

- ・使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順書については、以下の(a-3-3-11)項及び(a-3-3-13)項に該当する手順等を含むものとして整備する。

使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は、外観より原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）が健全であることや周辺の線量率が正常であることが確認できた場合は、建屋内部にて可能な限り代替の水位計の設置等の措置を行うとともに、早期に準備が可能な常設設備による注水を優先して実施し、常設設備による注水ができない場合は、可搬型設備による注水を行う。水位の維持が不可能又は不明と判断した場合は、建屋内部からのスプレーを行う。また、使用済燃料ピットの近傍に立ち入ることができない場合は、建屋外部からのスプレーを実施し、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊又は現場線量率の上昇により原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）に近づけない場合は、放水砲により燃料体の著しい損傷の進行を緩和する。

- ・放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等

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の著しい損傷に至った場合において、放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順書については、以下の(a-3-3-11)項及び(a-3-3-12)項に該当する手順等を含むものとして整備する。

放射性物質の放出を低減するための対策が必要な場合における対応手順の優先順位は、原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失した場合は、格納容器スプレーが実施可

能であれば、早期に準備が可能な常設設備によるスプレイを優先して実施し、常設設備によるスプレイができない場合は可搬型設備によるスプレイを実施する。格納容器スプレイが使用不能な場合又は放水砲による放水が必要と判断した場合は、放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。

使用済燃料ピット内燃料体の著しい損傷に至った場合は、建屋外部からのスプレイにより放射性物質の放出低減を実施し、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊又は現場線量率の上昇により原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）に近づけない場合は、放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。

(a-3-3-2) 「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」

重大事故等対策にて整備する1.2の手順に加えて、以下の手順を整備する。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、すべての蒸気発生器が除熱を期待できない場合に、フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能喪失も想定し、燃料取替用水タンク水をC充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により原子炉へ注水する操作と加圧器逃がし弁により原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出する操作を組み合わせた1次冷却系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する手順

(a-3-3-3) 「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」

重大事故等対策にて整備する1.3の手順に加えて、以下の手順を整備する。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、すべての蒸気発生器が除熱できない場合に、フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能喪失も想定し、

燃料取替用水タンク水をC充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により原子炉へ注水する操作と加圧器逃がし弁により原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出する操作を組み合わせた1次冷却系のフィードアンドブリードにより原子炉を減圧する手順

(a-3-3-4)「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」

重大事故等対策にて整備する1.4の手順に加えて、以下の手順を整備する。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、すべての炉心注水の手順が使用できない場合に、可搬式代替低圧注水ポンプと同じ接続口等を使用し、化学消防自動車から原子炉に注水する手順

(a-3-3-5)「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.5の手順を用いた手順を整備する。

(a-3-3-6)「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.6の手順に加えて、以下の手順を整備する。

- ・すべての格納容器スプレイの手順が使用できない場合に、可搬式代替低圧注水ポンプと同じ接続口等を使用し、化学消防自動車から原子炉格納容器へスプレイする手順

(a-3-3-7)「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」

重大事故等対策にて整備する1.7の手順に加えて、以下の手順を整備する。

- ・すべての格納容器スプレイの手順が使用できない場合に、可搬式代替低圧注水ポンプと同じ接続口等を使用し、化学消防自動車から原子炉格納容器へスプレイする手順

(a-3-3-8)「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.8の手順に加えて、以下の手

順を整備する。

- ・すべての格納容器スプレイ及び炉心注水の手順が使用できない場合に、可搬式代替低圧注水ポンプと同じ接続口等を使用し、化学消防自動車から原子炉格納容器へスプレイする手順及び原子炉に注水する手順

(a-3-3-9)「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」

重大事故等対策にて整備する1.9の手順を用いた手順を整備する。

(a-3-3-10)「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.10の手順を用いた手順を整備する。

(a-3-3-11)「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」

重大事故等対策にて整備する1.11の手順に加えて、以下の手順を整備する。

- ・使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットへの注水による水位維持が不可能又は不明と判断した場合若しくは原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊又は損壊が不明な場合において、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊又は現場線量率の上昇により原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）に近づけない場合は、送水車及びスプレイヘッダの運搬、設置及び接続を行い、使用済燃料ピットへの建屋外部からスプレイを行う手順
- ・送水車による使用済燃料ピットへのスプレイの手順が使用できない場合に、化学消防自動車をスプレイヘッダに接続し、使用済燃料ピットへの建屋内部又は外部からのスプレイを行う手順

(a-3-3-12)「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」

重大事故等対策にて整備する1.12の手順に加えて、以下の手順を整備する。

- ・原子炉格納容器、原子炉補助建屋等が破損している場合又は破損が不明な場合に、建屋周辺の線量率が上昇している場合は、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器へスプレイする手順
- ・すべての格納容器スプレイの手順が使用できない場合に、可搬式代替低圧注水ポンプと同じ接続口等を使用し、化学消防自動車から原子炉格納容器へスプレイする手順

(a-3-3-13)「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」

重大事故等対策にて整備する1.13の手順に加えて、以下の手順を整備する。

- ・大規模な火災や長期間にわたり大津波警報が発令されている状況等を考慮し、被災状況、場所により適切なルートで淡水（消火水バックアップタンク等）又は海水の水源を確保する手順

(a-3-3-14)「1.14 電源の確保に関する手順等」

重大事故等対策にて整備する1.14の手順を用いた手順を整備する。

(a-3-4) (a-3-3)項に示す大規模損壊への対応手順書は、中央制御室の機能が喪失した場合も対応できるよう整備するが、中央制御室での監視及び制御機能に期待できる可能性も十分に考えられることから、運転員が使用する手順書も並行して活用した事故対応も考慮したものとする。

(b) 大規模損壊の発生に備えた体制の整備

大規模損壊発生時の体制については、組織が最も有効に機能すると考えられる通常の緊急時対策本部の体制により対応することを基本としつつ、通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できるように整備する。

また、重大事故等を超えるような状況を想定した大規模損壊発生時の対応手順にしたがって活動を行うことを前提とし、中央制御室が機能喪失するような通常とは異なる体制で活動しなければならないような場合も対応できるよう教育、訓練及び体制の整備を実施する。

(b-1) 大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練

大規模損壊時への対応のための重大事故等対策要員（協力会社を含む。）への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練を基に大規模損壊発生時における各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、教育及び訓練を実施する。また、通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した指揮者等の個別の教育訓練を実施する。さらに、要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって対応できるような力量を確保していくことにより、期待する要員以外の要員でも対応できるよう教育訓練の充実を図る。

(b-2) 大規模損壊発生時の体制

原子炉施設において重大事故等及び大規模損壊のような原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去並びに原子力災害の拡大防止及び緩和その他の必要な活動を迅速かつ円滑に実施するため、通常の原子力防災組織の体制を基本とする原子力防災組織を設置し、発電所に緊急時対策本部の体制を整える。

また、重大事故等及び大規模損壊のような原子力災害が発生した場合にも、速やかに対応を行うため、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の原子炉容器に燃料が装荷されている場合における時間外、休日（夜間）においても発電所内に消火活動要員14名（消火活動要員7名及び消火活動要員を兼ねる緊急安全対策要員7名）を含む重大事故等対策要員100名（1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉のうち1つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は92名、2つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は84名、

3つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は76名又はすべての原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は68名）を確保し、大規模損壊の発生により中央制御室（運転員（当直員）を含む。）が機能しない場合においても、対応できるよう体制を整備する。

さらに、発電所構内の最低要員により当面の間は事故対応を行えるよう体制を整える。

大規模な火災が発生した場合においては、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災が発生した場合も考慮し、消火活動要員7名を1つの班、及び消火活動要員を兼ねる緊急安全対策要員7名をもう1つの班とする構成とし、各々2つの号炉を分担して対応することを基本とする。発電所対策本部長は火災の状況に応じて、消火活動要員、設備及び資機材等の融通を行う等、柔軟な対応を行う。

(b-3) 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方

大規模損壊発生時には、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても、対応要員を確保するとともに指揮命令系統を確立できるよう、大規模損壊時に対応するための体制を基本的な考え方に基づき整備する。なお、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉が同時に大規模損壊に至った場合等、さらに過酷な状況に対応するための指揮命令系統として、緊急時対策本部の本部長と副本部長が各々2つの号炉を分担して統括し、情報共有を行いながら、必要に応じて号炉間の調整を行う等、柔軟に対応できるよう考慮するものとする。

- ・時間外、休日（夜間）における副原子力防災管理者を含む常駐者は、地震、津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応できるよう、分散して待機する。また、建物の損壊等により対応要員が被災するような状況においても、構内に勤務して

いる他の要員を発電所対策本部での役務に割り当てる等の措置を講じる。

- ・ プルーム放出時、最低限必要な要員は緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）にとどまり、プルーム通過後、活動を再開する。その他の要員は発電所外へ一時避難し、その後、交替要員として発電所へ再度非常召集する。
- ・ 大規模損壊と同時に大規模な火災が発生している場合、発電所対策本部の火災対応の指揮命令系統の下、消火活動要員は消火活動を実施する。また、発電所対策本部長が、事故対応を実施及び継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、重大事故等対策要員を火災対応の指揮命令系統の下で消火活動に従事させる。

(b-4) 大規模損壊発生時の支援体制の確立

(b-4-1) 本店対策本部体制の確立

原子炉施設において大規模損壊が発生した場合の本店からの支援を実施するため、社長を本店の本部長とする本店対策本部が速やかに確立できるよう体制を整備する。

原子力緊急事態が発出された場合又はそのおそれがある場合は、社長は原則として、中之島から若狭へ移動し、原子力災害の指揮を執る。原子力災害と非常災害（一般災害）の複合災害発生時には、状況に応じて両者を統合した原子力緊急時対策・非常災害対策統合本部（以下「統合本部」という。）を設置する。

統合本部を設置した場合は、統合本部の本部長は原子力緊急時対策本部長とする。本部長は必要に応じて原子力災害を除く災害対応の指揮を本部長が指名する者に代行させる。

(b-4-2) 外部支援体制の確立

他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織へ応援要請し、技術的な支援が受けられる体制を整備する。

協力会社より現場作業や資機材輸送等に係る要員の派遣を要

請できる体制、プラントメーカー及び建設会社による技術的支援を受けられる体制を整備する。

(c) 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備

大規模損壊の発生に備え、大規模損壊発生時の対応手順にしたがって活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を配備する。

(c-1) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方

可搬型重大事故等対処設備は、重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。また、大規模損壊の共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように配慮する。

- ・可搬型重大事故等対処設備は、基準地震動を一定程度超える地震動に対して、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液化化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない位置に保管する。また、基準津波を一定程度超える津波に対して、裕度を有する高台に保管するとともに、竜巻により同時に機能喪失させないように、位置的分散を図り複数箇所に保管する。
- ・屋外の可搬型重大事故等対処設備は、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備と同時に機能喪失させないように、原子炉建屋から100m以上離隔をとって当該建屋と同時に影響を受けない場所に分散して配備する。
- ・可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管するとともに、常設設備への接続口、アクセスルートを複数設ける。また、速やかに消火及びガレキ撤

去できる資機材を当該事象による影響を受けにくい場所に保管する。

(c-2) 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方

大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に高線量の環境、大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。また、そのような状況においても使用を期待できるよう、原子炉建屋から100m以上離隔をとった場所に分散して配備する。

- ・ 炉心損傷及び原子炉格納容器破損による高線量の環境下において事故対応するために着用するマスク、高線量対応防護服及び個人線量計等の必要な資機材を配備する。
- ・ 地震及び津波の大規模な自然災害による油タンク火災、又は故意による大型航空機の衝突に対して大規模な航空機燃料火災の発生時において、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火剤等の資機材及び消火設備を配備する。
- ・ 大規模損壊の発生時において、指揮者と現場間、発電所外等との連絡に必要な通信手段を確保するため、多様な通信手段を複数整備する。また、消火活動専用の通信設備としてトランシーバー、衛星電話（携帯）を配備する。

b. 特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制の整備

原子炉格納施設及び原子炉補助建屋（以下「原子炉補助建屋等」という。）への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより炉心の著しい損傷が発生するおそれがある場合又は炉心の著しい損傷が発生した場合（以下、上記により発生する事故を「原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等」という。）において、原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するため、特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制を整備する。この体制は、発電所の外部からの支援が受けられるまでの間、特定重大事故等対処施設の機能を維持できるよう整備する。

また、特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制の整備に関して、以下の項目に関する手順書を適切に整備し、その活動を行うための手順書に関する教育及び訓練を実施するとともに、必要な資機材を整備する。

- 一 特定重大事故等対処施設を用いた原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出の抑制に関すること。

なお、「(i) 重大事故等対策」は共通事項を含む重大事故等の対応に関する事項を、「(ii) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「a. 可搬型設備等による対応」は大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合の可搬型設備等による対応を示しており、ここでは特定重大事故等対処施設に関する事項について特記すべき内容を示す。

また、重大事故等又は大規模損壊に対処するための体制において技術的能力を維持管理していくために必要な事項を、「原子炉等規制法」に基づく原子炉施設保安規定等において規定する。

(a) 特定重大事故等対処施設の手順書の整備

特定重大事故等対処施設の手順書を整備するに当たっては、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合を想定する。

手順書は使用主体に応じて、運転員が使用する手順書、緊急時対策本部が使用する手順書及び特定重大事故等対処施設を操作するために必要な要員（以下「特重施設要員」という。）が使用する手順書を整備する。

(a-1) 原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合への対応における考慮

(a-1-1) 原子炉補助建屋等への大型航空機の衝突その他のテロリズムにより想定される重大事故等が発生し、中央制御室及び緊急時対策所が機能喪失する過酷な状態において、原子炉施設の状態の把握及び原子炉補助建屋等への大型航空機の衝突その他のテ

ロリズムにより想定される重大事故対策の適切な判断を行うため、必要な情報が速やかに得られるように情報の種類及び入手方法を整理するとともに、判断基準を明確にし、手順書にまとめる。

- (a-1-2) 原子炉格納容器の破損を防ぐために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるよう、判断基準をあらかじめ明確にした手順書を以下のとおり整備する。

特定重大事故等対処施設の使用については、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な各操作について、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

フィルタベントについては、フィルタでは除去できない希ガスを含んだ原子炉格納容器内雰囲気は大気へ放出する手順であるが、原子炉格納容器の破損を防止するためにフィルタベントを実施する必要がある場合において、迷わずフィルタベントを用いた放射性物質の放出を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。

