

重大事故等対策への対処に係る措置の有効性評価の考え方

1.1 概要	1.0-2
1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定	1.0-3
1.3 評価に当たって考慮する事項	1.0-4
1.4 有効性評価に使用する計算プログラム	1.0-8
1.5 有効性評価における解析の条件設定	1.0-9
1.6 解析の実施	1.0-13
1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	1.0-13
1.8 必要な要員及び資源の評価	1.0-14

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（重大事故等対策への対処に係る措置の有効性評価の考え方）

1.1 概要

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 重大事故等対策への対処に係る措置の有効性評価の概要は整理されているか。</p> <p>1) 重大事故等対策への対処に係る措置の有効性評価において、措置の有効性を評価する範囲は明確となっているかを確認する。</p> <p>(i) 評価対象とする事故や有効性を評価する範囲を確認する。</p>	<p>(i) 重大事故等対策への対処に係る措置の有効性評価（有効性評価）において、評価対象とする事故及び有効性を評価する範囲について、以下のとおり確認した。</p> <p>有効性評価において、評価対象とする事故は、以下の4つであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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 ・ 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 ・ 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 <p>上記の事故（重大事故等）が発生した場合にも、炉心や燃料体の著しい損傷の防止あるいは原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水準の放出の防止のために講じることとしている措置（重大事故等対策）が有効であることを示すことを確認した。</p> <p>また、有効性評価においては、評価対象とする事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設定した上で、計算プログラムを用いた解析等を踏まえて、設備、手順及び体制の有効性を評価することを確認した。</p> <p>※ 1.1(1)～(8)は1.2～1.8のサマリが記載されているため、確認は1.2～1.8にて実施する。</p>

※ 本資料の確認結果に記載の図表番号については、補足説明資料の図表番号であり、原子炉設置変更許可申請書の図表番号とは異なる。

1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-1 （b）個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ</p> <p>① 個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（PRA）及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>② その結果、上記1-1(a)の事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については、上記1-1(a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。</p> <p>1. 評価対象の整理方法は適切か。</p> <p>1) 評価対象の整理方法は有効性評価ガイドに倣ったものであるか。</p> <p>（i）評価対象の整理方法は PRA の知見を踏まえたものであることを確認する。PRA を用いていない場合は、その手法が適切であるかを確認する。また、有効性評価と技術的能力との関連が整理されているかを確認する。</p> <p>① 事故シーケンスグループ等を選定するに当たって、安全機能としてアクシデントマネジメント策を考慮するかを確認。</p> <p>② 事故シーケンスグループ等の選定で活用する PRA の内容を確認。</p> <p>③ PRA の結果を踏まえ、新たに追加する事故シーケンスグループの有無を確認。</p> <p>④ 有効性評価における重要事故シーケンス等と技術的能力の関連は整理されているか確認。</p>	<p>（i）評価対象の整理方法として、本発電用原子炉施設を対象とした PRA の知見等を踏まえ、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じである事故シーケンスのグループ化を行い、措置の有効性を確認するための代表的な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス等」という。）を選定して、対応する措置の有効性評価を行うことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 炉心損傷防止対策及び運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスグループ並びに格納容器破損防止対策の有効性を確認する格納容器破損モード（事故シーケンスグループ等）の選定に当たっては、設計基準事故対処のために考慮している安全施設の機能のみをモデル化し、運転開始以降整備している種々の安全対策を考慮しない仮想的なプラント状態を評価対象として実施した PRA の結果（アクシデントマネジメント策を考慮しない、いわゆる「裸の PRA」）を活用することを確認した。</p> <p>② 事故シーケンスグループ等が活用する PRA の内容は、「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」に対しては、レベル 1PRA に加えて、PRA が適用可能な外部事象として地震、津波それぞれのレベル 1PRA を活用することを確認した。「運転中の原子炉における重大事故」に対しては、内部事象レベル 1.5PRA を活用することを確認した。「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」に対しては、停止時レベル 1PRA を活用することを確認した。</p> <p>③ 地震、津波以外の外部事象を対象としたレベル 1PRA や外部事象を対象としたレベル 1.5PRA については、定性的な検討から発生する事故シーケンスを分析した結果、新たに追加すべき事故シーケンスグループ等はないことを確認した。</p> <p>④ 有効性評価における重要事故シーケンス等で講じる対策内容と技術的能力で整備した手順との関連については、表 1.2.1 にまとめられていることを確認した。</p> <p>※ 1.2.1～1.2.4 の内容は PRA の内容と重複するため PRA の確認事項へ</p>

1.3 評価に当たって考慮する事項

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>(5) 複数の対策（例えば、常設設備と可搬型設備）がある場合には、各々の対策について有効性を評価することを基本とする。ただし、評価条件の包絡性が示すことができれば、包絡条件による有効性評価で代表してもよい。（例えば、起動に多くの人手及び時間を要し、かつ、容量が少ない可搬型設備の条件で常設設備の条件を包含させる場合。）</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(5) 複数の対策（例えば、常設代替設備と可搬型代替設備）がとられている場合は、各々の対策について有効性を評価する。</p> <p>1. 評価に当たって考慮する事項はなにか。</p> <p>1) 対象とする設備や要員、燃料等の評価方針、評価で考慮する仮定、評価期間は明確となっているか。評価方針や評価期間は有効性評価ガイドに倣ったものであるか。</p> <p>(i) 有効性評価において考慮する措置（技術的能力と設備との関連）や有効性評価の評価方針を確認する。</p> <p>① 有効性評価で考慮する設備や要員、燃料等の評価方針を確認。</p> <p>② 「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」についての解析方針について確認。</p>	<p>(i) 有効性評価において考慮する措置について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 有効性評価は、グループ化した事故シーケンスごとに「技術的能力に係る審査基準（技術的能力）」、「設置許可基準規則（設備）」との関係を整理して評価を行うことを確認した。また、「技術的能力」で講じている措置のうち、「設備」で重大事故等対処設備としている設備を用いたものを対象とし、手順及び体制としてはその他の措置との関係も含めて必要となる水源、燃料及び電源等の資源や要員を整理し、資源及び要員の確保に関する評価を行うことを確認した。</p> <p>② 「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」における一つの事故シーケンスグループにおいて複数の対策があり、それぞれで重要事故シーケンス等を選定していない場合には、代表性、包絡性を整理し解析を行うことを確認した。また、「運転中の原子炉における重大事故」における1つの格納容器破損モードにおいて複数の対策がある場合には各々の対策について解析を行うことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件 (3) 設計基準事故対処設備の適用条件 c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件 (3) 設計基準事故対処設備の適用条件 c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>（ii）安全機能の喪失の仮定に対する考え方を確認する。</p>	<p>（ii）安全機能の喪失の仮定に対する考え方について、以下のとおり確認した。</p> <p>グループ化した事故シーケンスごとに、PRAの結果を踏まえ、起因事象の発生に加えて想定する多重故障、共通原因故障又は系統間の機能依存性を考慮した従属故障等の安全機能の喪失を考慮することを確認した。また、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを確認した。</p>
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件 (4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件 (4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する</p> <p>（iii）外部電源に対する仮定及びその考え方が明らかであることを確認する。</p>	<p>（iii）外部電源に対する仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>外部電源有無の双方について考慮するが、基本的には常用系機器の機能喪失、工学的安全施設の作動遅れ及び運転員等操作への影響を考慮して外部電源がない場合を想定する。ただし、外部電源を考慮した方が有効性を確認するための評価項目に対して評価結果の余裕が小さくなる（厳しくなる）ような場合は、外部電源がある場合を想定することを確認した。</p>
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件 (5) 重大事故等対処設備の作動条件 e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件 (5) 重大事故等対処設備の作動条件 e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>（iv）重大事故等の想定及びこれを踏まえた重大事故等対処設備の単一故障の仮定について確認する。</p>	<p>（iv）重大事故等の想定及びこれを踏まえた重大事故等対処設備の単一故障の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>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ことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件 (5) 重大事故等対処設備の作動条件 a. 炉心損傷防止対策の実施時間 (a) 炉心損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。 (b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。 (c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。 b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。 c. 炉心損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件 (5) 重大事故等対処設備の作動条件 a. 格納容器破損防止対策の実施時間 (a) 格納容器破損防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。 (b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。 (c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。 b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計値に基づき設定する。 c. 格納容器破損防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>(v) 解析で設定する中央制御室や現場での運転員等による操作時間の仮定について確認する。 ① 解析で用いる操作条件の考え方が整理されていることを確認。 ② 運転員等操作は、アクセス性や環境の悪化等を考慮したも</p>	<p>(v) 解析で設定する中央制御室や現場での運転員等による操作時間の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象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、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報等の発信時点から10分後に開始する。 ・ 上記の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、上記の操作から1分後に開始する。 ・ 中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。 ・ 中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。 <p>② 運転員等操作は、アクセス性や環境の悪化等を考慮したものとなっているかについて、以下のとおり確認した。 その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始することを確認した。なお、運転員等は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルートや現場の作業環境等を踏まえ、実現可能と考えられる操作時間の想定等に基づき上記①の運転員等操作時間を設定することを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>のとなっているかを確認。</p> <p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>(vi) 有効性評価で考慮するプラント状態や解析で評価する期間を確認する。</p> <p>① 評価で考慮するプラント状態の範囲が示されていることを確認。</p> <p>② 「安定状態」、「安定停止状態」の定義を確認するとともに所内単独で対策を講じる期間は有効性評価ガイドに倣っているかを確認</p>	<p>(vi) 有効性評価で考慮するプラント状態や解析で評価する期間について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 有効性評価を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態として、通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される運転状態を考慮することを確認した。</p> <p>② 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉等が安定停止状態等に導かれるまでを対象とするが、有効性評価における解析としては、原子炉等が安定停止状態等に導かれることが合理的に推定可能な時点までとし、外部支援がないものとして7日間の対策成立性を評価することを確認した。具体的な解析で評価する期間は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 「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」については、原子炉が安定停止状態に導かれる時点まで ・ 「運転中の原子炉における重大事故」については、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点まで ・ 「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」については、使用済燃料ピットの水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点まで ・ 「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」については、原子炉が安定状態に導かれる時点まで

