失敗 蒸気発生器伝熱管破損 +補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理
過渡事象	原子炉トリップ	補助給水	事故シーケンス	
			炉心冷却成功 過渡事象+補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理	

第1.15-1図 PRAにおけるイベントツリー (2/3)

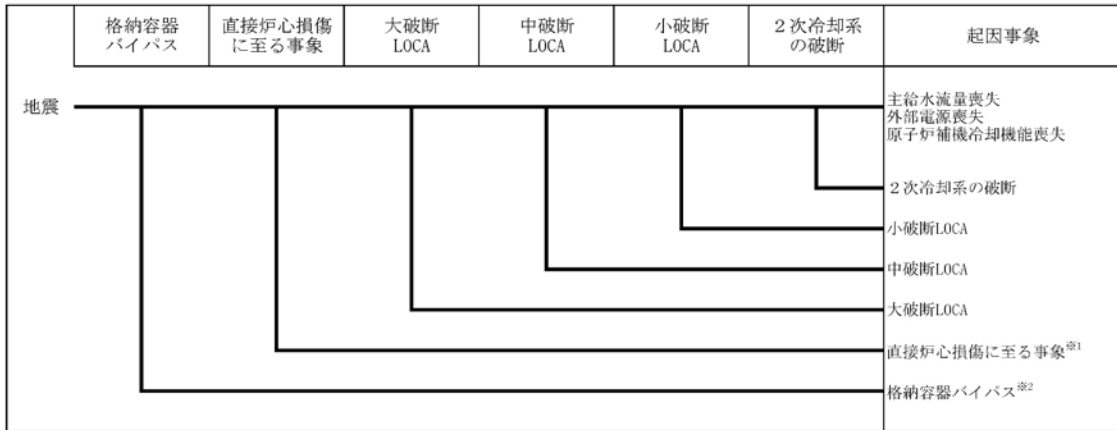
原子炉補機 冷却機能喪失	原子炉トリップ	補助給水	加圧器逃がし弁 /安全弁LOCA	RCPシールLOCA	事故シーケンス
					炉心冷却成功
					原子炉補機冷却機能喪失 + RCPシールLOCA
					原子炉補機冷却機能喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁LOCA
					原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗
					ATWSのイベントツリーで整理

手動停止	補助給水	事故シーケンス
		炉心冷却成功
		手動停止 + 補助給水失敗

DC母線 1系列 喪失	加圧器 逃がし弁 /安全弁 LOCA	補助給水	高圧注入	格納容器 スプレイ 注入	低圧 再循環	高圧 再循環	格納容器 スプレイ 再循環	事故シーケンス
								炉心冷却成功
								DC母線 1 系列喪失 + 補助給水失敗
								炉心冷却成功
								DC母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗
								DC母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁LOCA + 高圧再循環失敗
								DC母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁LOCA + 低圧再循環失敗
								DC母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗
DC母線 1 系列喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁LOCA + 高圧注入失敗								

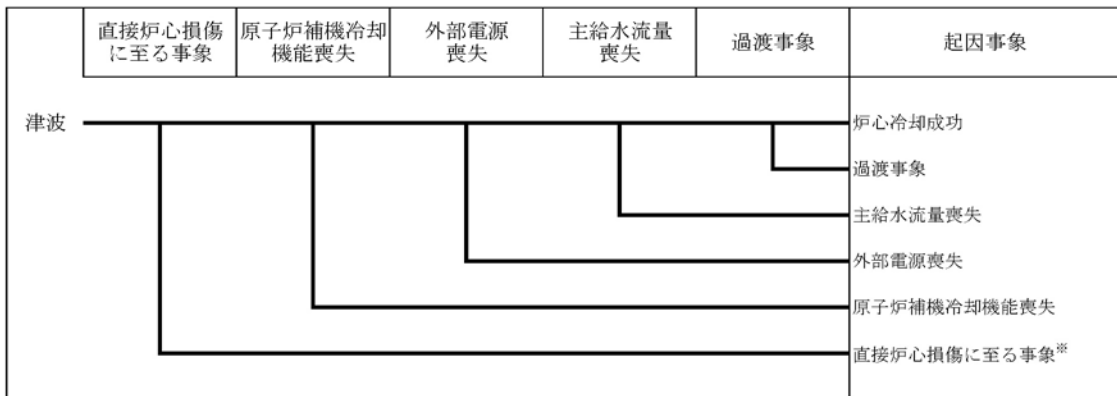
第 1.15-1 図 PRAにおけるイベントツリー (3/3)