- (a-1-3) 特定重大事故等対処施設による対応において、財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持ち、行動できるよう、社長があらかじめ方針を示す。

特定重大事故等対処施設による対応において、原子力防災管理者及び当直課長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を緊急時対策本部が使用する手順書及び運転員が使用する手順書に整備する。また、特重施設要員が躊躇せず操作できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を特重施設要員が使用する手順書に整備する。

特定重大事故等対処施設による対応時の発電所原子力緊急時対策本部（以下「発電所対策本部」という。）活動において特定重大事故等対処施設による対応を実施する際に、発電所対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針にし

たがった判断を実施する。また、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を緊急時対策本部が使用する手順書に整備する。

- (a-1-4) 特定重大事故等対処施設による対応に使用する手順書として、発電所内の実施組織と支援組織が連携し事故の進展状況に応じて実効的に特定重大事故等対処施設による対応を実施するため、特重施設要員、運転員及び緊急時対策本部が使用する手順書を適切に定める。

緊急時対策本部が使用する手順書に、体制、通報及び発電所対策本部内の連携等について明確にした手順を定める。

特重施設要員及び運転員が使用する手順書は、事故の進展状況に応じて、構成を明確化し、手順書相互間を的確に移行できるよう、移行基準を明確にする。

- (a-1-5) 特定重大事故等対処施設による対応の判断基準として確認される水位、圧力等の計測可能なパラメータを整理し、手順書に明記する。

原子炉補助建屋等への大型航空機の衝突その他のテロリズムにより想定される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、あらかじめ選定し、手順書に明記する。

パラメータが故障等により計測不能な場合は、代替パラメータ及び代替確認手段にて当該パラメータを推定する方法を手順書に明記する。

また、特定重大事故等対処施設による対応におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を手順書に整理する。

想定する起因事象と特定重大事故等対処施設の効果の評価にて整理した有効な情報について、特重施設要員及び発電所緊急時対策本部要員（以下「緊急時対策本部要員」という。）が監視すべきパラメータの選定、状況の把握及びパラメータ挙動予測並びに影響評価のための判断情報とし、特重施設要員及び緊

急時対策本部が使用する手順書に整理する。

- (a-1-6) 前兆事象として把握ができるか、原子炉補助建屋等への大型航空機の衝突その他のテロリズムにより想定される重大事故等を引き起こす可能性があるかを考慮して、特定重大事故等対処施設の機能の維持及び事故の緩和対策をあらかじめ検討しておき、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する。

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合、原則として原子炉の停止及び冷却操作を行う手順を整備する。

- (a-1-7) 有毒ガス発生時に、事故対策に必要な各種の操作を行うことができるよう、特重施設要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための手順と体制を整備する。固定源に対しては、特重施設要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。可動源に対しては、換気空調設備の隔離等により、特重施設要員が事故対策に必要な各種の操作を行うことができるようにする。

予期せぬ有毒ガスの発生においても、特重施設要員に対して配備した防護具を着用することにより、事故対策に必要な各種の操作を行うことができるよう手順と体制を整備する。

- (a-1-8) 原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合においては、特定重大事故等対処施設による対応を行う。なお、並行して「(ii) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「a. 可搬型設備等による対応」で整備した可搬型設備等による対応準備も行い、柔軟で多様性のある対応ができるように考慮する。

- (a-2) 特定重大事故等対処施設の対応手順書の整備及びその対応操作
原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合の特定重大事故等対処

施設による対応（以下「特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応」という。）については、以下に示す項目を目的とした特定重大事故等対処施設を構成する設備（以下「E S 設備」という。）の操作を実施するための手順を整備する。

- ・ 特定重大事故等対処施設の準備操作
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作
- ・ 炉内の溶融炉心の冷却
- ・ 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却
- ・ 格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損防止
- ・ の居住性
- ・ 電源設備
- ・ 計装設備
- ・ 通信連絡設備

本来の用途以外の用途（本来の用途以外の用途とは、設置している設備の本来の機能とは異なる目的で使用する場合に、本来の系統構成とは異なる系統構成を実施し設備を使用する場合をいう。）として原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等に対処するために使用する設備を含めて、通常時の系統状態から弁操作等により切り替えられるようにして当該操作等について明確にし、通常時の系統状態から速やかに切り替えるために必要な手順等を整備するとともに、確実に行えるよう訓練を実施する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊時には、原子炉補助建屋等と特定重大事故等対処施設は同時に破損しない設計としており、特定重大事故等対処施設の被害状況の確認は実施しない。

なお、大規模損壊発生時のプラント全体のアクセスルートの確保及び被害状況の把握については、フィルタベント手動操作時の現場手動操作機構へのアクセスルートを含めて「(i) 重大事故

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

等対策」の「a.(b) アクセスルートの確保」及び「(ii) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「a.(a-3-2) 優先順位に係る基本的な考え方」に示すとおり、発電所内の道路及び通路ができる限り確保できるよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確認するとともに、障害物を除去可能なブルドーザ及び油圧ショベルを保管し、それらを運転できる要員を確認する等、実効性のある運用管理を行う。

また、大規模な火災への対応は、「(ii) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「a.(a-3-3-1) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書」と同じ運用管理を実施する。

前兆事象を確認し、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生するおそれがあると原子力防災管理者又は当直課長が判断した場合は、中央制御室運転員及び特重施設要員に特定重大事故等対処施設による対応を指示する。

(a-2-1) 特定重大事故等対処施設の対応手順書の適用条件と判断フロー

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等発生時に特定重大事故等対処施設を有効かつ効果的に活用することが可能となるよう判断フローを整備する。

(a-2-1-1) 特定重大事故等対処施設による対応要否の判断基準

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生するおそれがあると原子力防災管理者又は当直課長が判断した場合、中央制御室運転員及び特重施設要員に特定重大事故等対処施設による対応を指示する。特重施設要員は、特定重大事故等対処施設による対応の指示を受けた後は、その後発電所対策本部長から指

示がなくとも手順着手の判断基準に基づき手順にしたがった対応を行い、原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制する。ただし、特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応中に設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備（E S 設備を除く。）による対応が可能となり、特定重大事故等対処施設による対応を実施する必要がないと発電所対策本部長が判断した場合は、発電所対策本部長の指揮のもと、通常のプラント停止操作又は「a. 可搬型設備等による対応」で整備する大規模損壊時の手順を用いた対応に移行する。

なお、必要に応じて発電所対策本部と[]は通信連絡設備を用いて情報共有を行う。

(a-2-1-2) 特定重大事故等対処施設の用いる機能を選択するための判断フロー

原子力防災管理者又は当直課長が、特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応を判断後、特重施設要員は手順にしたがった対応を行う。

(a-2-2) 優先順位に係る基本的な考え方

(a-2-2-1) 特定重大事故等対処施設による対応と可搬型設備等による対応

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊発生時には、特定重大事故等対処施設による対応と並行して、可搬型設備等による対応準備も行うが、特定重大事故等対処施設を用いた対応を優先する。

(a-2-2-2) 特定重大事故等対処施設における各手順の基本的考え方

特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応においても、可搬型設備等を用いた対応と同様に、大気への放射性物質の放出低減を最優先に考える。このため、使用する手順の順番としては、原子炉への注水、原子炉格納容器へのス

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

プレイによる冷却・減圧、原子炉格納容器内雰囲気のフィルタを介した大気放出の順で実施することとする。

また、フィルタベントについては、フィルタでは除去できない希ガスを含んだ原子炉格納容器内雰囲気を大気へ放出する手順であることから、フィルタベントの開始については放射性物質の減衰期間を考慮して、可能な範囲で遅い時期に開始することを基本とする。また、原子炉格納容器の破損を防止するためにフィルタベントを実施する必要がある場合において、迷わずフィルタベントを用いた放射性物質の放出を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。

なお、特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応中に、設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備（E S 設備を除く。）による対応が可能となり、フィルタベントを実施する必要がないと発電所対策本部長が判断した場合は、発電所対策本部長の指揮のもと、「a. 可搬型設備等による対応」で整備する大規模損壊時の手順を用いた対応に移行する。

(a-2-3) 特定重大事故等対処施設による対応を行うために必要な手順書

特定重大事故等対処施設による対応については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」（以下「技術的能力審査基準」という。）で規定する内容に加え、「設置許可基準規則」に基づいて整備する設備の運用手順等についても考慮した第10.4表に示す「特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要」を含めて手順書を適切に整備する。

(b) 特定重大事故等対処施設による対応の体制の整備

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合において、原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制す

るため、特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制を整備する。この体制は、発電所の外部からの支援が受けられるまでの間、特定重大事故等対処施設の機能を維持できるよう整備する。また、(a)における特定重大事故等対処施設の手順書を用いた活動を行うための教育及び訓練を実施するとともに、必要な資機材を整備する。

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等に対処するために、発電所の外部からの支援が受けられるまでの7日間、特定重大事故等対処施設は必要な設備が機能できるようにする。なお、特定重大事故等対処施設は、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突に対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものとするため、特定重大事故等対処施設を構成する設備は、原子炉補助建屋等及び特定重大事故等対処施設に衝突することによってこれらが同時に破損することを防ぐ設計とするとともに、信頼性向上を図る設計であることから、特定重大事故等対処施設の復旧作業及びそのために必要な体制の整備は不要である。

(b-1) 特定重大事故等対処施設による対応のための要員への教育及び訓練の実施

特定重大事故等対処施設による対応のための要員は、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合に対して、特定重大事故等対処施設による必要な対処を迅速かつ円滑に実施するために必要な力量を確保するため、教育及び訓練を継続的に実施する。

必要な力量の確保に当たっては、事故時対応の知識及び技能について要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度、内容で計画的に実施することにより要員の力量の維持及び向上を図る。

要員の教育及び訓練の頻度と力量評価の考え方は、以下のとおりとし、この考え方に基づき教育訓練の計画を定め、実施する。

- ・ 要員に対し必要な教育及び訓練項目を年2回以上実施し、評

価することにより、力量が維持されていることを確認する。

特定重大事故等対処施設による対応のための要員の対象者については、重大事故等発生時における事象の種類及び事象の進展に応じて迅速かつ円滑に対処できるよう要員の役割に応じた教育及び訓練を実施し、計画的に評価することにより力量を付与し、特定重大事故等対処施設の運用開始前までに力量を付与された要員を必要人数配置する。

特定重大事故等対処施設による対応のための要員を確保するため、以下の基本方針に基づき教育及び訓練を実施する。

- (b-1-1) 特定重大事故等対処施設については、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合に対処する施設であることを踏まえ、特定重大事故等対処施設からの操作による原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることのできる教育及び訓練等を実施する。
- (b-1-2) 要員の役割に応じて、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合に原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するための迅速かつ円滑な対処ができるよう過酷事故の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う。

実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するため、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等、発電所対策本部の指揮者、運転員（当直員）及び特重施設要員の連携等を確認するための演習等を定期的に計画する。

特定重大事故等対処施設の対応を迅速に実施するために、必要に応じて事象進展による悪条件（高線量下、夜間及び悪天候（降雨、強風等）及び照明機能低下等）等を想定し、必要な防護具等を使用した訓練も実施する。

特定重大事故等対処施設の対応を迅速に実施するために、特重施設要員は、役割に応じて特定重大事故等対処施設について熟知しておく必要があるため、現場を含めた模擬訓練を行う。また、通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき、設備の定期点検及び運転に必要な操作を自らが行う。

保修課員は、原子力研修センターにてポンプ、弁設備等の分解点検、調整、部品交換の実習を社員自らが実施することにより技能及び知識の向上を図る。さらに、設備の点検においては、保守実施方法をまとめた作業手順書に基づき、現場に立ち、巡視点検、分解機器の状況確認、組立状況確認及び試運転の立会確認を行うとともに、作業手順書の内容確認及び作業工程検討等の保守点検活動を社員自らも行う。

特定重大事故等対処施設の対応を迅速に実施するために、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備する。特重施設要員は、それらの情報及びマニュアルを用いて、事故時対応訓練を行うことで、設備資機材の保管場所、保管状態を把握し、取扱いの習熟を図るとともに、情報及びマニュアルの管理を実施する。

(b-2) 特定重大事故等対処施設による対応の体制

- (b-2-1) 原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合に対して、特定重大事故等対処施設による必要な対応を迅速かつ円滑に実施するため、「(i) 重大事故等対策」の「d.(c) 体制の整備」、「(ii) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「a.(b-2) 大規模損壊発生時の体制」及び「a.(b-3) 大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方」にて整備される体制のもと、特重施設要員は実施組織として、(a)における特定重大事故等対処施設の対応手順書にしたがって

活動を行う。

なお、特定重大事故等対処施設設置に伴う基本的な体制は、特定重大事故等対処施設設置を踏まえた対応を行う。

- (b-2-2) 特定重大事故等対処施設による対応における指示者は、事象発生前については原子力防災管理者又は当直課長であり、発電所対策本部設置後においては、所長（原子力防災管理者）は、発電所対策本部長として全体指揮者となり原子力防災組織を統括管理する。

発電所対策本部は、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災の場合において、本部長の指示により号炉ごとに指名した指揮者の指示のもと、号炉ごとの情報収集や事故対策の検討を行い、重大事故等対策を実施する。

特重施設要員を特定重大事故等対処施設内に常時確保し、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災が発生した場合においても、確保した特重施設要員により、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉に対して特定重大事故等対処施設による対応を実施できる体制とする。特重施設要員は号炉ごとの指揮者の指示のもと、特定重大事故等対処施設による対応を実施する。

- (b-2-3) 原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために、1号炉及び2号炉の原子炉容器に燃料が装荷されている場合における必要な特重施設要員として、☐（1号炉及び2号炉のうち1つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は☐、1号炉及び2号炉両方共に原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は要員の確保の必要なし。）を確保する。また、「(i) 重大事故等対策」の「d.(c) 体制の整備」で整備される重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために、必要な要員を確保した上で、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の特重施設要員☐（1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉のうち1つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は☐、2つ

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

の原子炉容器のうち、燃料が装荷されていないのが1号炉及び2号炉の両方共又は3号炉及び4号炉の両方共の場合は□（2つの原子炉容器のうち、燃料が装荷されていないのが1号炉又は2号炉並びに3号炉又は4号炉の場合は□）、3つの原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は□又はすべての原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は要員の確保必要なし。）を確保する。