1.4 有効性評価に使用する計算プログラム

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 5px 0;"> <p>2.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> </div> <p>1. 評価に用いる解析コードは適切か。</p> <p>1) 解析コードの選定に係る考え方は有効性評価ガイドに倣ったものであるか。</p> <p>(i) 評価で用いる解析コードは重要現象がモデル化されていること、不確かさや適用範囲が把握されていることを確認。</p>	<p>(i) 評価で用いる解析コードは重要現象がモデル化されていること、不確かさや適用範囲が把握されていることについて、以下のとおり確認した。</p> <p>有効性評価に使用する解析コードは、事故シーケンスの特徴に応じて、重要現象がモデル化されており、実験等を基に検証され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものとして、以下に示す解析コードを用いることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ M-RELAP5 ・ SPARCLE-2 ・ MAAP ・ GOTHIC ・ COCO <p>※ 上記の解析コードの概要、重要現象のモデル化、妥当性確認及び不確かさの把握については、解析コードの内容と重複するため、解析コードの確認事項へ</p>

1.5 有効性評価における解析の条件設定

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>1. 解析の条件設定は適切か。</p> <p>1) 解析条件の設定は有効性評価ガイドに倣ったものか。</p> <p>(i) 解析条件の設定に係る考え方を確認する。</p> <p>① 解析条件の設定の考え方（保守的な評価か最適評価か）を確認</p> <p>② 解析コードや解析条件の不確かさの影響についての考え方を確認</p>	<p>(i) 解析条件の設定に係る考え方について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 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に対して余裕が小さくなるような設定とすることを確認した。</p> <p>② 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、有効性評価の評価項目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ことを確認した。</p> <p>なお、有効性評価で設定する初期条件、事故条件、機器条件、操作条件の定義は以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 初期条件とは、異常状態が発生する前の発電用原子炉施設の状態をいう。 ・ 事故条件とは、重大事故等の発生原因となる機器の故障又は安全機能の喪失の状態をいう。 ・ 機器条件とは、重大事故等を収束させる際に使用する重大事故等対処設備の状態をいう。 ・ 操作条件とは、運転員等操作による重大事故等対処設備の操作が可能となる状態をいう。
<p>(ii) 共通解析条件について確認する。</p> <p>① 「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれの有る事故」で用いる初期条件、事故条件、機器条件の考え方及び根拠が示されているかを確認。</p> <p>② 「運転中の原子炉における重大事故」で用いる初期条件、事故条件、機器条件の考え方及び根拠が示されているかを確認。</p> <p>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」で用いる初期条件、事故条件、機器条件の考え方及び根拠が示されているかを確認。</p> <p>④ 「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故」で用いる初期条件、事故条件、機器条件の考え方</p>	<p>(ii) 共通解析条件について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれの有る事故」で用いる共通解析条件について、以下のとおり確認した。</p> <p><初期条件></p> <p><u>初期定常運転条件</u>：解析では、炉心熱出力の初期値として、定格値(2652MWt)に正の定常誤差（定格値の+2%）を考慮した値を用いるものとする。また、1次冷却材平均温度の初期値として、定格値（302.3℃）に正の定常誤差（+2.2℃）を考慮した値を用いるものとする。また、1次系圧力の初期値として、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ことを確認した。この設定は、評価項目に対する余裕が小さくなる方向に定常誤差を考慮していることとなる。なお、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」においては、出力抑制について減速材温度の反応度帰還効果に期待しており、これを多様化自動作動盤(ATWS緩和設備)の作動が必要となるサイクル寿命初期の炉心運用を包絡するよう、反応度帰還の効果小さくするため、減速材温度係数の絶対値が小さめの値を設定することから、炉心熱出力、1次冷却材平均温度及び1次系圧力の初期値として定格値を用いることを確認した。</p> <p><u>1次冷却材流量</u>：1次冷却材全流量は熱設計流量を用いることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>及び根拠が示されているかを確認。 （伊方3号炉の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> MOX炉心の装荷を考慮しているかを確認。 	<p><u>炉心及び燃料体</u>：</p> <p>（炉心崩壊熱）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及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮するとともに、燃焼度が高くなるサイクル末期炉心を対象に設定し、燃料被覆管温度等に関連する、炉心の露出状況を確認する必要がある事象においては、局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用い、原子炉圧力等のプラント全体に関連する炉心平均挙動を評価する事象においては、炉心の平均的な崩壊熱を表す炉心平均評価用崩壊熱を用いることを確認した。</p> <p>（炉心バイパス流量）熱除去に寄与しない炉心バイパス流量割合は、設計値として4%を用いることを確認した。</p> <p>（核的パラメータ）即発中性子寿命、実効遅発中性子割合、減速材密度係数、ドップラ係数等の核的パラメータは、原則として炉心運用を考慮して評価項目に対して厳しくなるよう設定する。なお、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における炉心動特性解析には3次元手法を用いる。このため、減速材反応度帰還効果は減速材温度係数の絶対値が小さめの値となるように解析用の炉心条件を設定する。また、ドップラ反応度帰還効果はウラン平衡炉心を基本として、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷も考慮することを確認した。</p> <p><u>加圧器</u>：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%体積とすることを確認した。</p> <p><u>蒸気発生器</u>：蒸気発生器伝熱管施栓率は10%を考慮し、2次側水位は設計値として44%（狭域スパン）を、蒸気発生器保有水量は1基当たり48tonを用いることを確認した。</p> <p><u>原子炉格納容器</u>：</p> <p>（自由体積）原子炉格納容器の自由体積は、設計値に余裕を考慮した小さめの値として67400m³を用いることを確認した。</p> <p>（ヒートシンク）原子炉格納容器ヒートシンクは、設計値に余裕を考慮した小さめの値を用いることを確認した。</p> <p>（初期温度及び圧力）原子炉格納容器の初期圧力及び温度は9.8kPa[gage]、49℃を用いることを確認した。</p> <p><u>主要機器の形状</u>：原子炉容器、1次冷却材ポンプ、加圧器、蒸気発生器、1次冷却材配管及び原子炉格納容器の形状に関する条件は、設計値を用いることを確認した。</p> <p><事故条件></p> <p><u>原子炉冷却材喪失時の破断位置</u>：1次冷却材配管の破断によるLOCA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、炉心の再冠水が遅れること、破断ループに接続されたECCSの注水効果に期待できないこと等を踏まえ、設計基準事故と同様に低温側とすることを確認した。なお、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」については、蒸気発生器2次側保有水の保有する熱量が、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速さの観点も踏まえて低温側とすることを確認した。</p> <p><重大事故等対策に関連する機器条件></p> <p><u>炉心及び燃料体</u>：原子炉自動停止時の制御棒クラスタ落下による反応度の添加は、図1.5.3に示すものを用い、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2.2秒とすることを確認した。</p> <p><u>安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間</u>：</p> <p>（原子炉トリップ限界値及び応答時間）原子炉トリップ及び応答時間として、以下の設定とすることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 過大温度ΔT高は1次冷却材温度の関数とし、応答時間は6秒とする 原子炉圧力低の設定圧力は12.73MPa[gage]とし、応答時間は2秒とする 1次冷却材ポンプ電源電圧低は定格値に対して65%とし、応答時間は1.2秒とすることを確認した。 蒸気発生器水位低は蒸気発生器狭域水位11%とし、応答時間は2秒とすることを確認した。