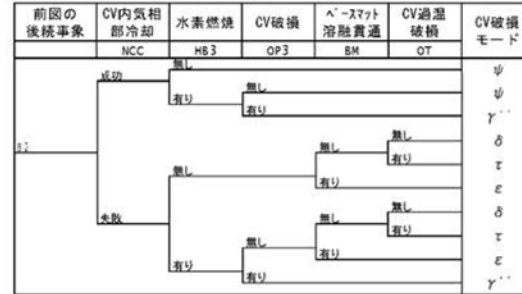
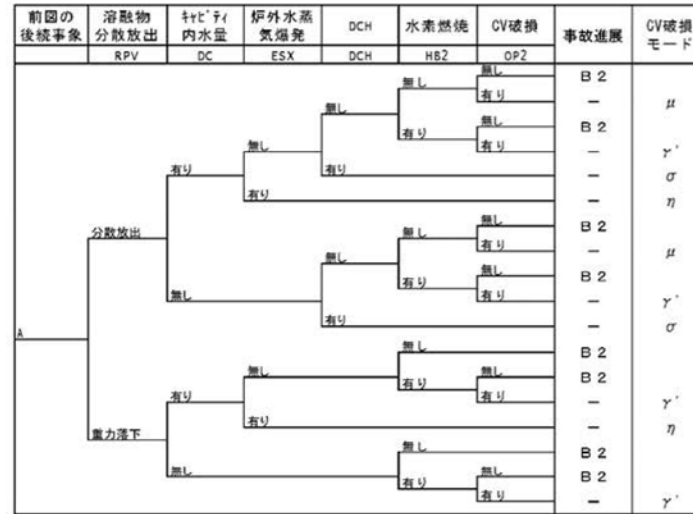
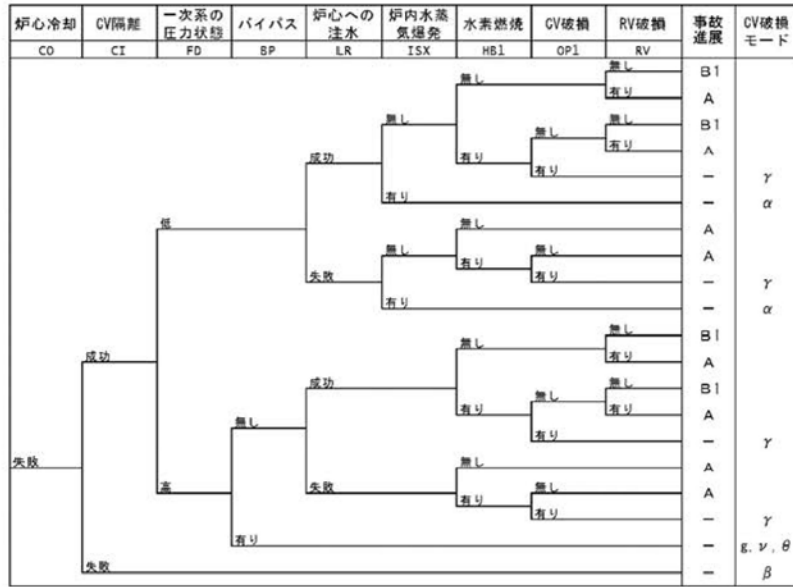
※1: 大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)、原子炉格納容器損傷、原子炉建屋損傷、  
 原子炉補助建屋損傷、炉内構造物損傷(過渡事象+補助給水失敗)、複数の信号系損傷  
 ※2: 蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)