なお、特重施設要員を特定重大事故等対処施設内に常時確保し、中央制御室（運転員（当直員）を含む。）又は重大事故等対処設備（E S 設備を除く。）による格納容器破損防止対策が有効に機能しなくなる場合においても、対処できるよう体制を整備する。

- (b-2-4) 病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、所定の特重施設要員に欠員が生じた場合は、休日、時間外（夜間）を含め特重施設要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた特重施設要員の体制に係る管理を行う。

特重施設要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる要員で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。

- (b-2-5) フィルタベント時における対応として、フィルタベントの開始前には、最低限必要な要員（重大事故等対策要員）は緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）にとどまり、フィルタベントによる被ばくの影響が低下すれば、活動を再開する。その他の要員はビジターハウス等で屋内待機させるか発電所外に一時退避し、その後の交代要員として発電所へ再度参集する。

また、特重施設要員はフィルタベント時及びプルーム放出時においても□にとどまる。

- (b-3) 原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等発生時の支援体制の確立

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(b-3-1) 本店対策本部体制の確立

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等発生時の本店対策本部体制において「(i) 重大事故等対策」の「d.(c) 体制の整備」及び「(ii) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「a.(b-4-1) 本店対策本部体制の確立」と同じ運用管理を実施する。

(b-3-2) 外部支援体制の確立

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等に対処するため、特定重大事故等対処施設内であらかじめ用意された資機材及び燃料等、
内にとどまり対応するために必要な飲料及び食料等により、特定重大事故等対処施設による対応を実施し、発電所の外部からの支援が受けられるまでの7日間、特定重大事故等対処施設の機能を維持できるようにする。

また、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等発生時の外部支援体制の確立においては、プラントメーカー、協力会社、建設会社、燃料供給会社、他の原子力事業者等関係機関と協議及び合意の上、外部支援計画及び発電所外に保有している重大事故等対処設備（ES設備を除く。）と同種の設備、予備品、燃料等により、事象発生後6日間までに支援を受けられる計画等を定める「(i) 重大事故等対策」の「c. 支援に係る事項」及び「(ii) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「a.(b-4-2) 外部支援体制の確立」と同じ運用管理を実施する。

(c) 特定重大事故等対処施設の資機材の配備に関する基本的な考え方

原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等に対処するために、発電所の外部からの支援が受けられるまでの7日間、特定重大事故等対処施設の機能を維

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

持するため、特重施設要員[]が要員の交代なしに7日間、[]
[]にとどまり対応活動が可能なよう資機材を配備する。

- ・外部支援が受けられない場合も[]で対応可能なように、飲料水、食料等を[]に備蓄する。
- ・特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制に係る資料を配備する。
- ・[]は居住性を確保した設計とするためマスク等の個人が用いる防護具は必要ないが、万一のための防護具としてマスク及び呼吸用ボンベを配備する。
- ・要員の交代を行う場合でも対応可能なように、必要な防護具等、チェンジングエリア用資機材等を配備する。

また、緊急時対策所等の資機材の配備において「(i) 重大事故等対策」の「c. 支援に係る事項」及び「(ii) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「a.(c-2) 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方」と同じ運用管理を実施する。

(2) 有効性評価

(i) 基本方針

a. 評価事象

本原子炉施設が安全確保のために設計基準として設けた設備について、その機能が喪失した場合であっても、重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故（以下「重大事故等」という。）に対する対策により、事象進展を防止あるいは放射性物質の放出を抑制できることを示し、重大事故等に対する対策の有効性を確認する。

重大事故等に対する対策の有効性は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」等（以下「規則等」という。）に基づき評価を実施し、有効性があることを確認する見地から、以下のとおり代表的な事象を選定する。

なお、選定に当たっては、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の知見を踏まえ、規則等で想定する事故シーケンスグループ（運

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

転停止中を含む。）、格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらすものが新たに抽出されないことを確認する。

また、1次冷却材管の破断による原子炉冷却材喪失（以下「L O C A」という。）を想定する場合の配管の破断規模については、非常用炉心冷却設備（以下「E C C S」という。）の特徴を踏まえたP R A上の取扱いに従い、以下のとおり分類する。

- ・大破断L O C A

1次冷却材管の両端破断のように、事象初期に急激な1次冷却系の減圧を生じるもので、蓄圧注入系及び低圧注入系により炉心冷却が可能となる規模のL O C Aである。

- ・中破断L O C A

大破断L O C Aと比較して破断口が小さく、1次冷却系の減圧が比較的緩やかで、蓄圧注入系及び高圧注入系により炉心冷却が可能となる規模のL O C Aである。

(a) 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

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に対する炉心損傷防止対策の評価事象は、対応が可能な範囲を明確にした上で、事故シーケンスグループごとに炉心損傷防止対策の実施に対する時間余裕等を考慮して選定した結果、以下の事故とする。

なお、事故シーケンスグループのうち、炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものについては、国内外の先進的な対策と同等のものを講じていることを確認する。

(a-1) 2次冷却系からの除熱機能喪失

主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故

(a-2) 全交流動力電源喪失

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の喪失及び1次冷却材ポンプシール部からの1次冷却材の流出（以下「R C PシールL O C A」という。）が発生する事故並びに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が喪失する事故

(a-3) 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が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故

(a-4) 原子炉格納容器の除熱機能喪失

中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

(a-5) 原子炉停止機能喪失

主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故及び負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故

(a-6) ECCS注水機能喪失

中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故

(a-7) ECCS再循環機能喪失

大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故

(a-8) 格納容器バイパス

1次冷却系の圧力が原子炉格納容器外の低圧系に付加されるために発生するLOCA（以下「インターフェイスシステムLOCA」という。）及び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

(b) 運転中の原子炉における重大事故

運転中の原子炉における重大事故に対する格納容器破損防止対策の評価事象は、原子炉施設の特性等を考慮し、工学的に発生すると考えられる範囲を明確にした上で、格納容器破損モードごとに原子炉格納容器への負荷等を考慮して選定した結果、以下の事故とする。

(b-1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

(b-1-1) 格納容器過圧破損

大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

(b-1-2) 格納容器過温破損

外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故

(b-2) 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故

(b-3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

大破断 L O C A 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故

(b-4) 水素燃焼

大破断 L O C A 時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故

(b-5) 格納容器直接接触（シェルアタック）

本原子炉施設においては、工学的に発生しない。

(b-6) 溶融炉心・コンクリート相互作用

大破断 L O C A 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

(c) 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故に対する使用済燃料ピット内の燃料損傷防止対策の評価事象は、規則等で想定された以下の事故とする。

(c-1) 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、

使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故（以下「想定事故 1」という。）

(c-2) サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失

が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故（以下「想定事故 2」という。）

(d) 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

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に対する原子炉内の燃料損傷防止対策の評価事象は、事故シーケンスグループごとに燃料損傷防止対策の実施に対する時間余裕等を考慮して選定した結果、以下の事故とする。

(d-1) 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）

燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故

(d-2) 全交流動力電源喪失

燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに
非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故

(d-3) 原子炉冷却材の流出

燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ
機能が喪失する事故

(d-4) 反応度の誤投入

原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ
純水が流入する事故

b. 評価項目

(a) 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

炉心損傷防止対策について、以下の項目を概ね満足することを確認
することで、有効性があることを確認する。

(a-1) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉
心を十分に冷却できるものであること。具体的には、燃料被覆管の
最高温度が 1,200℃以下であること及び燃料被覆管の酸化量は、酸
化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下であること。

(a-2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力である
17.16MPa[gage]の 1.2 倍の圧力 20.59MPa[gage]を下回ること。

(a-3) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力
0.261MPa[gage]又は限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力の 2
倍の圧力 0.522MPa[gage]を下回ること。

(a-4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度 122℃又
は限界温度を下回る温度である 200℃を下回ること。

(b) 運転中の原子炉における重大事故

格納容器破損防止対策について、以下の項目を概ね満足すること
を確認することで、有効性があることを確認する。

(b-1) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が限界圧力を下回る圧力
である最高使用圧力 0.261MPa[gage]の 2 倍の圧力
0.522MPa[gage]を下回ること。

(b-2) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が限界温度を下回る温度

である 200℃を下回ること。

(b-3) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。

(b-4) 原子炉圧力容器の破損までに、原子炉冷却材圧力は 2.0MPa[gage]以下に低減されていること。

(b-5) 急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。

(b-6) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。具体的には、原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol%以下であること。

(b-7) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(b-1)の要件を満足すること。

(b-8) 熔融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること。

(c) 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

使用済燃料ピット内に貯蔵されている燃料の損傷防止対策について、以下の項目を満足することを確認することで、有効性があることを確認する。

(c-1) 燃料有効長頂部が冠水していること。

(c-2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。

(c-3) 未臨界が維持されていること。

(d) 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

運転停止中の原子炉内の燃料損傷防止対策について、以下の項目を満足することを確認することで、有効性があることを確認する。

(d-1) 燃料有効長頂部が冠水していること。

(d-2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。

(d-3) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。

c. 事故に対処するために必要な施設

「(1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」で整備する施設のうち、「(2) 有効性評価」において重大事故等に対処するために必要な施設を第 10.3 表に示す。

(ii) 評価条件

有効性評価における解析の条件設定については、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための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な設定とするが、標準値として評価項目となるパラメータに対し有意な影響を及ぼさないことを踏まえて条件を設定する場合もある。この際、解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。

a. 主要な解析条件

(a) 評価に当たって考慮する事項

(a-1) 安全機能の喪失に対する仮定

有効性評価で対象とする事象に応じ、適切に安全機能の喪失を考慮する。

(a-2) 外部電源に対する仮定

重大事故等に対する対策の有効性評価に当たっては、外部電源の有無の影響を考慮する。

(a-3) 単一故障に対する仮定

重大事故等は、設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起こすことを想定しており、さらに、重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備に対して多様性を考慮して設置していることから、重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。

(a-4) 運転員等の操作時間に対する仮定

事故に対処するために必要な運転員の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条

件に達したことを起点として、適切な時間余裕を設定する。

また、運転員等操作時間は、操作現場までのアクセスルート
の状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。

(b) 共通評価条件

(b-1) 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

(b-1-1) 初期条件

- ・ 炉心熱出力の初期値は、原則として、定格値(2,432MWt)に正の定常誤差（定格値の+2%）を考慮した値を用いる。
（事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く。）
- ・ 1次冷却材平均温度の初期値は、原則として、定格値（305.7℃）に正の定常誤差（+2.2℃）を考慮した値を用いる。
（事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く。）
- ・ 1次冷却材圧力の初期値は、原則として、定格値（15.41MPa[gage]）に正の定常誤差（+0.21MPa）を考慮した値を用いる。
（事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く。）
- ・ 1次冷却材流量は熱設計流量を用いる。
- ・ 炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。また、使用する崩壊熱はウラン燃料の装荷を考慮する。
- ・ 炉心バイパス流量割合は設計値として4%を用いる。
- ・ 即発中性子寿命、遅発中性子割合、減速材密度係数、ドップラ係数等の核的パラメータは、原則としてウラン燃料の装荷を考慮した炉心運用を包絡する値を用いる。
- ・ 加圧器保有水量の初期値は、全出力運転状態における保有水

量に基づき 60%体積とする。

- ・ 蒸気発生器伝熱管施栓率は 10%を考慮する。また、蒸気発生器 2 次側保有水量は 1 基当たり 51t（標準値）を用いる。
- ・ 原子炉格納容器自由体積は、設計値に余裕を考慮した小さい値として 69,500m³を用いる。
- ・ 原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値に余裕を考慮した小さい値を用いる。
- ・ 原子炉格納容器の初期温度及び初期圧力は、設計値として 47℃及び 12.0kPa[gage]を用いる。
- ・ 主要機器の形状に関する条件は、以下の値を用いる。
- ・ 原子炉容器、加圧器、1 次冷却材ポンプ、1 次冷却材管及び原子炉格納容器は設計値を用いる。
- ・ 蒸気発生器は標準値を用いる。

(b-1-2) 事故条件

1 次冷却材管の破断による L O C A を想定する場合の配管の破断位置について、炉心損傷防止対策の有効性評価においては低温側とする。

(b-1-3) 重大事故等対策に関連する機器条件

- ・ トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度の添加は、余裕を考慮した値を使用する。制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの 85%落下までの時間を 1.8 秒とする。
- ・ 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間
原子炉トリップ限界値及び応答時間として以下の値を用いる。
過大温度 ΔT 高
1 次冷却材平均温度等の関数（応答時間 6.0 秒）
原子炉圧力低
12.83MPa[gage]（応答時間 2.0 秒）
1 次冷却材ポンプ電源電圧低
65%（定格値に対して）（応答時間 1.2 秒）
蒸気発生器水位異常低

蒸気発生器狭域水位 11%（応答時間 2.0 秒）

工学的安全施設作動信号のうち、非常用炉心冷却設備作動信号の作動限界値及び応答時間として以下の値を用いる。

原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

11.66MPa[gage]（圧力）及び水位検出器下端水位（水位）の一致（応答時間 2.0 秒）

原子炉圧力異常低

10.97MPa[gage]（応答時間 2.0 秒）

（事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」及び「E C C S 再循環機能喪失」を除く。）

- ・原子炉制御設備は作動しないものとする。ただし、加圧器逃がし弁及び主蒸気大気放出弁は自動動作するものとする。なお、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」のうち「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」においては、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び給水制御系は自動動作するものとする。
- ・加圧器逃がし弁、主蒸気大気放出弁、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の容量は以下の値を使用する。また、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の動作圧力については設計値に余裕を考慮した高い値を使用する。
- ・加圧器逃がし弁容量 : 95t/h（1 個当たり）
- ・加圧器安全弁容量 : 157t/h（1 個当たり）
- ・主蒸気大気放出弁容量：定格主蒸気流量
（ループ当たり）の 10%
- ・主蒸気安全弁容量 : 定格主蒸気流量
（ループ当たり）の 100%
- ・1 次冷却材ポンプ回転数等の 1 次冷却材ポンプ仕様に関する条件は設計値を用いる。
- ・格納容器循環冷暖房ユニットは 1 基動作し、1 基当たり設計値に余裕を考慮した小さい除熱特性（100℃～約 153℃、約