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>(ECCS 作動限界値及び応答時間) ECCS 作動限界値及び応答時間は以下の設定を用いることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致については、原子炉圧力は 12.04MPa [gage]、加圧器水位は水位検出器下端水位とし、応答時間は 2 秒とする 原子炉圧力異常低は、11.36MPa [gage] とし、応答時間は、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器除熱機能喪失」、「ECCS 再循環機能喪失」の場合は 0 秒、その他の事故シーケンスグループでは 2 秒とする <p><u>原子炉制御設備</u>：原子炉制御設備は、外乱を小さくする方向に働くことから作動しないものとする。ただし、1 次系及び 2 次系の主要弁である加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁は過渡事象の様相に対する寄与が大きいことから、自動作動するものとする。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、1 次冷却材の 2 次系への流出を厳しくする観点から自動作動するものとすることを確認した。</p> <p><u>1 次系及び 2 次系の主要弁</u>：加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の設定値については以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 加圧器逃がし弁容量は 1 個当たり 95t/h とする 加圧器安全弁容量は、1 個当たり 175t/h とする 主蒸気逃がし弁容量は、1 ループ当たりの定格主蒸気流量の 10% とする 主蒸気安全弁容量は、1 ループ当たりの定格主蒸気流量の 100% とする <p><u>1 次冷却材ポンプ</u>：1 次冷却材ポンプの回転数等の仕様に関する条件は設計値を用いることを確認した。</p> <p><u>格納容器再循環ユニット</u>：使用台数は 2 台とし、粗フィルタがある場合の除熱特性の設計値として 1 基当たり除熱特性 (100℃～155℃、約 1.9MW～約 8.1MW) で原子炉格納容器内を除熱することを確認した。</p> <p><u>燃料取替用水タンク</u>：保有水量は 1900m³ とすることを確認した。</p> <p>② 「運転中の原子炉における重大事故」で用いる共通解析条件について、以下のとおり確認した。</p> <p><初期条件></p> <p>「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれの有る事故」と同様であるが、格納容器破損モード「水素燃焼」については、以下の条件を適用することを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値より大きめの値を用いる 原子炉格納容器の初期圧力は、0kPa [gage] を用いる <p><事故条件></p> <p><u>原子炉冷却材喪失時の破断位置</u>：1 次冷却材配管の破断による LOCA 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、ECCS 注水に期待していないこと、また、蓄圧タンクからの注水のみでは炉心冠水を維持できないことを踏まえ、早期に炉心からの蒸気が系外に放出される高温側とすることを確認した。</p> <p><重大事故等対策に関連する機器条件></p> <p>「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれの有る事故」と同様であることを確認した。</p> <p>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」で用いる共通解析条件について、以下のとおり確認した。</p> <p><初期条件></p> <p><u>使用済燃料ピット崩壊熱</u>：原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料及び以前から貯蔵されている使用済燃料が、使用済燃料ピット崩壊熱が最大となるような組み合わせで貯蔵される場合を想定して、使用済燃料ピット崩壊熱は 11.715MW を用いることを確認し</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>た。</p> <p><u>事象発生前使用済燃料ピット水温</u>：使用済燃料ピット水温の標準的な水温として、40℃を用いることを確認した。</p> <p><u>使用済燃料ピットに隣接するピットの状態</u>：燃料取出直後の使用済燃料ピットの状態を想定して評価しており、燃料を取り出す際には燃料取替用チャンネルと燃料検査ピット及び使用済燃料ピットの間には設置されているゲートを取り外すことから、使用済燃料ピット、燃料取替用チャンネル及び燃料検査ピットは接続状態とすることを確認した。</p> <p><u>主要機器の形状</u>：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ことを確認した。</p> <p><重大事故等対策に関連する機器条件></p> <p><u>放射線の遮へいが維持できる使用済燃料ピット水位</u>：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棟の遮蔽設計基準値（0.15mSv/h）となる水位として、燃料頂部から、約4.33m（通常運転水位（NWL）-3.29m）とすることを確認した。</p> <p>④ 「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故」で用いる共通解析条件について、以下のとおり確認した。</p> <p><事故条件></p> <p><u>炉心崩壊熱</u>：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及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮するとともに、燃焼度が高くなるサイクル末期炉心を対象に設定し、図1.5.1に示す局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用いることを確認した。</p> <p><u>原子炉停止後の時間</u>：燃料取出前のミッドループ運転中の事故を想定することから、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みた時間として、原子炉停止後の時間は55時間とすることを確認した。</p> <p><u>1次系圧力</u>：ミッドループ運転中は1次系を大気開放状態としていることから、1次系圧力の初期値は大気圧とすることを確認した。</p> <p><u>1次冷却材高温側温度</u>：ミッドループ運転中の運転モードにおける上限値として、1次冷却材高温側温度の初期値は93℃とすることを確認した。</p> <p><u>1次冷却材水位</u>：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中の水位として、1次系の初期水位は原子炉容器出入口配管の中心高さを8cm上回る高さとすることを確認した。</p> <p><u>1次系開口部</u>：ミッドループ運転中に確保している蒸気放出経路として、1次系開口部は、加圧器安全弁が3個取り外され、加圧器のベント弁が2個開放されているものとする。</p> <p><u>主要機器の形状</u>：原子炉容器、1次冷却材ポンプ、加圧器、蒸気発生器、1次冷却材配管及び原子炉格納容器の形状に関する条件は設計値を用いることを確認した。</p>