第1.15-2図 地震PRA階層イベントツリー



※: 複数の信号系損傷

第1.15-3図 津波PRA階層イベントツリー

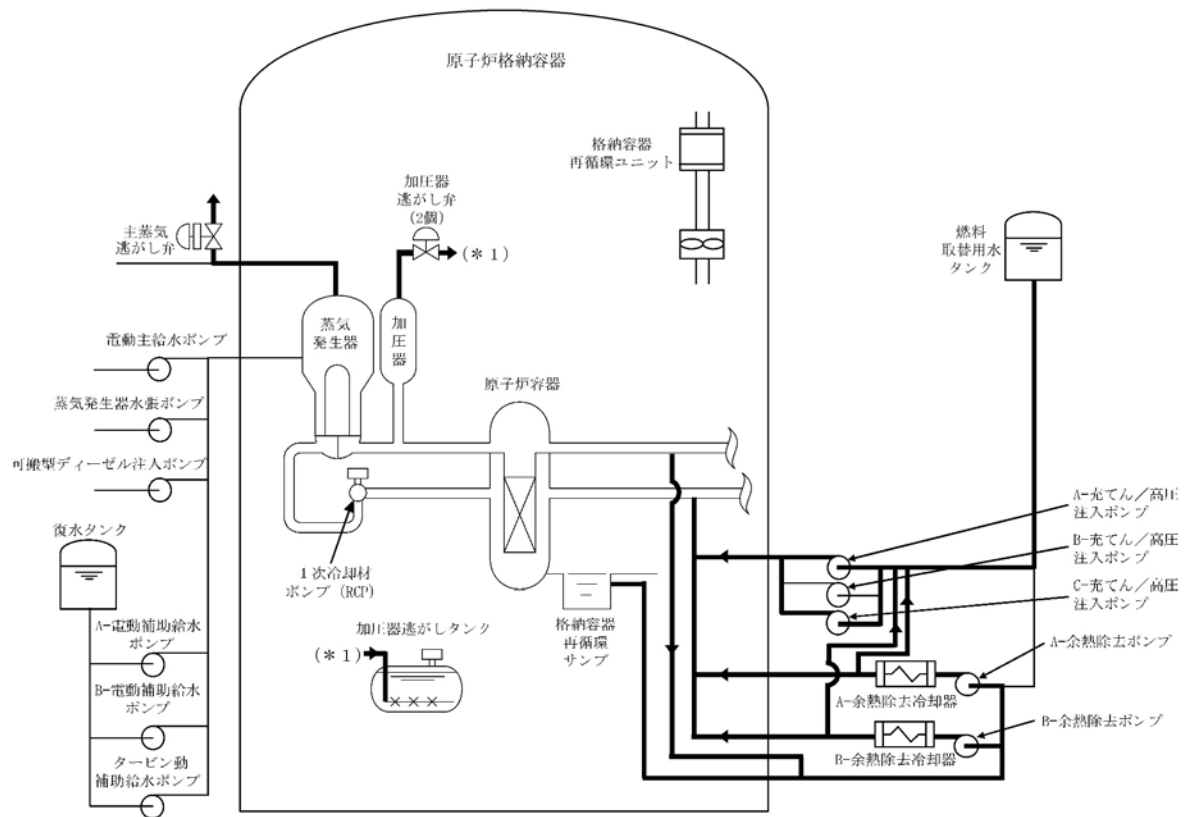


- (注1) 事故進展の一は、その時点での格納容器破損を意味する。
- (注2) 格納容器破損モード:  
 α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損  
 β = 格納容器隔離失敗  
 γ, γ', γ'' = 水素燃焼または水素爆発による格納容器過圧破損  
 δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損  
 ε = デブリ・コンクリート相互作用によるベースマッソ溶融貫通  
 θ = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損  
 η = 格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スライグによる破損  
 σ = 格納容器容積直接加熱による破損  
 ε = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス  
 ν = 余熱除去系隔離弁LOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス  
 μ = デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損  
 τ = 格納容器貫通部過温破損  
 ψ = 格納容器が健全に維持され、事故が収束
- (注3) A : 原子炉容器破損有り  
 B1: 原子炉容器破損無し  
 B2: 原子炉容器破損有り

第1.15-4図 格納容器イベントツリー

原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失			事故シーケンス
_____			原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失
オーバードレン			事故シーケンス
_____			オーバードレン
水位維持失敗			事故シーケンス
_____			水位維持失敗
余熱除去機能喪失			事故シーケンス
_____			余熱除去機能喪失
外部電源喪失	非常用所内交流電源	余熱除去系による冷却	事故シーケンス
_____			炉心冷却成功
_____			外部電源喪失 + 余熱除去系による冷却失敗
_____			外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失
原子炉補機冷却機能喪失			事故シーケンス
_____			原子炉補機冷却機能喪失
反応度の誤投入			事故シーケンス
_____			反応度の誤投入

第1.15-5図 停止時PRAにおけるイベントツリー



第1.15-6図 2次冷却系からの除熱機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図