8.1MW～約 13.9MW) で原子炉格納容器を除熱するものとする。

- ・燃料取替用水タンクの水量は 1,325m³ を用いる。

(b-2) 運転中の原子炉における重大事故

(b-2-1) 初期条件

(b-1-1)に同じ。ただし、格納容器破損モード「水素燃焼」については、原子炉格納容器内に分散し配置した重大事故等対処施設の有効性を評価する観点から設計値に基づく条件とし、原子炉格納容器のヒートシンク及び初期圧力は、以下の値を用いる。

- ・原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値に余裕を考慮した大きい値を用いる。
- ・原子炉格納容器の初期圧力は 0kPa[gage]を用いる。

(b-2-2) 事故条件

1 次冷却材管の破断による L O C A を想定する場合の配管の破断位置について、格納容器破損防止対策の有効性評価においては、高温側とする。

(b-2-3) 重大事故等対策に関連する機器条件

(b-1-3)に同じ

(b-3) 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

(b-3-1) 初期条件

- ・使用済燃料ピットの熱負荷は、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組み合わせで貯蔵されている場合を想定して、7.134MW を用いる。
- ・事象発生前使用済燃料ピット水温は 40℃を用いる。
- ・使用済燃料ピットに隣接するピットの状態として、使用済燃料ピット、燃料取替用キャナル及びキャスクローディングピットは接続状態とする。なお、水温が 100℃まで上昇する時間の評価は、使用済燃料ピットのみを考慮する。
- ・使用済燃料ピット等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いる。

(b-3-2) 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使用済燃料ピット水位としては、燃料頂部から 4.08m とする。

(b-4) 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

(b-4-1) 初期条件（事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く）

- ・炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。また、使用する崩壊熱はウラン燃料の装荷を考慮する。
- ・事象は、原子炉停止の 72 時間後に発生するものとする。
- ・1 次冷却材圧力の初期値は大気圧とする。
- ・1 次冷却材高温側温度の初期値は 93℃とする。
- ・1 次冷却材の初期水位は、原子炉容器出入口配管の中心高さを 100mm 上回る高さとする。
- ・1 次冷却系開口部は、加圧器安全弁が 3 個取り外され、加圧器のベント弁が 1 個開放されているものとする。
- ・主要機器の形状に関する条件は以下の値を用いる。
- ・原子炉容器、加圧器、1 次冷却材ポンプ、1 次冷却材管及び原子炉格納容器は設計値を用いる。
- ・蒸気発生器は標準値を用いる。

b. 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

(a) 2 次冷却系からの除熱機能喪失

- (a-1) 起因事象として、主給水流量喪失が発生するものとする。
- (a-2) 安全機能としては、補助給水系の機能が喪失するものとする。
- (a-3) 外部電源はあるものとする。
- (a-4) フィードアンドブリードにおける炉心への注水は、充てん／高圧注入ポンプ 2 台を使用するものとし、最小注入特性（高圧注入特性（0m³/h～約 140m³/h、0MPa[gage]～約 16.8MPa[gage]））を用いるものとする。
- (a-5) フィードアンドブリードにおける 1 次冷却材の放出は、加圧器逃

がし弁 2 個を使用し、1 個当たりの容量は 95t/h とする。

(a-6) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(a-6-1) フィードアンドブリードは、蒸気発生器広域水位が 0%に到達した時点から 5 分後に開始する。

(b) 全交流動力電源喪失

(b-1) 起因事象として、外部電源喪失が発生するものとする。

(b-2) 安全機能としては、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する。

(b-3) 外部電源はないものとする。

(b-4) R C P シール部からの漏えい率は、R C P シール L O C A が発生する場合は、1 次冷却材ポンプ 1 台当たり、定格圧力において約 $109\text{m}^3/\text{h}$ とし、1 次冷却材ポンプ 3 台からの漏えいを考慮する。R C P シール L O C A が発生しない場合は、1 次冷却材ポンプ 1 台当たり、定格圧力において約 $4.8\text{m}^3/\text{h}$ とし、1 次冷却材ポンプ 3 台からの漏えいを考慮する。

(b-5) タービン動補助給水ポンプ 1 台が自動起動し、事象発生後 60 秒後に 3 基の蒸気発生器に合計 $75\text{m}^3/\text{h}$ の流量で注水するものとする。

(b-6) 2 次冷却系強制冷却として主蒸気大気放出弁 3 個を使用するものとし、容量は各ループに設置している主蒸気大気放出弁 1 個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の 10% を処理するものとする。

(b-7) アキュムレータの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いる。

アキュムレータの保持圧力 $4.04\text{MPa}[\text{gage}]$

アキュムレータの保有水量 29.0m^3 （1 基当たり）

(b-8) 恒設代替低圧注水ポンプの原子炉への注水流量は、1 次冷却材圧力 $0.7\text{MPa}[\text{gage}]$ 到達時点で炉心注水を開始することとし、 $30\text{m}^3/\text{h}$ を設定する。

(b-9) R C P シール L O C A が発生しない場合において、1 次冷却材ポンプ封水戻りライン逃がし弁の閉止圧力である $0.83\text{MPa}[\text{gage}]$ で漏えいが停止するものとする。

(b-10) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(b-10-1) 2次冷却系強制冷却は、事象発生の40分後に開始するものとする。

(b-10-2) 代替交流電源は、RCPシールLOCAが発生する場合においては事象発生の60分後に確立するものとし、RCPシールLOCAが発生しない場合においては交流電源が24時間使用できないものとして、事象発生後の24時間後に確立するものとする。

(b-10-3) 1次冷却材温度の維持は、約1.7MPa[gage]の飽和温度である208℃に到達した段階でその状態を維持するものとする。

(b-10-4) アクムレータ出口弁の閉操作は、1次冷却材圧力約1.7MPa[gage]到達及び代替交流電源の確立から、10分後に実施するものとする。

(b-10-5) 2次冷却系強制冷却の再開は、アクムレータ出口弁の閉止から10分後に再開し、1次冷却材温度が170℃に到達した段階でその状態を維持するものとする。

(b-10-6) タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することで、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

(b-10-7) RCPシールLOCAが発生する場合においては、1次冷却材圧力が0.7MPa[gage]に到達すれば、恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水を開始するものとする。

(c) 原子炉補機冷却機能喪失

「(b) 全交流動力電源喪失」と同様である。

(d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失

(d-1) 起因事象として、中破断LOCAが発生するものとし、破断口径は約0.1m(4インチ)とする。

(d-2) 安全機能としては、格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとする。

(d-3) 外部電源はあるものとする。

(d-4) 非常用炉心冷却設備作動信号は「原子炉圧力異常低」信号により

発信するものとし、10.97MPa[gage]を作動限界値とする。また、応答時間は0秒とする。

(d-5) 充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプはそれぞれ2台動作し、最大注入特性（高圧注入特性（0m³/h～約220m³/h、0MPa[gage]～約19.4MPa[gage]）、低圧注入特性（0m³/h～約1,740m³/h、0MPa[gage]～約1.2MPa[gage]））で炉心へ注水するものとする。

(d-6) 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台が自動起動し、非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後に3基の蒸気発生器に合計190m³/hの流量で注水するものとする。

(d-7) アキュムレータの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いる。

アキュムレータの保持圧力 4.04MPa[gage]

アキュムレータの保有水量 29.0m³（1基当たり）

(d-8) 再循環切替は、燃料取替用水タンク水位26.9%到達後に行われるものとする。

(d-9) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(d-9-1) 格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却の開始は、原子炉格納容器の最高使用圧力0.261MPa[gage]到達から30分後とする。

(e) 原子炉停止機能喪失

(e-1) 炉心熱出力の初期値は、定格値(2,432MWt)を用いる。

(e-2) 1次冷却材圧力の初期値は、定格値(15.41MPa[gage])を用いる。

(e-3) 1次冷却材平均温度の初期値は、定格値（305.7℃）を用いる。

(e-4) 減速材温度係数の初期値は、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、負の反応度帰還効果が小さくなるよう、炉心のほう素濃度を高めることにより－13pcm/℃（標準値）に設定する。

(e-5) ドップラ特性は、ウラン燃料を装荷した平衡炉心の特性を考慮している。

- (e-6) 対象炉心は、ウラン燃料を装荷した平衡炉心に対して、(e-4)、(e-5)の特性を考慮した炉心を用いる。
- (e-7) 起因事象として、以下のいずれかが発生するものとする。
- ・ 主給水流量喪失
 - ・ 負荷の喪失
- (e-8) 安全機能としては、原子炉停止機能が喪失するものとする。
- (e-9) 外部電源はあるものとする。
- (e-10) A T W S 緩和設備の作動信号は「蒸気発生器水位異常低」信号によるものとし、水位は狭域水位 7%を作動設定点とする。
- (e-11) 主蒸気ライン隔離は、A T W S 緩和設備作動設定点到達の 17 秒後に隔離完了するものとする。
- (e-12) 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 台は、A T W S 緩和設備作動設定点に到達することにより自動起動し、起動の 60 秒後に 3 基の蒸気発生器に合計 190m³/h の流量で注水するものとする。
- (f) E C C S 注水機能喪失
- (f-1) 起因事象として、中破断 L O C A が発生するものとし、破断口径は、約 0.15m (6 インチ)、約 0.1m (4 インチ) 及び約 0.05m (2 インチ) とする。
- (f-2) 安全機能としては、高圧注入機能が喪失するものとする。
- (f-3) 外部電源はないものとする。
- (f-4) 炉心への注水は、余熱除去ポンプ 2 台を使用するものとし、最小注入特性 (低圧注入特性 0m³/h～約 740m³/h、0MPa[gage]～約 0.7MPa[gage]) を用いるものとする。
- (f-5) 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 台が自動起動し、非常用炉心冷却設備作動限界値到達の 60 秒後に 3 基の蒸気発生器に合計 190m³/h の流量で注水するものとする。
- (f-6) 2 次冷却系強制冷却として主蒸気大気放出弁 3 個を使用するものとし、容量は各ループに設置している主蒸気大気放出弁 1 個当たり定格主蒸気流量 (ループ当たり) の 10%を処理するものとする。

(f-7) アキュムレータの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いる。

アキュムレータの保持圧力 4.04MPa[gage]

アキュムレータの保有水量 29.0m³ (1 基当たり)

(f-8) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(f-8-1) 非常用炉心冷却設備作動信号発信の 10 分後に 2 次冷却系強制冷却操作を開始し、開操作に 1 分を要するものとする。

(f-8-2) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することで、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

(g) E C C S 再循環機能喪失

(g-1) 起因事象として、大破断 L O C A が発生するものとし、破断口径は、1 次冷却材管 (約 0.70m (27.5 インチ)) の完全両端破断とする。

(g-2) 安全機能としては、E C C S 再循環機能が喪失するものとする。

(g-3) 外部電源はあるものとする。

(g-4) 再循環切替は、燃料取替用水タンク水位低(26.9%)到達時に行い、E C C S 再循環切替に失敗することを想定する。

(g-5) 非常用炉心冷却設備作動信号は「原子炉圧力異常低」信号により発信するものとし、10.97MPa[gage]を作動限界値とする。また、応答時間は 0 秒とする。

(g-6) 原子炉格納容器スプレイ作動信号は「原子炉格納容器圧力異常高」信号により発信するものとし、0.140MPa[gage]を作動限界値とする。また、応答時間は 0 秒とする。

(g-7) 充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプはそれぞれ 2 台動作し、最大注入特性 (高圧注入特性 (0m³/h ～ 約 220m³/h、0MPa[gage] ～ 約 19.4MPa[gage])、低圧注入特性 (0m³/h ～ 約 1,740m³/h、0MPa[gage] ～ 約 1.2MPa[gage])) で炉心へ注水するものとする。

(g-8) 内部スプレポンプは 4 台動作し、最大流量で原子炉格納容器内に注水するものとする。また、再循環時には 2 台動作し、最大流量で

原子炉格納容器内に注水するものとする。

(g-9) 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 台が自動起動し、非常用炉心冷却設備作動限界値到達の 60 秒後に 3 基の蒸気発生器に合計 190m³/h の流量で注水するものとする。

(g-10) アキュムレータの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いる。

アキュムレータの保持圧力 4.04MPa[gage]

アキュムレータの保有水量 29.0m³ (1 基当たり)

(g-11) 内部スプレポンプ 2 台動作による代替再循環時の炉心への注水流量は、200m³/h を設定する。

(g-12) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(g-12-1) 内部スプレポンプによる代替再循環の開始は、E C C S 再循環切替失敗から 15 分後とする。

(h) 格納容器バイパス

(h-1) インターフェイスシステム L O C A

(h-1-1) 起因事象として、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する。

(h-1-2) 1 次冷却材の漏えい箇所として、余熱除去系逃がし弁、余熱除去系機器等からの漏えいが発生するものとする。

(h-1-3) 破断口径は、以下のとおり設定する。

- ・ 原子炉格納容器外の余熱除去クーラ出口逃がし弁
(等価直径約 3.3cm (約 1.3 インチ) 相当)
- ・ 原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁
(等価直径約 11cm (約 4.2 インチ) 相当)
- ・ 原子炉格納容器外の余熱除去系統機器等
(等価直径約 4.1cm (約 1.6 インチ) 相当)

(h-1-4) 安全機能としては、余熱除去機能が喪失するものとする。

(h-1-5) 外部電源はないものとする。

(h-1-6) 炉心への注水は、充てん／高圧注入ポンプ 2 台を使用するもの

とし、最大注入特性（高圧注入特性（ $0\text{m}^3/\text{h} \sim \text{約 } 220\text{m}^3/\text{h}$ 、 $0\text{MPa}[\text{gage}] \sim \text{約 } 19.4\text{MPa}[\text{gage}]$ ））を用いるものとする。

(h-1-7) 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 台が自動起動し、非常用炉心冷却設備作動限界値到達の 60 秒後に 3 基の蒸気発生器に合計 $190\text{m}^3/\text{h}$ の流量で注水するものとする。

(h-1-8) アキュムレータの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いる。

アキュムレータの保持圧力 $4.04\text{MPa}[\text{gage}]$

アキュムレータの保有水量 29.0m^3 （1 基当たり）

(h-1-9) 2 次冷却系強制冷却として主蒸気大気放出弁 3 個を使用するものとし、容量は各ループに設置している主蒸気大気放出弁 1 個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の 10% を処理するものとする。