1.6 解析の実施

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 解析の実施方針は適切か。</p> <p>1) 解析対象とするパラメータや結果の示し方を確認する。</p> <p>(i) 解析対象とするパラメータ、結果を明示するパラメータについて確認。</p>	<p>(i) 解析対象とするパラメータ、結果を明示するパラメータについて、以下のとおり確認した。</p> <p>有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、事象進展が適切に解析されていることを確認し、その結果を明示することを確認した。なお、事象進展の特徴や厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが合理的に説明できる場合はこの限りではないことを確認した。</p>

1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 5px 0;"> <p>2.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> </div> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は適切か。</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は有効性評価ガイドに倣ったものかを確認する。</p> <p>(i) 不確かさの影響評価方針について確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲について確認。</p> <p>② どのような場合にどのような内容の不確かさの影響評価を実施するのかを確認。</p> <p>③ 解析コードの不確かさの影響評価内容を確認。</p> <p>④ 解析条件の不確かさの影響評価内容を確認。</p>	<p>(i) 不確かさの影響評価方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとすることを確認した。</p> <p>② 不確かさ等の影響確認は、評価項目に対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うことを確認した。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認し、事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する方針であることを確認した。</p> <p>③ 解析コードの不確かさは、選定している重要事故シーケンス等における重要現象に対する不確かさを考慮し、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認することを確認した。</p> <p>④ 解析条件のうち、初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさについて、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認することを確認した。また、解析条件である操作条件の不確かさとして、上記の解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響及び解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作開始時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認することを確認した。</p>

1.8 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 5px 0;"> <p>2.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> </div> <p>1. 必要な要員及び資源の評価方針は適切か。</p> <p>1) 必要な要員及び資源の評価方針は有効性評価ガイドに倣ったものか確認する。</p> <p>（i）評価で想定するプラント状態や時間帯、判定基準を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 想定するプラント状態、時間帯は要員の観点で最も厳しいものかを確認。 ② 必要な要員の判定基準を確認。 ③ 必要な資源等の判定基準を確認。 	<p>（i）評価で想定するプラント状態や時間帯、判定基準は以下のとおりであることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することも想定した最も厳しい状態とし、時間帯は時間外、休日（夜間）を想定することを確認した。 ② 「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で整備している体制にて対処可能であることを確認するとともに、必要な作業が所要時間内に実施できることをもって、必要な要員の評価を行うことを確認した。 ③ 想定する発電用原子炉施設の運転状態に対して、必要となる水源、燃料及び電源の資源の確保の観点から、必要水量、燃料消費量及び電源負荷を確認するとともに、7日間継続してこれらの資源が供給可能であることをもって、必要な資源等の評価を行うことを確認した。

2 次冷却系からの除熱機能喪失

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策	2. 1-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	2. 1-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方	2. 1-3
2. 炉心損傷防止対策の有効性評価	2. 1-10
(1) 有効性評価の方法	2. 1-10
(2) 有効性評価の条件	2. 1-12
(3) 有効性評価の結果	2. 1-15
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	2. 1-18
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	2. 1-20
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	2. 1-22
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	2. 1-22
b. 操作条件	2. 1-24
(3) 操作時間余裕の把握	2. 1-25
4. 必要な要員及び資源の評価	2. 1-26
5. 結論	2. 1-28

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（炉心損傷防止対策の有効性評価：2次冷却系からの除熱機能喪失）

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」における事故シーケンスは、以下の8つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 小破断LOCA時に補助給水機能が喪失する事故 ・ 主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・ 過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故 ・ 手動停止時に補助給水機能が喪失する事故 ・ 外部電源喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・ 2次冷却系の破断時に補助給水機能が喪失する事故 ・ 2次冷却系の破断時に主蒸気隔離に失敗する事故 ・ 蒸気発生器伝熱管破損時に補助給水機能が喪失する事故 <p>（PRAまとめ資料 抜粋）</p> <p>(1) 2次冷却系からの除熱機能喪失</p> <p>a. 事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> ①小破断LOCA+補助給水失敗 ②主給水流量喪失+補助給水失敗 ③過渡事象+補助給水失敗 ④手動停止+補助給水失敗 ⑤外部電源喪失+補助給水失敗 ⑥2次冷却系の破断+補助給水失敗 ⑦2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗 ⑧蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗

※ 本資料の確認結果に記載の図表番号については、補足説明資料の図表番号であり、原子炉設置変更許可申請書の図表番号とは異なる。

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p>	<p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>2次冷却系からの除熱機能の喪失に伴い1次冷却系が高温・高圧状態となり、加圧器安全弁等からの冷却材漏えいが継続し、炉心損傷に至る</u>ことを確認した。具体的には、「原子炉の出力運転中に主給水流量喪失等が発生するとともに、補助給水系機器の故障等により蒸気発生器への注水機能が喪失する。このため、蒸気発生器はドライアウトして、2次冷却系からの除熱機能が喪失することから、緩和措置がとられない場合には、1次系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、炉心損傷に至る」であり、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を踏まえた対策を明確に示しているかを確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>炉心損傷を防止するためには、早期に1次冷却系を強制的に減圧するとともに、炉心注水を行い、炉心を冷却する必要がある</u>としていることを確認した。本事故シーケンスグループの特徴を踏まえた必要な機能は、1次系を強制的に減圧する機能、炉心注水する機能であり、具体的な初期の対策として、1次系を強制的に減圧し高圧での炉心注水を行う対策(1次系のフィードアンドブリード)により、炉心損傷を防止する必要があることを確認した。</p>