(h-1-10) 余熱除去クーラ出口逃がし弁及び余熱除去ポンプ入口逃がし弁は、設計値にて閉止するものとする。

(h-1-11) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(h-1-11-1) 主蒸気大気放出弁の開操作による 2 次冷却系強制冷却操作は、非常用炉心冷却設備作動信号発信から 25 分後に開始するものとする。

(h-1-11-2) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することで、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

(h-1-11-3) 加圧器逃がし弁の開閉操作に係る条件が成立すれば、1 個の加圧器逃がし弁を開閉するものとする。

(h-1-11-4) 非常用炉心冷却設備停止条件が成立又は原子炉トリップ後 1 時間経過すれば、アキュムレータを隔離し、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水を、高圧注入から充てん注入に切り替えるものとして、4 分の操作時間を考慮するものとする。

(h-1-11-5) 充てん／高圧注入ポンプによる充てん流量を調整することで、加圧器水位を計測範囲内に維持するものとする。

(h-2) 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

- (h-2-1) 起因事象として、1 基の蒸気発生器の伝熱管 1 本が瞬時に両端破断を起こすものとする。
- (h-2-2) 安全機能としては、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大気放出弁が動作した時点で、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する。
- (h-2-3) 外部電源はないものとする。
- (h-2-4) 炉心への注水は、充てん／高圧注入ポンプ 2 台を使用するものとし、最大注入特性（高圧注入特性（0m³/h～約 220m³/h、0MPa[gage]～約 19.4MPa[gage]））を用いるものとする。
- (h-2-5) 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 台が自動起動し、非常用炉心冷却設備作動限界値到達の 60 秒後に 3 基の蒸気発生器に合計 190m³/h の流量で注水するものとする。
- (h-2-6) 2 次冷却系強制冷却のため、健全側蒸気発生器の主蒸気大気放出弁 2 個を使用するものとし、容量は各ループに設置している主蒸気大気放出弁 1 個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の 10%を処理するものとする。
- (h-2-7) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
- (h-2-7-1) 破損側蒸気発生器の隔離操作として、原子炉トリップから 10 分後に、破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁の閉止操作、破損側蒸気発生器への補助給水の停止操作及び破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁の閉止操作を開始し、操作完了に約 2 分を要するものとする。
- (h-2-7-2) 健全側の主蒸気大気放出弁の開操作は、破損側蒸気発生器隔離操作の完了時点で開始し、操作完了に 1 分を要するものとする。
- (h-2-7-3) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することで、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。
- (h-2-7-4) 加圧器逃がし弁の開閉操作に係る条件が成立すれば、1 個の加圧器逃がし弁を開閉するものとする。
- (h-2-7-5) 非常用炉心冷却設備停止条件が成立すれば、充てん／高圧注

- 入ポンプによる炉心注水を、高圧注入から充てん注入に切り替えるものとし、切替えに 2 分の操作時間を考慮するものとする。
- (h-2-7-6) 充てん／高圧注入ポンプによる充てん流量を調整することで、加圧器水位を計測範囲内に維持するものとする。
- (h-2-7-7) 余熱除去運転条件が成立すれば、余熱除去系による炉心冷却を開始するものとする。

c. 運転中の原子炉における重大事故

(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

(a-1) 格納容器過圧破損

(a-1-1) 事故進展解析の条件

(a-1-1-1) 起因事象として、大破断 L O C A が発生するものとし、破断口径は、1 次冷却材管（約 0.74m（29 インチ））の完全両端破断とする。

(a-1-1-2) 安全機能としては、高圧注入機能、低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、さらに全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮するものとする。

(a-1-1-3) 外部電源はないものとする。

(a-1-1-4) 水素の発生については、ジルコニウム－水反応を考慮する。

(a-1-1-5) タービン動補助給水ポンプ 1 台が自動起動し、事象発生 の 60 秒後に 3 基の蒸気発生器に合計 75m³/h の流量で注水するものとする。

(a-1-1-6) アキュムレータの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いる。

アキュムレータの保持圧力 4.04MPa[gage]

アキュムレータの保有水量 29.0m³（1 基当たり）

(a-1-1-7) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ流量は、120m³/h とする。

(a-1-1-8) 原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水流量は、120m³/h とする。

(a-1-1-9) 静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置の効果については期待しない。

(a-1-1-10) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(a-1-1-10-1) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイは、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始の 30 分後に開始するものとする。また、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生後の 24 時間後に停止するものとする。

(a-1-1-10-2) 原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水は、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始の 30 分後に開始するものとする。また、格納容器サンプ B 広域水位が 65%到達後に停止するものとする。

(a-1-1-10-3) 大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の開始は、事象発生後の 24 時間後とする。

(a-1-2) 放射性物質（ $\text{Cs}-137$ ）の放出量評価の条件

(a-1-2-1) 事象発生直前まで、定格出力の 102%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、ウラン燃料を 1/4 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 40,000 時間とする。

(a-1-2-2) 原子炉格納容器内に放出される $\text{Cs}-137$ の量は、炉心全体の内蔵量に対して、75%の割合で放出されるものとする。

(a-1-2-3) 原子炉格納容器内に放出された $\text{Cs}-137$ は、原子炉格納容器等への沈着効果及びスプレイ水による除去効果を見込む。

(a-1-2-4) 評価期間は 7 日間とする。なお、事故後 7 日以降の影響についても確認する。

(a-1-2-5) 原子炉格納容器からの漏えい率は、評価期間中一定の 0.16%/d とする。なお、事故後 7 日以降の漏えい率は、原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、0.12%/d とする。

(a-1-2-6) 原子炉格納容器からの漏えいは、その 97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り 3%はアニュラス部以外で生じるものとする。

(a-1-2-7) アニュラス空気再循環設備の微粒子フィルタの効率 は 99%とする。

(a-1-2-8) アニュラス部の負圧達成時間は、事象発生 の 106 分後とする。その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた Cs-137 はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気再循環設備のフィルタ効果は無視する。

(a-2) 格納容器過温破損

(a-2-1) 事故解析の条件

(a-2-1-1) 起因事象として、外部電源が喪失するものとする。

(a-2-1-2) 安全機能としては、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する。

(a-2-1-3) 外部電源はないものとする。

(a-2-1-4) RCP シール部の漏えい率として、1 次冷却材ポンプ 1 台当たり、定格圧力において約 4.8m³/h とし、1 次冷却材ポンプ 3 台からの漏えいを考慮するものとする。

(a-2-1-5) 水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮する。

(a-2-1-6) アクキュムレータの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いる。

アクキュムレータの保持圧力	4.04MPa[gage]
---------------	---------------

アクキュムレータの保有水量	29.0m ³ (1 基当たり)
---------------	-----------------------------

(a-2-1-7) 1 次冷却系強制減圧操作において、加圧器逃がし弁 2 個を使用するものとし、1 個当たりの容量は 95t/h とする。

(a-2-1-8) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ流量は、120m³/h とする。

(a-2-1-9) 原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水流量は、120m³/h とする。

(a-2-1-10) 静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置の効果については期待しない。

(a-2-1-11) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(a-2-1-11-1) 加圧器逃がし弁による 1 次冷却系強制減圧は、炉心溶融開始の 10 分後に開始するものとする。

(a-2-1-11-2) 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイは、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始の 30 分後に開始するものとする。また、格納容器サンプル B 広域水位 69%到達（原子炉格納容器保有水量 1,700m³ 相当）、かつ、原子炉格納容器最高使用圧力未満である場合に一旦停止し、原子炉格納容器最高使用圧力到達の 30 分後に再開するものとする。その後、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生 の 24 時間後に停止するものとする。

(a-2-1-11-3) 原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水は、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始の 30 分後に開始するものとする。また、格納容器サンプル B 広域水位が 65%到達後に停止するものとする。

(a-2-1-11-4) 大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の開始は、事象発生 の 24 時間後とする。

(b) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

「(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）(a-2) 格納容器過温破損」と同様であるが、以下の条件を適用する。

(b-1) リロケーションは、炉心の温度履歴に応じて発生するものとする。

(b-2) 原子炉容器は、最大歪みを超えた場合に破損するものとする。

(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

「(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）(a-1) 格納容器過圧破損」と同様であるが、以下の条件を適用す

- る。
- (c-1) 原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径は、計装用案内管の径と同等とする。
- (c-2) エントレインメント係数は、Ricou-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数の最確値とする。
- (c-3) 熔融炉心と水の伝熱面積は、原子炉容器外の熔融燃料－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の粒子径の最確値より算出された面積とする。
- (d) 水素燃焼
- (d-1) 起因事象として、大破断 L O C A が発生するものとし、破断口径は、1 次冷却材管（約 0.74m（29 インチ））の完全両端破断とする。
- (d-2) 安全機能としては、高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失するものとする。
- (d-3) 外部電源はあるものとする。
- (d-4) 炉心内の金属－水反応による水素発生量は、M A A P による評価結果に基づき全炉心内のジルコニウム量の 75% が水と反応するように補正する。また、水の放射線分解及び金属腐食による水素の発生を考慮する。水の放射線分解では、水素の生成割合を、炉心水については 0.4 分子／100eV、サンプ水については 0.3 分子／100eV とする。金属腐食では、アルミニウム及び亜鉛を考慮する。
- (d-5) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の評価においては、全炉心内のジルコニウム量の 75% が水と反応して発生した水素が、すべて燃焼に寄与するものとする。
- (d-6) 静的触媒式水素再結合装置は、5 個の設置を考慮する。また、1 個当たりの処理性能については設計値に基づき 1.2kg/h（水素濃度 4vol%、圧力 0.15MPa[abs]）とする。
- (d-7) 原子炉格納容器水素燃焼装置の効果については期待しない。
- (d-8) 内部スプレポンプは 4 台動作し、最大流量で原子炉格納容器内に注水するものとする。

(e) 溶融炉心・コンクリート相互作用

「(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）(a-1) 格納容器過圧破損」と同様であるが、以下の条件を適用する。

(e-1) 溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がりについては、原子炉下部キャビティ床底面の全面とする。

(e-2) 溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限は、大気圧条件で 0.8MW/m^2 相当とする。

(e-3) 溶融炉心とコンクリートの伝熱として、伝熱抵抗を考慮せず、溶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よう設定する。

d. 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

(a) 想定事故 1

(a-1) 事象発生前使用済燃料ピット水位については、燃料頂部より 7.08m とする。

(a-2) 安全機能としては、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する。

(a-3) 外部電源はないものとする。

(a-4) 送水車による使用済燃料ピットへの注水流量は、 $15\text{m}^3/\text{h}$ を設定する。

(a-5) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(a-5-1) 送水車による注水は、事象発生の 7 時間後に開始するものとする。

(b) 想定事故 2

(b-1) 使用済燃料ピット冷却系配管の破断によって想定される初期水位については、使用済燃料ピット出口配管下端（燃料頂部より 6.40m ）まで低下するものとする。また、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ーカの効果を考慮する。

(b-2) 安全機能としては、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する。

(b-3) 外部電源はないものとする。

(b-4) 送水車による使用済燃料ピットへの注水流量は、 $15\text{m}^3/\text{h}$ を設定する。

(b-5) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(b-5-1) 送水車による注水は、事象発生 of 7 時間後に開始するものとする。

e. 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

(a) 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）

(a-1) 起因事象として、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する。

(a-2) 安全機能としては、運転中の余熱除去機能喪失後に待機中の余熱除去系も機能喪失するものとする。また、充てん／高圧注入機能が喪失するものとする。

(a-3) 外部電源はないものとする。

(a-4) アキュムレータの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いる。

アキュムレータの保持圧力 $1.0\text{MPa}[\text{gage}]$

アキュムレータの保有水量 29.0m^3 (1 基当たり)

(a-5) 恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水流量は $20\text{m}^3/\text{h}$ とする。

(a-6) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(a-6-1) アキュムレータによる炉心注水操作は、1 基目は事象発生 of 60 分後、2 基目は事象発生 of 90 分後に注水するものとする。

(a-6-2) 恒設代替低圧注水ポンプの炉心注水操作は、2 基目のアキュムレータによる注水以降とし、事象発生 of 91 分後に開始するものとする。

(b) 全交流動力電源喪失

(b-1) 起因事象として、外部電源喪失が発生するものとする。

(b-2) 安全機能としては、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する。

(b-3) 外部電源はないものとする。

(b-4) アキュムレータの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いる。

アキュムレータの保持圧力 1.0MPa[gage]

アキュムレータの保有水量 29.0m³ (1 基当たり)

(b-5) 恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水流量は 20m³/h とする。

(b-6) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(b-6-1) アキュムレータによる炉心注水操作は、1 基目は事象発生の 60 分後、2 基目は事象発生の 90 分後に注水するものとする。

(b-6-2) 恒設代替低圧注水ポンプの炉心注水操作は、2 基目のアキュムレータの注水以降とし、事象発生 91 分後に開始するものとする。

(c) 原子炉冷却材の流出

(c-1) 起因事象として、余熱除去系統から 1 次冷却材が流出するものとする。

(c-2) 1 次冷却材の流出流量を 600m³/h とする。さらに、余熱除去機能喪失後も流出が継続するものとし、流出口径は約 0.2m (8 インチ) 相当とする。

(c-3) 安全機能としては、1 次冷却系水位が 1 次冷却材管の下端に到達した時点で浄化運転中の余熱除去系が機能喪失し、さらに運転中の余熱除去機能喪失後に待機中の余熱除去系も機能喪失するものとする。

(c-4) 外部電源はないものとする。

(c-5) 充てん／高圧注入ポンプによる原子炉への注水流量は 20m³/h を設定する。

(c-6) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(c-6-1) 充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水は、余熱除去機能喪失の 20 分後に開始するものとする。

(d) 反応度の誤投入

(d-1) 制御棒位置は全挿入状態とする。

(d-2) 1次冷却系の有効体積は、 203m^3 とする。

(d-3) 原子炉停止中の1次冷却系は、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は $2,600\text{ppm}$ とする。

(d-4) 臨界ほう素濃度は $1,650\text{ppm}$ とする。

(d-5) 起因事象として、原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の弁の誤動作等により、1次冷却材中に純水が注水されるものとする。

(d-6) 1次冷却系への純水注水最大流量は $81.8\text{m}^3/\text{h}$ とする。

(d-7) 外部電源はあるものとする。

(d-8) 「中性子源領域炉停止時中性子束高」設定値は停止時中性子束レベルの0.8デカード上とする。

(d-9) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(d-9-1) 希釈停止操作は「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、操作に1分を要するものとする。