(3) 炉心損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>(i) 本事故シーケンスグループでは、補助給水系機能喪失（2次冷却系の除熱機能喪失）を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表 2.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失時における重大事故等対策について」において、蒸気発生狭域水位、蒸気発生器広域水位、補助給水ライン流量等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の炉心損傷防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の炉心損傷防止対策として、加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系の減圧と高圧注入ポンプによる炉心注水を行う1次冷却系のフィードアンドブリードを実施する。このため、高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁及び燃料取替用水タンクを重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。初期の対策である1次冷却系のフィードアンドブリードに係る手順については、「技術的能力 1.2 原子炉冷却材圧力パ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」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁、燃料取替用水タンクが挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「表 2.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失時における重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態（低温停止状態※）へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>※有効性評価ガイドでは、安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）と定義されている。</p> <p>② 炉心の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p>	<p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備について、1次冷却系のフィードアンドブリードにより、1次冷却系の減温・減圧が進み、余熱除去系が使用可能な温度及び圧力に到達すれば、余熱除去系による炉心冷却に移行する。このため、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定停止状態に向けた対策である余熱除去系による炉心冷却で用いる重大事故等対処設備として、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「表 2.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失時における重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 炉心の冷却状態の長期維持については①に示すとおり、余熱除去系による炉心の冷却を実施することで最終ヒートシンクへ熱を逃がせることから、炉心の冷却状態を長期的に維持できることを確認した。また、原子炉格納容器の冷却については、格納容器再循環ファンにより継続的に実施することとし、原子炉格納容器内の圧力、温度が上昇した場合には、格納容器スプレイにより原子炉格納容器内雰囲気冷却・減圧することにより、閉じ込め機能を維持できることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 2.1.8）には、本重要事故シーケンスにおける安定停止状態の定義は、「1次冷却材圧力及び温度が安定または低下傾向である状態」としていることが示されている。</p>
<p>(iv) 初期の炉心損傷防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(2次冷却系からの除熱機能喪失の場合)</p> <p>① 1次系のフィードアンドブリードに係る計装設備を確認。</p> <p>② 余熱除去系による炉心の冷却・除熱に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表 2.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失時における重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 1次系のフィードアンドブリードに係る計装設備として、1次冷却材圧力、加圧器水位、高圧注入ライン流量等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 余熱除去系による炉心冷却に係る計装設備として、1次冷却材高温側温度（広域）、余熱除去ループ流量等が挙げられていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p> <p>(2次冷却系からの除熱機能喪失の場合)</p> <p>① 余熱除去系を用いた炉心冷却・除熱への移行条件を確認。</p> <p>② 蒸気発生器を用いた炉心冷却・除熱への移行条件を確認（有効性評価上は期待していない）</p>	<p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 1次冷却材圧力計指示 2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材高温側温度計（広域）指示 176℃以下となり、余熱除去系による冷却操作が可能となれば、余熱除去系による炉心冷却を開始することが示されており、初期対策から安定停止状態に向けた対策への切り替える条件が明確となっていることを確認した。</p> <p>② 有効性評価上は期待していないが、蒸気発生器除熱機能の回復条件として、「いずれかの蒸気発生器への注水が確保され、かつ蒸気発生器狭域水位計指示が0%以上となれば、蒸気発生器の除熱機能が回復したと判断し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を開始する。」も示されていることを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 電動補助給水ポンプの回復操作 ・ タービン動補助給水ポンプの回復操作 ・ 電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への給水操作 ・ 蒸気発生器代替注水ポンプの使用準備 <p>補足説明資料「添付資料 2.1.1 蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への代替注水について」において、本操作は有効性評価上期待しないが、要員数や操作時間等が示されている。</p> <p>② 「技術的能力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」において、2次冷却系からの除熱機能の回復（注水）として、電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水、蒸気発生器代替注水ポンプによる蒸気発生器への注水、タービン動補助給水ポンプの機能回復、電動補助給水ポンプの機能回復等が整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「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」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「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に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表 2.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失時における重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等）</p> <p>（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>2) 「付録1 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について 別紙表 1-3-1 米国・欧州での重大事故対策に係る設備例との比較」において、炉心冷却、蒸気発生器代替給水手段、給水源、タービン動補助給水ポンプの代替起動手段、蒸気発生器代替蒸気放出の各項目において、米国・欧州での対策との比較を行っており、伊方3号炉の対策は国内外の先進的な対策と同等であることを確認した。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p>	<p>(i) 1次系のフィードアンドブリードに関連する設備として燃料取替用水タンク、高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁、加圧器逃がしタンク及びこれらを</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定停止状態に向けた対策に関連する余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	<p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「図 2.1.2 事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要（重要事故シーケンス「主給水流量喪失+補助給水失敗」の事象進展）」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 事故シーケンスグループ「2次系からの除熱機能喪失」に係る判断基準・確認項目等</p> <p>補助給水系機能喪失：全ての蒸気発生器狭域水位計指示 0%以下かつ補助給水ライン流量計指示 80m³/h 未満。</p> <p>1次系のフィードアンドブリード開始判断：全ての蒸気発生器広域水位計指示 10%未満。</p> <p>高圧再循環切替：燃料取替用水タンク水位計指示 16%到達及び格納容器再循環サンプ広域水位計指示 70%以上。</p> <p>蒸気発生器除熱機能回復判断：いずれかの蒸気発生器への注水が確保されており、かつ蒸気発生器狭域水位計指示が 0%以上に回復していること、主蒸気逃がし弁等が健全で、蒸気放出経路が回復していること。</p> <p>余熱除去系による炉心冷却：1次系冷却材圧力計指示 2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材高温側温度計（広域）指示 176℃以下。</p> <p>フィードアンドブリード停止：余熱除去系により炉心が冷却されており、安全注入停止条件が成立していることが確認できれば、加圧器逃がし弁の閉止及び高圧注入ポンプの停止により、フィードアンドブリードを停止する。</p> <p>補足説明資料（添付資料 2.1.4 2次冷却系からの除熱機能喪失における長期対策について）において、フィードアンドブリード停止条件は、余熱除去系により炉心が冷却されており、1次系圧力が 6.9MPa-Gage 以上&サブクール度が 40℃以上等が成立していることが確認できる場合であることが示されている。</p>
<p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p>	<p>(i) タイムチャートは、「技術的能力 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」等を踏まえ、以下のとおり整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1)(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 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」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 有効性評価においては、電動補助給水ポンプの回復操作やタービン動補助給水ポンプ回復操作、蒸気発生器代替注水ポンプ水張り操作等には期待しないが実際には行う操作である。このため、これらの操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本事故シーケンスグループの対応は中央制御室における対応のみであり、異なる作業を連続して行うことはない。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>(参考：運転員等の操作時間に対する仮定)</p> <p>(5) 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、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>a. 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報等の発信時点から10分後に開始する。</p> <p>b. a.の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、a.の操作から1分後に開始する。</p> <p>c. 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。</p> <p>d. 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。</p> <p>e. その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。</p> <p>なお、運転員等は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作現場までのアクセスルート状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。</p>