(iii) 評価結果

評価項目となるパラメータに対する評価結果は以下のとおりであり、原則、事故シーケンスグループ、格納容器破損モード及び想定事故ごとに選定した評価事象のうち、発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時に発生することも想定し、評価項目となるパラメータに対して最も厳しくなる原子炉施設の事故の結果を記載する。

a. 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

(a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。具体的には、燃料被覆管の最高温度が $1,200^\circ\text{C}$ 以下であること及び燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であることについては、これが最も厳しくなる「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」において、不確かさを考慮しても以下のとおり評価項目となるパラメータを満足する。なお、「大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故」の事象初期において、設計基準事故時の評価結果を参

照した場合は、燃料被覆管温度の最高値は約 1,100℃、燃料被覆管の酸化量は約 4.1%となる。

(a-1) 燃料被覆管温度の最高値は約 770℃であり、不確かさを考慮しても 1,200℃以下である。

(a-2) 燃料被覆管の酸化量は約 0.1%であり、不確かさを考慮しても酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下である。

(b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」において約 19MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力の 1.2 倍である 20.59MPa[gage]を下回る。

(c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「中破断 L O C A 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において、原子炉格納容器圧力の最高値は約 0.31MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力 0.261MPa[gage]の 2 倍の圧力 0.522MPa[gage]を下回る。

(d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度については、これが最も厳しくなる「中破断 L O C A 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において、原子炉格納容器温度の最高値は約 130℃であり、不確かさを考慮しても 200℃を下回る。

b. 運転中の原子炉における重大事故

(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」において、原子炉格納容器圧力の最高値は約 0.31MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力 0.261MPa[gage]の 2 倍の圧力 0.522MPa[gage]を下回る。

(b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度については、これが最も厳しくなる「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」において、原子炉格納容器温度の最高値は約 140℃であり、不確かさを考慮しても 200℃を下回る。

(c) 放射性物質の総放出量については、これが最も厳しくなる「大破断

ＬＯＣＡ時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において、Cs-137の総放出量は、事故発生後から7日後までの間で約7.6TBq、100日後までを考慮したとしても約8.2TBqであり、不確かさを考慮しても放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響を小さくとどめている。

- (d) 原子炉圧力容器の破損時の原子炉冷却材圧力については、これが最も厳しくなる「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」において約0.23MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても2.0MPa[gage]を下回る。
- (e) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については、工学的に発生する可能性がある圧力スパイクの観点で最も厳しい「大破断ＬＯＣＡ時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」に原子炉格納容器内注水を考慮した事故において、圧力上昇は見られるものの、不確かさを考慮しても熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失することはない。
- (f) 水素濃度については、水素の放出時期と放出速度の観点で最も厳しくなる「大破断ＬＯＣＡ時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故」において、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度の最大値は約11vol%であり、不確かさを考慮しても13vol%以下である。また、水の放射線分解等によって発生する水素を考慮しても、原子炉格納容器内に設置する静的触媒式水素再結合装置の効果により、原子炉格納容器内の水素濃度は徐々に減少することから爆轟に至ることはない。
- (g) 全炉心内のジルコニウム量の75%と水が反応して発生した水素が、すべて燃焼に寄与することを想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最高値は約0.38MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力の2倍の圧力0.522MPa[gage]を下回る。
- (h) 溶融炉心・コンクリート相互作用については、最も炉心溶融が早期に生じる「大破断ＬＯＣＡ時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納

容器スプレイ注入機能が喪失する事故」においても、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水により、溶融炉心からの崩壊熱は除去され、原子炉格納容器床は有意に侵食されることはなく、不確かさを考慮しても原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失することはない。

c. 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

初期水位の観点から最も厳しい想定事故2において、事故発生から使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の遮蔽設計基準値 0.15mSv/h に相当する水位まで低下するのに要する時間は約 1.5 日であり、事故を検知し、送水車を配備し注水を行うまでに十分な時間余裕があることから、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽が維持できる水位を確保できる。さらに、使用済燃料ピットは通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は約 0.973 であり、未臨界性を確保できる設計としている。この実効増倍率は使用済燃料ピット内の水の沸騰による水密度の低下に伴って低下することから、未臨界は維持される。このため、不確かさを考慮しても燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できるとともに未臨界は維持される。

d. 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

炉心崩壊熱及び1次冷却系保有水量の観点から最も厳しい「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」及び「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」において、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水により、炉心は露出することなく燃料有効長頂部は冠水している。また、燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたが閉止されている状態であるため、燃料取替時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値 0.15mSv/h を上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できる。また、炉心崩壊熱による1次冷却材のボイド発生により、1次冷却材の密度の低下に伴う中性

子減速効果の減少による負の反応度帰還効果と 1 次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。運転停止中において、炉心は高濃度のほう酸水で満たされており、ほう素密度の減少による正の反応度帰還効果の方が大きくなることにより、一時的に反応度は上昇する場合もある。これらの効果を考慮し、事象発生後の 1 次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した結果、事象進展中の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において約 $-7.9\% \Delta k/k$ であり、未臨界を維持できる。また、事象進展中の反応度変化量は、ほう素価値が取替炉心で大きく変わらないことから、取替炉心を考慮しても炉心は露出することはない、未臨界は維持され、また、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽は維持される。

e. 重大事故等に対処するために必要な要員及び資源

重大事故等に対処するために必要な要員及び資源については、1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉同時の重大事故等に対処できる要員、水源、燃料及び電源が確保される。

第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(1/19)

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等			
方針目的	運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉（以下「原子炉」という。）を停止させるための設計基準事故対処設備が機能喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、手動による原子炉緊急停止、原子炉出力抑制（自動）、原子炉出力抑制（手動）により原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の健全性を維持する手順等を整備する。また、原子炉の出力抑制を図った後にほう酸水注入により原子炉を未臨界に移行する手順等を整備する。		
対応手順等	フロントライン系機能喪失時	原子炉緊急停止 （手動による）	運転時の異常な過渡変化時において原子炉の運転を緊急に停止することができない事象（以下「A T W S」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、中央制御室から手動にて原子炉トリップスイッチ（中央制御盤手動操作）により、原子炉を緊急停止する。
		原子炉出力抑制 （自動）	A T W S が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、A T W S 緩和設備の自動作動による主蒸気隔離弁の閉により、1 次冷却材温度が上昇し減速材温度係数の負の反応度帰還効果により、原子炉出力が低下していることを確認する。また、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により 1 次冷却材圧力が所定の圧力以上に上昇していないこと、格納容器圧力及び温度の上昇がないこと、又は格納容器圧力及び温度の上昇がわずかであること、並びに補助給水ポンプ、主蒸気大気放出弁及び主蒸気安全弁の動作により 1 次冷却材温度が所定の温度以上に上昇していないことにより、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の健全性が維持されていることを確認する。
		原子炉出力抑制 （手動）	A T W S 緩和設備が自動作動しない場合で、かつ中央制御室から原子炉トリップスイッチ（中央制御盤手動操作）による原子炉緊急停止ができない場合、中央制御室からの手動操作によりタービン手動トリップ操作、主蒸気隔離弁の閉操作及び補助給水ポンプの起動を行うことで、1 次冷却材温度が上昇していることを確認するとともに減速材温度係数の負の反応度帰還効果により、原子炉出力が低下していることを確認する。また、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により 1 次冷却材圧力が所定の圧力以上に上昇していないことを確認するとともに、格納容器圧力及び温度の上昇がないこと、又は格納容器圧力及び温度の上昇がわずかであること、並びに補助給水ポンプ、主蒸気大気放出弁及び主蒸気安全弁の動作により 1 次冷却材温度が所定の温度以上に上昇していないことにより、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の健全性が維持されていることを確認する。

対応手順等	フロントライン系機能喪失時	ほう酸水注入	A T W S が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、原子炉の出力抑制を図った後、原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備のほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁及び充てん／高圧注入ポンプによりほう酸タンク水を原子炉へ注入するとともに、希釈による反応度添加の可能性を除去するためにほう酸希釈ラインを隔離する。 ほう酸ポンプの故障等により緊急ほう酸濃縮ラインが使用できない場合は、代替手段として充てん／高圧注入ポンプによりほう酸注入タンクを経由して燃料取替用水タンクのほう酸水を原子炉へ注入し原子炉を未臨界状態へ移行させる。安全注入ラインが使用できない場合は、充てんラインより充てん／高圧注入ポンプを使用して燃料取替用水タンクのほう酸水を原子炉へ注入する。 ほう酸水注入は燃料取替ほう素濃度になるまで継続する。なお、ほう酸水注入を行っている間に制御棒の全挿入に成功した場合は、プラントを高温停止に維持し、引き続いて低温停止に移行させるために必要となるほう素濃度を目標にほう酸水注入を継続する。
配慮すべき事項	優先順位		A T W S が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合（A T W S 緩和設備の作動状況確認を含む。）は、中央制御室から速やかな操作が可能である原子炉トリップスイッチ（中央制御盤手動操作）により手動にて原子炉の緊急停止操作を行う。蒸気発生器水位異常低信号による A T W S 緩和設備が作動した場合においても、中央制御室から原子炉トリップスイッチ（中央制御盤手動操作）により手動にて原子炉の緊急停止を行い、その後、A T W S 緩和設備の作動状況の確認を行う。 中央制御室から原子炉トリップスイッチ（中央制御盤手動操作）による原子炉緊急停止ができない場合で、かつ A T W S 緩和設備が作動しない場合は、手動による原子炉出力抑制を行う。 原子炉トリップに失敗し、原子炉の出力抑制を図った後は、原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備によりほう酸水注入を行う。

第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(2/19)

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			
方針目的	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉（以下「原子炉」という。）の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、1次冷却系のフィードアンドブリード又は蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水、蒸気放出）により原子炉を冷却する手順等を整備する。 また、原子炉を冷却するために1次冷却系及び2次冷却系の保有水を監視及び制御する手順等を整備する。		
	対応手順等	フロントライン系機能喪失時	1次冷却系のフィードアンドブリード 補助給水ポンプの故障等による蒸気発生器への注水機能の喪失によって蒸気発生器水位が低下し、すべての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合、燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプにより原子炉へ注水する操作と加圧器逃がし弁の開操作により原子炉格納容器内部へ1次冷却材を放出する操作を組み合わせた1次冷却系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。燃料取替用水タンク水位及び格納容器サンプB水位を確認し、再循環切替水位になれば再循環運転に切り替える。 蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が回復した場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却を開始し、アキュムレータ出口弁を閉操作後、1次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系が健全である場合、余熱除去系による原子炉の冷却操作により低温停止状態とする。余熱除去系が使用できない場合は、使用可能であれば多様性拡張設備である送水車により海水を注水し、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードにより低温停止状態とする。 蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が回復しない場合は、余熱除去系による原子炉の冷却を開始し、アキュムレータ出口弁を閉操作後、1次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系による原子炉の冷却により低温停止状態とする。余熱除去系が使用できない場合は、余熱除去系又は蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が使用可能となるまで再循環運転による1次冷却系のフィードアンドブリードを継続する。

対応手順等	サポート系機能喪失時	補助給水ポンプの機能回復	常設直流電源系統喪失時タービン動補助給水ポンプの起動ができない場合において、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要な場合、現場で専用工具を用いて、タービン動補助給水ポンプ蒸気加減弁を押し上げること及びタービン動補助給水ポンプ起動弁を開操作することにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。 全交流動力電源喪失時において、常設直流電源系統が健全な場合、空冷式非常用発電装置により非常用母線を回復させ、タービン動補助給水ポンプ補助油ポンプの起動及びタービン動補助給水ポンプ起動弁の開操作により、タービン動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。空冷式非常用発電装置により非常用母線が回復し、タービン動補助給水ポンプの起動ができない場合、電動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。 なお、空冷式非常用発電装置の燃料消費量削減の観点から、タービン動補助給水ポンプを使用できる間は、電動補助給水ポンプは起動せず後備の設備として待機させる。 補助給水ポンプは、復水タンクから２次系純水タンクへの切替え又は復水タンクへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系又は使用可能であれば多様性拡張設備である送水車を用いた蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。
		主蒸気大気放出弁の機能回復	主蒸気大気放出弁の駆動源が喪失した場合は、蒸気発生器への注水を確認し現場で手動により主蒸気大気放出弁を開操作し、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。

対応手順等	監視及び制御	原子炉を冷却するために1次冷却系及び2次冷却系の保有水を加圧器水位計、蒸気発生器水位計により監視する。また、これらの計測機器が機能喪失又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する。 蒸気発生器2次側による炉心冷却のために起動した補助給水ポンプの動作状況を補助給水流量計、復水タンク水位計、蒸気発生器水位計により確認する。 燃料取替用水タンク水等を恒設代替低圧注水ポンプ等により原子炉へ注水する場合は、流量を調整し加圧器水位を制御する。 蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う場合は、補助給水流量を調整し、蒸気発生器水位を制御する。	
配慮すべき事項	優先順位	フロントライン系 機能喪失時	蒸気発生器2次側による炉心冷却による原子炉の冷却を優先し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は、1次冷却系のフィードアンドブリードを行う。
		サポート系 機能喪失時	補助給水の機能が回復すれば、蒸気発生器への注水を確認し主蒸気大気放出弁を現場で手動により開操作する。補助給水の機能が回復していない場合に、主蒸気大気放出弁の開操作により蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水の減少が早まるため、補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先して実施する。
	復旧に係る手順等	全交流動力電源が喪失した場合は、十分な期間の運転を継続するために電動補助給水ポンプが健全であれば空冷式非常用発電装置等による非常用母線への給電を確認し起動する。 電動補助給水ポンプ起動後は、長期的な冷却に際し、十分な水源を確保する。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。	

配慮すべき事項	主蒸気大気放出弁 操作時の留意事項	主蒸気大気放出弁による蒸気放出を行う場合、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。 蒸気発生器伝熱管破損は放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位及び圧力により、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認する。 蒸気発生器伝熱管破損の兆候が見られた場合に、当該蒸気発生器に接続された主蒸気大気放出弁の操作は行わない。
	主蒸気大気放出弁 操作時の環境条件	蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合において、現場での主蒸気大気放出弁操作を行う必要がある場合、初動対応としては現場にて確実に主蒸気大気放出弁を開操作し、以降は運転員等の負担軽減を図るとともに現場の環境が悪化した場合でも対応が可能となるため、使用可能であれば多様性拡張設備である窒素ボンベ（主蒸気大気放出弁作動用）又は可搬式空気圧縮機（主蒸気大気放出弁作動用）により駆動源を確保し中央制御室からの遠隔操作を行う。なお、状況に応じて放射線防護具を着用し、線量計を携帯する。
	全交流動力電源喪失 及び補助給水失敗時の 留意事項	全交流動力電源が喪失し、補助給水による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合、高圧熔融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため加圧器逃がし弁の開操作準備を行う。加圧器逃がし弁の開操作準備の手順は「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。

配慮すべき事項	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保	全交流動力電源喪失時において1次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気大気放出弁及びタービン動補助給水流量制御弁後弁の開度を調整し、1次冷却材圧力が封水戻りライン安全弁吹き止まり圧力まで低下すれば、その状態を保持する。
	1次冷却系のフィードアンドブリードの判断基準について	蒸気発生器広域水位計は、常温、常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため、高温状態においては、実水位と異なる指示値を示す。 1次冷却系のフィードアンドブリードを開始するすべての蒸気発生器の除熱を期待できない水位とは、上記の校正誤差に余裕を持たせた水位とする。
	作業性	タービン動補助給水ポンプ蒸気加減弁は、現場において専用工具を用いて弁を押し上げる単純な操作で、タービン動補助給水ポンプ起動弁についても手動ハンドルにより容易に操作できる。専用工具については速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。 主蒸気大気放出弁は、現場において専用工具を用いて容易に操作できる。専用工具については速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。

第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(3/19)

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			
方針目的	原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉（以下「原子炉」という。）の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の破損を防止するため、1次冷却系のフィードアンドブリード、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水、蒸気放出）により原子炉を減圧する手順等を整備する。 また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため、1次冷却系を減圧する手順等を整備する。 さらに、蒸気発生器伝熱管破損又はインターフェイスシステム L O C A 発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、1次冷却系を減圧する手順等を整備する。		
	対応手順等	フロントライン系機能喪失時	1次冷却系のフィードアンドブリード 補助給水ポンプの故障等による蒸気発生器への注水機能の喪失によって蒸気発生器水位が低下し、すべての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になり、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧機能が喪失した場合、加圧器逃がし弁を用いた1次冷却系のフィードアンドブリードにより1次冷却系を減圧する。燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプにより原子炉へ注水し、原子炉の冷却を確保してから加圧器逃がし弁を開操作する。燃料取替用水タンク水位及び格納容器サンプB水位を確認し、再循環切替水位になれば中央制御室で再循環運転に切り替える。 蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が回復した場合は、蒸気発生器2次側による炉心冷却を開始し、アキュムレータ出口弁を閉操作後、1次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系が健全である場合、余熱除去系による原子炉の冷却操作により低温停止状態とする。余熱除去系が使用できない場合は、使用可能であれば多様性拡張設備である送水車により海水を注水し蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行い、低温停止状態とする。 蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が回復しない場合は、余熱除去系による原子炉の冷却を開始し、アキュムレータ出口弁を閉操作後、1次冷却系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系による原子炉の冷却により低温停止状態とする。余熱除去系が使用できない場合は、余熱除去系又は蒸気発生器2次側による原子炉の冷却機能が使用可能となるまで再循環運転による1次冷却系のフィードアンドブリードを継続する。

対応手順等	フロントライン系機能喪失時	蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）	加圧器逃がし弁による 1 次冷却系の減圧機能が喪失した場合、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却により 1 次冷却系の減圧を行うため、補助給水ポンプの自動起動を確認し、復水タンク水が蒸気発生器へ注水されていることを確認する。この時、補助給水ポンプが運転していなければ、中央制御室から補助給水ポンプを起動し蒸気発生器へ注水する。 なお、補助給水ポンプの優先順位は、外部電源又はディーゼル発電機が健全であれば電動補助給水ポンプを優先し、代替電源（交流）からの給電時は燃料消費量削減の観点からタービン動補助給水ポンプを優先して使用する。
		蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）	加圧器逃がし弁による 1 次冷却系の減圧機能が喪失した場合、蒸気発生器への注水及び主蒸気大気放出弁の開を確認し、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却により 1 次冷却系の減圧が行われていることを確認する。主蒸気大気放出弁が開いていなければ中央制御室にて開操作する。

対応手順等	サポート系機能喪失時	補助給水ポンプの機能回復（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非常用油ポンプの機能が喪失し、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要な場合、現場で専用工具を使用しタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁を押し上げること及びタービン動補助給水ポンプ起動弁を開操作することにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。 全交流動力電源が喪失した場合は、常設直流電源系統が健全であれば、空冷式非常用発電装置からの給電によりタービン動補助給水ポンプ補助油ポンプを起動し、タービン動補助給水ポンプを起動する。 タービン動補助給水ポンプは、復水タンクから 2 次系純水タンクへの切替え又は復水タンクへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系又は使用可能であれば多様性拡張設備である送水車を用いた蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。
		弁の機能回復	主蒸気大気放出弁の駆動源が喪失した場合、蒸気発生器への注水を確認し現場で手動により主蒸気大気放出弁を開操作することで、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却により 1 次冷却系の減圧を行う。 全交流動力電源喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）から空気配管に窒素を供給し、中央制御室から加圧器逃がし弁を開操作し、1 次冷却系の減圧を行う。 また、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）による加圧器逃がし弁の機能回復が不能時は、可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）を空気配管に接続し、中央制御室からの操作による 1 次冷却系の減圧を行う。 常設直流電源喪失時において、加圧器逃がし弁の開操作が必要である場合は、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）により直流電源を供給し、中央制御室からの操作による 1 次冷却系の減圧を行う。常設蓄電池が機能喪失した場合又は 24 時間以内に交流動力電源が復旧する見込みがない場合は、空冷式非常用発電装置及び可搬式整流器により直流電源を供給し、中央制御室から開操作し 1 次冷却系の減圧を行う。

対応手順等	高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱防止	炉心損傷時、1次冷却材圧力が2.0MPa〔gage〕以上である場合、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため、加圧器逃がし弁により1次冷却系を減圧する。
	蒸気発生器伝熱管破損	蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合、原子炉の自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号による高圧注入系、低圧注入系、電動補助給水ポンプ等の動作を確認する。 破損側蒸気発生器を1次冷却材圧力、蒸気発生器の圧力、水位、高感度型主蒸気管モニタ等の指示値から判断し、破損側蒸気発生器を隔離する。 破損側蒸気発生器の隔離完了後に破損側蒸気発生器の圧力の低下が継続し破損側蒸気発生器の隔離失敗と判断した場合、健全側蒸気発生器の主蒸気大気放出弁による冷却、減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で1次冷却系を減圧することにより1次冷却材の蒸気発生器2次側への漏えいを抑制する。 1次冷却系を減圧後、充てん／高圧注入ポンプによる原子炉への注水を安全注入から充てんに切り替え、余熱除去系により炉心を冷却する。
	インターフェイスシステムLOCA	インターフェイスシステムLOCAが発生した場合、原子炉の自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号による高圧注入系、低圧注入系、電動補助給水ポンプ等の動作を確認する。 1次冷却材圧力、加圧器水位の低下、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等によりインターフェイスシステムLOCAの発生を判断し、格納容器外への1次冷却材の漏えいを停止するため破損箇所を早期に発見し隔離する。 破損箇所を隔離できない場合、主蒸気大気放出弁による冷却、減圧操作と加圧器逃がし弁により1次冷却系を減圧することにより1次冷却材の格納容器外への漏えいを抑制する。 低温停止に移行するに当たり、余熱除去系による原子炉の冷却が困難な場合、使用可能であれば多様性拡張設備である送水車により海水を注水し蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。

配慮すべき事項	優先順位	フロントライン系機能喪失時	蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧を優先し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は、充てん／高圧注入ポンプによる原子炉への注水と加圧器逃がし弁の開操作による１次冷却系のフィードアンドブリードを行う。
		サポート系機能喪失時	補助給水の機能が回復すれば、主蒸気大気放出弁を現場にて手動により開操作する。補助給水の機能が回復していない場合に、主蒸気大気放出弁の開操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水の減少が早まるため、補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先して実施する。
	復旧に係る手順等		常設直流電源喪失時、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）により加圧器逃がし弁へ給電することで、中央制御室から遠隔操作を行う。常設直流電源喪失時の代替電源確保等に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
	主蒸気大気放出弁操作時の留意事項		主蒸気大気放出弁による蒸気放出を行う場合、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。 蒸気発生器伝熱管破損は放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位及び圧力により、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認する。 蒸気発生器伝熱管破損の兆候が見られた場合に、当該蒸気発生器に接続された主蒸気大気放出弁の操作は行わない。
	全交流動力電源喪失及び補助給水失敗時の留意事項		全交流動力電源が喪失し、補助給水による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合、高圧熔融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため加圧器逃がし弁の開操作準備を行う。
	環境条件		蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合において、現場での主蒸気大気放出弁操作を行う必要がある場合、初動対応としては現場にて確実に主蒸気大気放出弁を開操作し、以降は運転員等の負担軽減を図るとともに現場の環境が悪化した場合でも対応が可能となるため、使用可能であれば多様性拡張設備である窒素ポンベ（主蒸気大気放出弁作動用）又は可搬式空気圧縮機（主蒸気大気放出弁作動用）により駆動源を確保し中央制御室からの遠隔操作を行う。なお、状況に応じて放射線防護具を着用し、線量計を携帯する。 加圧器逃がし弁を確実に動作させるために、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）の設定圧力は、有効性評価における原子炉容器破損前の格納容器圧力を考慮した上で余裕を持たせた値に設定する。

配慮すべき事項	インターフェイスシステム L O C A の漏えい箇所について	インターフェイスシステム L O C A の漏えい箇所の特定は、原子炉補助建屋内の各部屋が分離されているため、漏水検知器、監視カメラ、火災報知器等により行う。
	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保	全交流動力電源喪失時において 1 次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気大気放出弁及びタービン動補助給水流量制御弁後弁の開度を調整し、1 次冷却材圧力が封水戻りライン安全弁吹き止まり圧力まで低下すれば、その状態を保持する。
	1 次冷却系のフィードアンドブリードの判断基準について	蒸気発生器広域水位計は、常温、常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため、高温状態においては、実水位と異なる指示値を示す。 1 次冷却系のフィードアンドブリードを開始するすべての蒸気発生器の除熱を期待できない水位とは、上記の校正誤差に余裕を持たせた水位とする。
	作業性	タービン動補助給水ポンプ蒸気加減弁は、現場で専用工具を用いて弁を押し上げる単純な操作で、タービン動補助給水ポンプ起動弁についても手動ハンドルにより容易に操作できる。専用工具については速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。 主蒸気大気放出弁は、現場において専用工具を用いて容易に操作できる。専用工具については速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。

第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(4/19)

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				
方針目的	原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉（以下「原子炉」という。）の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の破損を防止するため、1次冷却材喪失事象が発生している場合は代替炉心注水、代替再循環運転により、1次冷却材喪失事象が発生していない場合は蒸気発生器2次側による炉心冷却により、運転停止中の場合は炉心注水、代替炉心注水、代替再循環運転、蒸気発生器2次側による炉心冷却により原子炉を冷却する手順等を整備する。 また、1次冷却材喪失事象後、炉心が熔融し、熔融デブリが原子炉容器内に残存した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器水張りにより原子炉を冷却する手順等を整備する。			
対応手順等	1次冷却材喪失事象が発生している場合	フロントライン系機能喪失時	代替炉心注水	非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。 ・ C、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 ・ 恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉に注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 ・ 可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する。 代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、準備時間の短いC、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）を優先し、次に恒設代替低圧注水ポンプを使用する。可搬式代替低圧注水ポンプは使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬式代替低圧注水ポンプ等の準備を開始するとともに、使用可能であれば多様性拡張設備である電動消火ポンプ等による代替注水手段を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプ等の使用準備が完了し多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければこれを使用する。

対応手順等	1 次冷却材喪失事象が発生している場合	フロントライン系機能喪失時	代替再循環運転 非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去クーラの故障等により格納容器サンプB水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合、C、D内部スプレポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）及びB内部スプレクーラにより格納容器サンプB水を原子炉へ注水する。 再循環運転中に格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合は、炉心の著しい損傷を防止するために余熱除去ポンプ1台運転とし流量を低下させ再循環運転を継続する。再循環運転できない場合は、燃料取替用水タンクを水源とし充てん／高圧注入ポンプ1台により原子炉への注水を行う。燃料取替用水タンクへの補給に成功している場合は、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水又は恒設代替低圧注水ポンプ等による代替炉心注水により原子炉への注水を行う。 また、格納容器の圧力上昇緩和のため、主蒸気大気放出弁を開操作し蒸気発生器2次側による炉心冷却及び原子炉補機冷却水を使用し格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内の冷却を行う。 原子炉への注水は、格納容器内水位が格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さとなれば停止する。
-------	---------------------	---------------	--

対応手順等	1次冷却材喪失事象が発生している場合	サポ-ト系機能喪失時	代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に原子炉への注水機能が喪失し、1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。 ・空冷式非常用発電装置より受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 ・C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 ・可搬式代替低圧注水ポンプにより原子炉へ海水を注水する。 代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、注水流量が大きく、準備時間の短い恒設代替低圧注水ポンプを優先して使用する。次にC充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプは使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬式代替低圧注水ポンプ等の準備を開始するとともに、使用可能であれば多様性拡張設備であるC、D内部スプレポンプ（自己冷却）（RHRSCSS連絡ライン使用）等を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプ等の使用準備が完了し多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければこれを使用する。
			代替再循環運転	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が同時に発生した場合、大容量ポンプによる代替補機冷却水の確保及び代替再循環運転をするために必要な格納容器サンプBの水位が確保されていることを確認する。また、空冷式非常用発電装置より受電したB余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低圧代替再循環又はB余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環による代替再循環運転を行うとともに、大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。 原子炉補機冷却機能喪失時に代替再循環運転に使用する機器の優先順位は、多様性拡張設備であるが準備時間の短いA余熱除去ポンプ（空調用冷水）を優先し、次にB余熱除去ポンプ（海水冷却）又はB余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）を使用する。