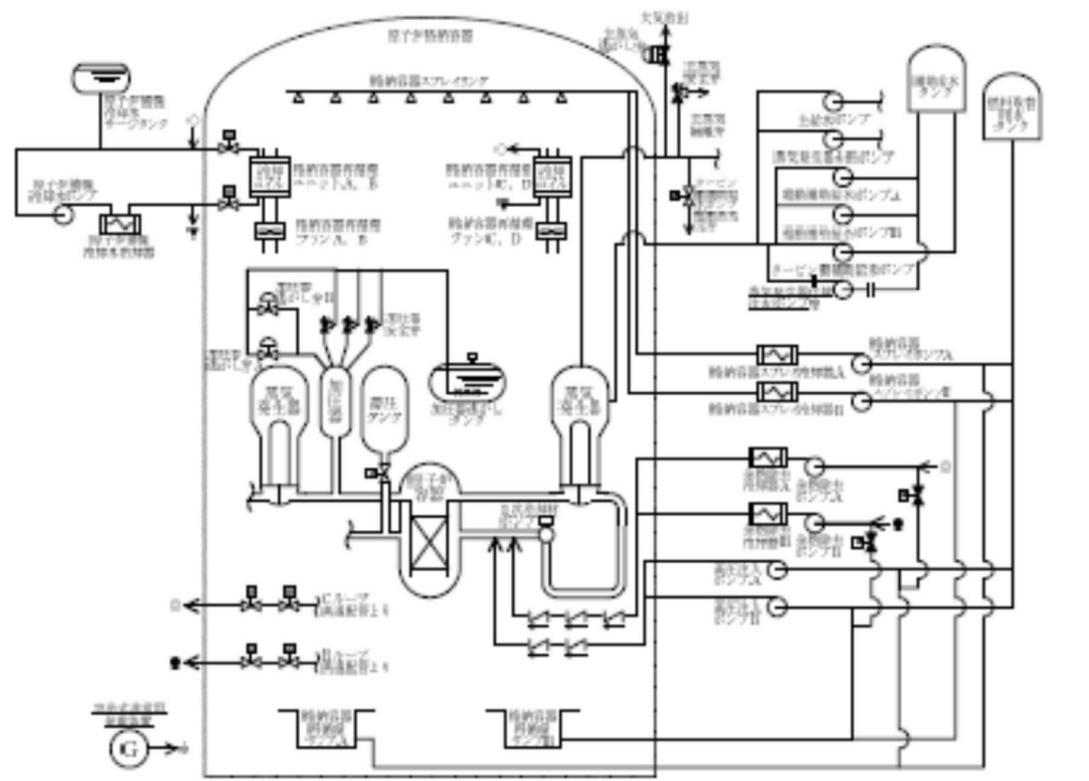


図 2.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図

注：下向き矢印は冷却水が逆流することを示している。

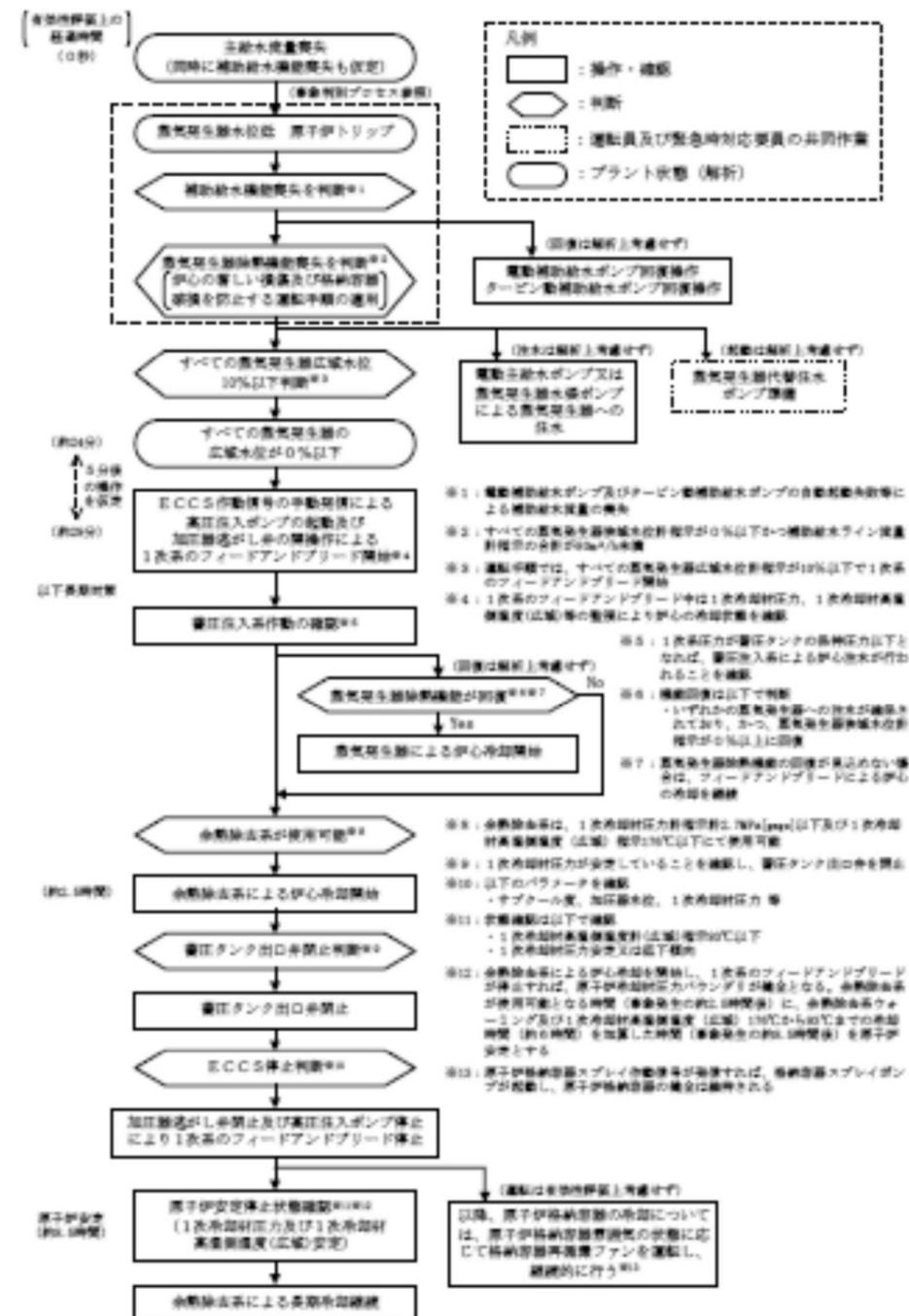
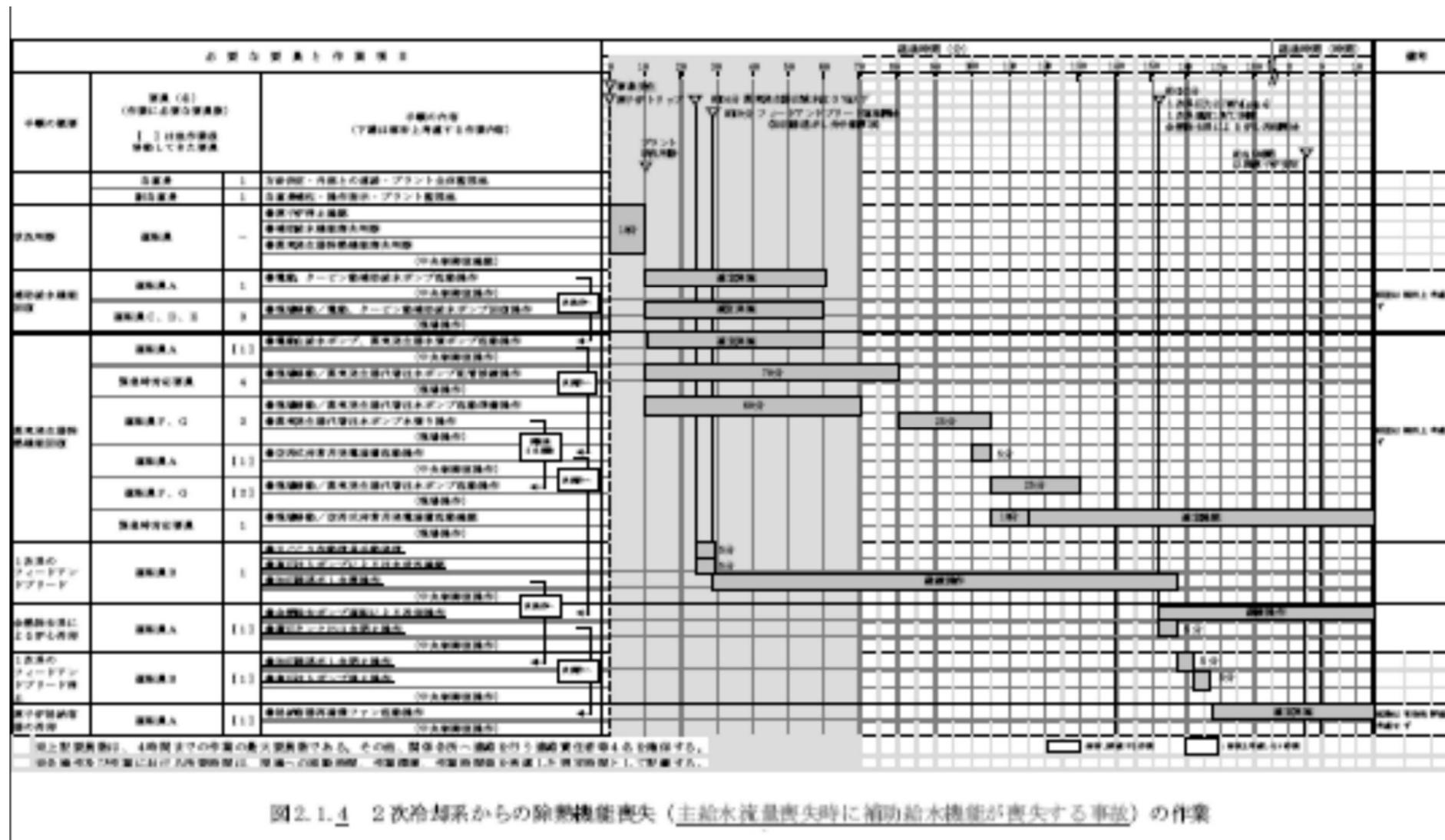


図 2.1.3 事故シナリオグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要
（重要事故シナリオ「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」の事象進展）



2. 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(5) 複数の対策（例えば、常設設備と可搬型設備）がある場合には、各々の対策について有効性を評価することを基本とする。ただし、評価条件の包絡性が示すことができれば、包絡条件による有効性評価で代表してもよい。（例えば、起動に多くの人手及び時間を要し、かつ、容量が少ない可搬型設備の条件で常設設備の条件を包含させる場合。）</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRAの評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 選定された重要事故シーケンスはPRAで選定されたシーケンスと同一であることを確認した。</p> <p>② 本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」を選定する。これは、対策の実施に対する余裕時間の観点では、1次冷却系のフィードアンドブリード開始までの余裕時間が短いこと、また、対策に必要な設備容量の観点では、主給水系及び補助給水系が喪失しているため、大きな容量を必要とすることなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定することを確認した。重要事故シーケンスの設定にあたっては、有効性評価ガイド2.2.3の着眼点を踏まえ、1次系の温度及び圧力上昇が速く、フィードアンドブリード開始までの時間余裕が短かつ要求される設備容量の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとすることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド 2.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>（i）評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <hr/> <p>（ii）使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>（i）本重要事故シーケンスにおける重要現象として、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流、1次系における ECGS 強制注入及び ECGS 蓄圧タンク注入、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達及び2次側水位変化・ドライアウトが挙げられていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <hr/> <p>（ii）上記（i）で確認した重要現象である加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材の放出、蒸気発生器における1次側と2次側との熱伝達及び蒸気発生器2次側保有水量の変化やドライアウト等を取り扱うことができる M-RELAP5（※¹⁰）を用いることを確認した。M-RELAP5の適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>補足説明資料（添付資料 2.1.10 フィードアンドブリードにおける高温側配管と加圧器サージ管を接続する流路の模擬について）において、高温側配管とサージ管の流動の解析上の取り扱いについて示されている。</p>
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（1）有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>（3）不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド 2.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) PWR</p> <p>a. 2次冷却系からの除熱機能喪失</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（大破断 LOCA 及び中破断 LOCA を除く。）の発生後、2次冷却系からの除熱機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>(b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（大破断 LOCA 及び中破断 LOCA を除く。）の発生を想定する。</p> <p>ii. 補助給水系及び主蒸気逃がし弁又は安全弁による2次冷却系からの除熱機能喪失を仮定する。</p> <p>iii. 小破断 LOCA の破断口径及び破断位置は、低圧注入を行うために原子炉の減圧又は高圧注入系による炉心冷却が必要な範囲とする。</p> <p>(c) 対策例</p> <p>i. 蒸気発生器を用いた代替の崩壊熱除去機能の確保</p> <p>ii. 加圧器逃がし弁と高圧注入系によるフィードアンドブリード</p> <p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> <p>②</p> <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(2次冷却系からの除熱機能喪失の場合)</p>	<p>確認結果（伊方）</p> <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はあるものとする。これは、1次冷却材ポンプ（以下「RCP」という。）の運転継続による蒸気発生器における1次側と2次側との熱伝達の促進により蒸気発生器ドライアウト到達時間が短くなり、炉心崩壊熱が高い状態で1次冷却系のフィードアンドブリードを開始することから、炉心冷却の観点では厳しい設定となることを確認した。</p> <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、主給水の喪失が発生し、安全機能の喪失に対する仮定は補助給水系の機能喪失であり、PRA の評価で選定した重要事故シーケンスと一致した内容であることを確認した。</p> <p>② 「表 2.1.2 主要解析条件（2次冷却系からの除熱機能喪失）」において、初期条件、事故条件について炉心崩壊熱1次系圧力/温度、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次系圧力・温度の初期値とその理由を確認 ・ 蒸気発生器初期保有水量の設定値とその理由を確認 	
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 炉心損傷防止対策の実施時間</p> <p>(a) 炉心損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 炉心損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>(2次冷却系からの除熱機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉トリップの設定値とその理由を確認。 高圧注入ポンプの使用台数、評価で用いる注入特性とその理由を確認。 加圧器逃がし弁の使用個数、1個あたりの容量を確認。 	<p>(i) 機器条件として、1次冷却系のフィードアンドブリードにおける炉心注水流量は、高圧注入ポンプ2台使用時の最小注入特性とする。1次冷却材の放出には、加圧器逃がし弁2個を使用するものとし、1個あたりの容量は設計値とすることを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「表2.1.2 主要解析条件（2次冷却系からの除熱機能喪失）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p>原子炉トリップ信号：蒸気発生器水位低（狭域11%、応答時間2秒）を用いることを確認した。その理由として、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するとともに、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いる。</p> <p>高圧注入ポンプ：2台を使用するものとし、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（高圧注入特性：0～約250m³/h、0～約12.7MPa[gage]）を用いる。</p> <p>加圧器逃がし弁：2個を使用するものとし、1個あたりの容量は、設計値である約95t/hとする。</p>
<p>(ii) 有効性評価ガイド2.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(ii) 本重要事故シーケンスの起因事象として喪失を仮定している主給水系及び安全機能の喪失を仮定している補助給水系について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性*による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策の操作条件を確認するとともに、操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p> <p>(2次冷却系からの除熱機能喪失の場合)</p> <p>④ 1次系のフィードアンドブリードを開始する蒸気発生器水位が、技術的能力1.2と有効性評価とで異なる場合は、その理由を確認。</p>	<p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>本評価事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、1次系のフィードアンドブリードは中央制御室での対応であり、現場操作はない。</p> <p>電動、タービン動補助給水ポンプ回復操作：有効性評価上は期待しない操作のため、適宜実施としているが、「技術的能力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」の操作の成立性において、タービン動補助給水ポンプ回復操作（人力）については、運転員3名で作業を実施し、機能回復まで45分、電動補助給水ポンプ回復操作については中央制御室にて運転員1名で速やかに操作を完了させていることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、1次冷却系のフィードアンドブリードの開始時間は、蒸気発生器広域水位計指示値0%到達から5分後とすることを確認した。具体的には、1次系のフィードアンドブリードは蒸気発生器広域水位が0%に到達した時点を蒸気発生器ドライアウトとし、蒸気発生器ドライアウトから5分後にフィードアンドブリードを開始すること（「表2.1.2 主要解析条件（2次冷却系からの除熱機能喪失）」より）を確認した。操作余裕時間の評価については、「(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 1次系のフィードアンドブリードは、解析上は蒸気発生器がドライアウト後5分で実施する条件であるが、運用上は計器誤差等を考慮して、蒸気発生器広域水位10%到達にて蒸気発生器ドライアウトと判断し、1次系フィードアンドブリードを開始する手順であることを確認した。補足説明資料（添付資料2.1.2 2次冷却系からの除熱機能喪失における操作開始条件について）において、蒸気発生器水位の計測値は、計器誤差等を考慮した場合には最大で約8%のズレが生じる可能性があることが示されている。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-3 上記1-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。</p> <p>(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。</p> <p>(b) 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の1.2倍又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(c) 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又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(d) 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又は限界温度を下回ること。</p> <p>1-5 上記1-3(a)の「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」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。</p> <p>(a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。</p> <p>(b) 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。</p> <p>1-6 上記1-3及び2-3の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。</p>	<p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷の恐れに至るプロセス、初期の炉心損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 図2.1.14より、主給水流量、補助給水の喪失により、蒸気発生器水位が低下しドライアウトしていることを確認した。</p> <p>③ 図2.1.10、図2.1.11により高圧注入系流量を確認できること、加圧器逃がし弁流量を確認できることから、1次系のフィードアンドブリードに関する動的機器が意図通り作動していることを確認した。</p> <p>④ 図2.1.9、図2.1.8より1次系のフィードアンドブリードにより、原子炉容器水位はTAF以上を維持すること、高圧注入系流量の増加に伴い1次系保有水量は回復傾向にあること、図2.1.12より燃料被覆管温度の上昇は抑えられていることを確認した。また、加圧器水位や1次系圧力・温度等の挙動については、1次系のフィードアンドブリードによる冷却材の減圧沸騰や1次系圧力に応じた高圧注入流量の増減、加圧器逃がし弁からの1次冷却材の放出形態等の関係を考察し、物理的に妥当な説明が加えられていることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料2.1.7 2次冷却系からの除熱機能喪失における1次系圧力の挙動について）において、概略図を用いて1次系圧力とボイド率の関係や1次系内の状態について示されている。</p>
<p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果をj確認できるパラメータを確認。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(2次冷却系からの除熱機能喪失の場合) 起因事象に関連するパラメータ： ・ 蒸気発生器水位 動的機器の作動状況： ・ 加圧器逃がし弁・安全弁流量 ・ 高圧注入流量 対策の効果： ・ 原子炉容器内水位 ・ 加圧器水位 ・ 1次系保有水量 ・ 燃料被覆管温度 ・ 1次系温度 ・ 1次系圧力</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・トレンド図の変曲点については、説明を加えること 	
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 燃料被覆管温度（酸化量） ② 1次系の圧力損失を考慮した1次系圧力 ③ 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度 	<p>(ii) 上記（i）の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、2次冷却系からの除熱機能の喪失に伴い1次冷却系が高温・高圧状態となるが、1次冷却系のフィードアンドブリードにより、燃料被覆管最高温度（以下「PCT」という。）は約380℃に、1次冷却系の最高圧力は約16.7MPa[gage]に抑えられる。また、1次冷却系のフィードアンドブリードにより1次冷却系の蒸気が原子炉格納容器内に移行することで原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっていることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 燃料被覆管温度は、フィードアンドブリードにより炉心は冠水状態にあることから初期値（約380℃）以下にとどまり、評価期間を通じて1200℃以下となっていることを確認した。また、当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。 ② 1次系圧力は、2次冷却系からの除熱機能喪失により一時的に上昇し、約16.4MPa[gage]に到達するが、フィードアンドブリードにより低下する。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は1次系の圧力損失等を考慮しても約16.7MPa[gage]にとどまり、評価期間を通じて最高使用圧力の1.2倍（20.59MPa[gage]）を下回っていることを確認した。 ③ 1次系のフィードアンドブリードにより、加圧器逃がしタンクのラプチャディスクが作動し、1次冷却材原子炉格納容器へと移行すれば、原子炉格納容器圧力・温度は上昇するが、格納容器スプレイの作動により抑制できることを確認した。（本重要事故シーケンスの結果はDBA解析の結果で包絡できることを示している）
<p>(iii) 初期の炉心防止対策により、炉心の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記（ii）にあるとおり、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、図2.1.9、図2.1.12にあるとおり、初期の炉心損傷防止対策である1次系のフィードアンドブリードにより、評価期間を通じて炉心は冠水状態を維持していること、燃料被覆管の温度は低く抑えられていることから炉心の著しい損傷は防止できていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド2.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>（i）原子炉が安定停止状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び1次系圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p>	<p>（i）安定停止状態になるまでの評価について、1次冷却系のフィードアンドブリードにより1次冷却系の減温・減圧が進むと、余熱除去系による炉心冷却により原子炉を安定停止状態へ移行させることができることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 図2.1.4及び図2.1.13にあるとおり、事象発生後100分時点においても1次系圧力及び温度は低下傾向を示し、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生の約2.5時間後に余熱除去系による炉心冷却が可能となり、冷却を開始することで事象発生の約8.5時間後に低温停止状態になり、安定停止状態に到達することを確認した。また、1次系のフィードアンドブリードにより、加圧器逃がしタンクのラプチャディスクが作動し、1次冷却材が原子炉格納容器へと移行すれば、原子炉格納容器圧力・温度は上昇するが、格納容器スプレイの作動により抑制できることを確認した。（本重要事故シーケンスの結果は、原子炉格納容器内圧力上昇の観点からより厳しいDBA解析の結果で包絡できることを示している。）</p> <p>補足説明資料（添付資料2.1.4 2次冷却系からの除熱機能喪失における長期対策について）において、長期の解析結果が示されており、余熱除去系が使用可能となる条件を満たすのは約152分後であることが示されている。なお、添付資料2.1.8において、原子炉の安定停止状態が定義され、余熱除去が使用可能となる時間、余熱除去系のウォーミング及び冷却時間を考慮して、事象発生約8.5時間後に原子炉は安定停止状態となることも示されている。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