対応手順等	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容器に残存する場合	格納容器水張り	炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合、格納容器圧力と温度又は格納容器循環冷暖房ユニット出入口の温度差の変化により格納容器内が過熱状態であり原子炉容器内に溶融デブリが残存していると判断した場合、格納容器の破損を防止するため格納容器内自然対流冷却を確認するとともに、以下の手順により燃料取替用水タンク水を格納容器内へ注水する。 ・ 内部スプレポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器内へ注水する。 ・ 恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器内へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 ・ 原子炉下部キャビティ直接注水の必要がないことを確認して原子炉下部キャビティ注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器内へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。なお、格納容器への注水量は、格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さまでとする。 格納容器ヘスプレイするために使用する補機の優先順位は、内部スプレポンプを優先し、次に恒設代替低圧注水ポンプ、原子炉下部キャビティ注水ポンプの順とする。
	1 次冷却材喪失事象が発生していない場合	フロントライン系機能喪失時 サポート系機能喪失時	蒸気発生器 2 次側による炉心冷却	余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保されている場合は、中央制御室にて主蒸気大気放出弁を開操作し、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を行う。 全交流動力電源喪失等により、中央制御室から主蒸気大気放出弁を操作できない場合は、現場で手動により主蒸気大気放出弁を開操作することで、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却により 1 次冷却系の減圧を行う。 主蒸気大気放出弁による 2 次系冷却の効果がなくなり、余熱除去系が使用できない場合において低温停止へ移行する場合は、使用可能であれば多様性拡張設備である送水車により海水を注水し蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードを行う。

対応手順等	運転停止中の場合	フロントライン系機能喪失時	炉心注水／代替炉心注水	余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。 ・ 充てん／高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉に注水する。 ・ アキュムレータ水を原子炉に注水する。 ・ C、D内部スプレポンプ（R H R S－C S S連絡ライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 ・ 恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉に注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 ・ 可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する。 炉心注水、代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、中央制御室で操作可能である充てん／高圧注入ポンプによる原子炉への注水を行う。充てん／高圧注入ポンプが使用できない場合は、アキュムレータを使用する。 上記による原子炉への注水不能の場合は、準備時間の短いC、D内部スプレポンプ（R H R S－C S S連絡ライン使用）を使用し、次に恒設代替低圧注水ポンプを使用する。可搬式代替低圧注水ポンプは使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬式代替低圧注水ポンプ等の準備を開始するとともに、使用可能であれば多様性拡張設備である電動消火ポンプ等による代替注水手段を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプ等の使用準備が完了し多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければこれを使用する。
			代替再循環運転	余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、炉心注水又は代替炉心注水により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水後、格納容器サンプBに水源を切り替えて、C、D内部スプレポンプ（R H R S－C S S連絡ライン使用）及びB内部スプレクーラを用いた代替再循環運転により格納容器サンプB水を原子炉へ注水する。

対応手順等	運転停止中の場合	フロントライン系機能喪失時	蒸気発生器２次側による炉心冷却	余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合は、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保されている場合は、中央制御室にて主蒸気大気放出弁を開操作し、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。 主蒸気大気放出弁による２次系冷却の効果がなくなり、余熱除去系が使用できない場合において、低温停止へ移行する場合は、使用可能であれば多様性拡張設備である送水車により海水を注水し蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードを行う。
-------	----------	---------------	-----------------	--

対応手順等	運転停止中の場合	サポ-ト系機能喪失時	代替炉心注水	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注水する。 ・アキュムレータ水を原子炉へ注水する。 ・空冷式非常用発電装置より受電した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 ・C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 ・可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を原子炉へ注水する。 代替炉心注水に使用する補機の優先順位は、使用可能であれば多様性拡張設備であるが、電源回復しない場合でも注水が可能な燃料取替用水タンクからの重力注水を優先する。空冷式非常用発電装置から受電後は、準備時間が短いアキュムレータを使用する。並行して継続的に原子炉に注水するために恒設代替低圧注水ポンプを準備し、準備が整えば使用する。次にC充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプは使用準備に時間を要することから、あらかじめ可搬式代替低圧注水ポンプ等の準備を開始するとともに、使用可能であれば多様性拡張設備であるC、D内部スプレポンプ（自己冷却）（RHR S-C S S連絡ライン使用）等による代替炉心注水手段を使用する。可搬式代替低圧注水ポンプ等の使用準備が完了し多様性拡張設備を含む他の注水手段がなければこれを使用する。
-------	----------	------------	--------	--

対応手順等	運転停止中の場合	サポート系機能喪失時	代替再循環運転	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時は、大容量ポンプにより代替補機冷却水が確保され、空冷式非常用発電装置より受電したB余熱除去ポンプ（海水冷却）を用いた低圧代替再循環又はB余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）を用いた高圧代替再循環による代替再循環運転を行うとともに、大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。 原子炉補機冷却機能喪失時に代替再循環運転に使用する機器の優先順位は、使用可能であれば多様性拡張設備であるが準備時間が短いA余熱除去ポンプ（空調用冷水）を優先し、次にB余熱除去ポンプ（海水冷却）又はB余熱除去ポンプ（海水冷却）及びB充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）を使用する。
			蒸気発生器2次側による炉心冷却	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却系に開口部がない場合、タービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保された場合は、現場で手動により主蒸気大気放出弁を開操作して蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。 主蒸気大気放出弁による2次系冷却の効果がなくなり、余熱除去系が使用できない場合において、低温停止へ移行する場合は、使用可能であれば多様性拡張設備である送水車により海水を注水し蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。
配慮すべき事項	1次冷却材喪失事象が発生している場合	優先順位	フロントライン系機能喪失時	非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合、代替炉心注水により原子炉へ注水し、格納容器サンプBが再循環可能水位となれば、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。
			サポート系機能喪失時	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉への注水機能が喪失した場合、代替炉心注水により原子炉へ注水し、格納容器サンプBが再循環可能水位となれば、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。

配慮すべき事項	1次冷却材喪失事象が発生している場合	格納容器隔離弁の閉止	全交流動力電源喪失時、RCPシール部へのシール水注水機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失することにより、RCPシール部から1次冷却材が漏えいするおそれがあるため、封水戻りライン格納容器第2隔離弁等を閉操作する。 隔離は、空冷式非常用発電装置より電源を確保すれば、中央制御室にて封水戻りライン格納容器第2隔離弁を閉操作し、非常用炉心冷却設備作動信号が発信した場合は、動作する格納容器隔離弁の閉を確認する。なお、隔離弁等の電源が回復していない場合は、現場にて閉操作する。
		恒設代替低圧注水ポンプの注水先について	フロントライン系機能喪失時又は、全交流動力電源喪失時若しくは原子炉補機冷却機能喪失時に、燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する機能が喪失した場合、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注水する。 注水先の切替えが必要な場合、以下の手順により注水先を原子炉へ切り替え、代替炉心注水を行う。 ・炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、代替炉心注水が必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉へ切り替え、代替炉心注水を行う。 ・炉心損傷前に恒設代替低圧注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給を実施していた場合に、代替炉心注水が必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を燃料取替用水タンクから原子炉へ切り替え、代替炉心注水を行う。なお、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を実施している場合に、炉心損傷と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替える。また、全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が重畳した場合は、その後、C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により代替炉心注水を行う。

配慮すべき事項	1 次冷却材喪失事象が発生している場合	残存デブリ冷却時	恒設代替低圧注水ポンプの注水先について	炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合に、溶融炉心は原子炉容器を破損し格納容器下部に落下するが、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティに注水することで溶融炉心を冷却する。 注水先の切替えが必要な場合、以下の手順により注水先を格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。 ・炉心の著しい損傷、溶融が発生時に、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。 ・炉心の著しい損傷、溶融が発生時に、恒設代替低圧注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を燃料取替用水タンクから格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。
			原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先について	炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合に、溶融炉心は原子炉容器を破損し格納容器下部に落下するが、代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティに注水することで溶融炉心を冷却する。 炉心の著しい損傷、溶融が発生時に原子炉下部キャビティ注水ポンプによる復水タンクから燃料取替用水タンクへの補給を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を燃料取替用水タンクから格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う。なお、原子炉下部キャビティ注水ポンプによる代替格納容器スプレイを実施していた場合に、原子炉下部キャビティ直接注水が必要と判断すれば、原子炉下部キャビティ注水ポンプの注水先を格納容器から原子炉下部キャビティへ切り替える。
		1 次冷却材圧力監視に 残存デブリ冷却時の		原子炉容器内に溶融デブリが残存していると判断した場合、格納容器水張り操作を実施する際は 1 次冷却材圧力を監視する。1 次冷却材圧力が格納容器圧力より高い場合は、溶融デブリの冷却が阻害される場合があるため、加圧器逃がし弁を開操作し原子炉容器内と格納容器内を均圧させる。

配慮すべき事項	1 次冷却材喪失事象が発生している場合	残存デブリ冷却時の注水量について	格納容器への注水量は、原子炉格納容器水位計、内部スプレクーラ出口流量計、内部スプレ流量積算計、消火水注入流量積算計、恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算計、原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算計及び燃料取替用水タンク水位計の収支により注水量を把握する。 残存デブリの影響を防止するための格納容器への注水量は、残存デブリを冷却し、格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さまでとする。
		再循環運転について	炉心が損傷した場合において、格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却に加え、内部スプレポンプによる再循環運転を行う場合は、格納容器圧力及び格納容器内高レンジエリアモニタ等により、格納容器圧力の推移及び炉心損傷度合いを監視し、再循環運転を実施した場合の格納容器圧力低減効果、ポンプ及び配管の周辺線量上昇による被ばく等の影響を評価し、実施可否を検討する。
		再循環不能時の格納容器内の冷却	代替再循環運転により格納容器サンプ B 水を原子炉へ注水できない場合、余熱除去ポンプ格納容器サンプ B 側第 1 入口弁、余熱除去ポンプ格納容器サンプ B 側第 2 入口弁の開操作不能により再循環運転に移行できない場合又は格納容器再循環サンプスクリーンが閉塞した場合は、充てん／高圧注入ポンプ等により燃料取替用水タンク水を原子炉に注水するとともに、格納容器循環冷暖房ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。格納容器内自然対流冷却ができない場合は、代替格納容器スプレイを実施する。

配慮すべき事項	運転停止中の場合	優先順位	フロントライン系機能喪失時	運転停止中に余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合でかつ1次冷却系に開口部がない場合は、蒸気発生器2次側による炉心冷却を優先する。 蒸気発生器2次側による炉心冷却ができない場合は、炉心注水又は代替炉心注水による炉心冷却を行い、格納容器サンプBが再循環可能水位となれば、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。
			サポート系機能喪失時	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合でかつ1次冷却系に開口部がない場合は、蒸気発生器2次側による炉心冷却を実施する。 蒸気発生器2次側による炉心冷却ができない場合は、代替炉心注水による炉心冷却を行い、格納容器サンプBが再循環可能水位となれば、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。
		格納容器内からの退避	運転停止中において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により余熱除去系による崩壊熱除去機能が喪失した場合又は1次冷却材が流出した場合に、燃料取替用水タンクの保有水を充てん／高圧注入ポンプ等にて原子炉へ注水して開放中の加圧器安全弁から格納容器内へ蒸散させることにより原子炉を冷却する。この場合は、格納容器内の雰囲気悪化から格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。 また、運転停止中に1次冷却系の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束が上昇した場合は、臨界になる可能性があるため格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。	
	復旧手順に係る	全交流動力電源が喪失した場合、設計基準事故対処設備を代替電源（交流）からの給電により起動し十分な期間の運転を継続させる。		

配慮すべき事項	作業性	C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）の補機冷却水確保に係るディスタンスピース取替えについては、速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。 可搬式代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水に係る可搬型ホース等の接続については速やかに作業ができるよう可搬式代替低圧注水ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、大容量ポンプへの燃料補給については、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。
	電源確保	空冷式非常用発電装置により恒設代替低圧注水ポンプへ給電する。全交流動力電源喪失時は、代替電源（交流）により C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）及びアキュムレータ出口弁へ給電する。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。
	燃料補給	電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車及び大容量ポンプへの重油の補給は、定格負荷運転時における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯油そう及びタンクローリーを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における補給間隔を目安に実施する。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）として「1.14 電源の確保に関する手順等」に示す燃料油貯油そうの備蓄量（180kℓ 以上（1 基当たり）、2 基）を管理する。

第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要(5/19)

1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等			
方針目的	設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却、格納容器内自然対流冷却、代替補機冷却、大容量ポンプによる代替補機冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する手順等を整備する。		
対応手順等	フロントライン系機能喪失時	蒸気発生器 2 次側による炉心冷却	海水ポンプ又は 1 次系冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保されれば、主蒸気大気放出弁を現場で手動により開操作することで、蒸気発生器 2 次側による原子炉の冷却を行う。 補助給水ポンプについては、電動補助給水ポンプを優先して使用し、電動補助給水ポンプが使用できなければ、タービン動補助給水ポンプを使用する。
		格納容器内自然対流冷却	海水ポンプ又は 1 次系冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した状態において、1 次冷却材喪失事象が発生した場合、大容量ポンプを配置、接続し、A 格納容器循環冷暖房ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A 格納容器循環冷暖房ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。海水通水後、可搬型温度計測装置等により A 格納容器循環冷暖房ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力及び温度の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。
		代替補機冷却	海水ポンプ又は 1 次系冷却水ポンプの故障等により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、大容量ポンプにより、B 充てん／高圧注入ポンプ及び B 余熱除去ポンプに補機冷却水（海水）を通水し、各補機の機能回復を図る。

対応手順等	サポート系機能喪失時	蒸気発生器2次側による炉心冷却	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、タービン動補助給水ポンプ又は空冷式非常用発電装置から受電した電動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保されれば、主蒸気大気放出弁を現場で手動により開操作することで、蒸気発生器2次側による原子炉の冷却を行う。 補助給水ポンプについては、空冷式非常用発電装置の燃料消費量削減の観点から、タービン動補助給水ポンプを使用できる間は、電動補助給水ポンプは起動せず後備の設備として待機させる。
		格納容器内自然対流冷却	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、大容量ポンプを配置、接続し、A格納容器循環冷暖房ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A格納容器循環冷暖房ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。海水通水後、可搬型温度計測装置等によりA格納容器循環冷暖房ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力及び温度の低下等により、格納容器が冷却状態であることを確認する。
		大容量ポンプによる代替補機冷却	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、大容量ポンプによりB充てん／高圧注入ポンプ及びB余熱除去ポンプに補機冷却水（海水）を通水し、各補機の機能回復を図る。