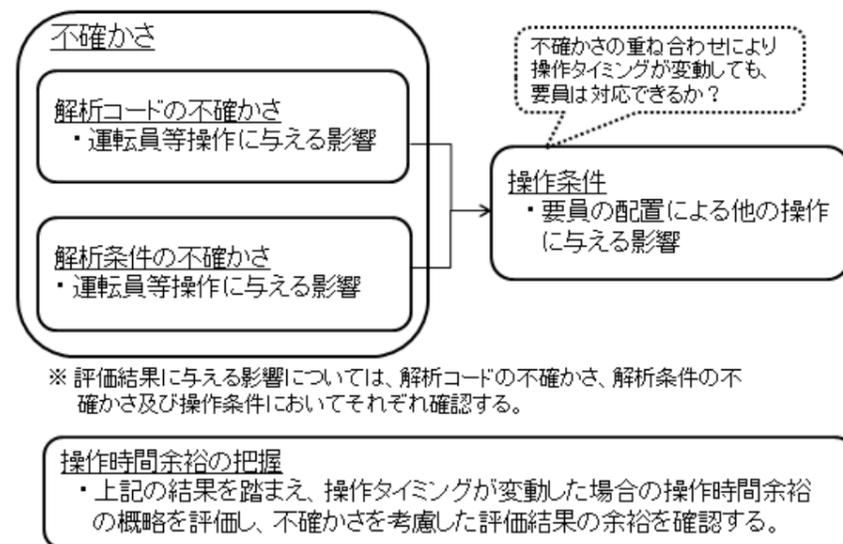
確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1) 解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3) 操作時間余裕を確認する。



※ 評価結果に与える影響については、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさ及び操作条件においてそれぞれ確認する。

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。また、「1.1(4) 有効性評価における解析条件の設定」において、「解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、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」としていることを確認した。</p> <p>参考：「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p> <p>（参考：1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針）</p> <p>1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。</p> <p>不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>（ii）解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>（ii）不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、蒸気発生器ドライアウトを起点に操作を開始する1次系のフィードアンドブリードであることを確認した。本操作は蒸気発生器ドライアウト時刻の不確かさによって、操作が必要となるタイミングが影響を受ける（遅くなる/早くなる）。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象*の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響は以下の通りであることを確認した。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ORNL/THTF 試験等との比較から、炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達を最大で 40%小さく評価する可能性があることを確認した。 ・ ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験等との比較から、炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で 0.3 m 低く評価する可能性があることを確認した。 ・ LOFT L6-1 及び L9-3 試験等との比較から、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出並びに蒸気発生器における 1 次側・2 次側の熱伝達及び 2 次側水位変化・ドライアウトの不確かさとして、最大で 1 次系温度を 2℃、1 次系圧力を 0.2MPa 高く評価する可能性、最小で 1 次系温度を 2℃、1 次系圧力を 0.2MPa 低く評価する可能性があることを確認した。 ・ M-RELAP5 コードの高温側配管と加圧器サージ管を接続する流路において、実際よりも気相が流れにくい模擬としていることを確認した。 <p>以上のとおり、解析コードの不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出並びに蒸気発生器における 1 次側・2 次側の熱伝達及び 2 次側水位変化・ドライアウトの不確かさを考慮した場合には、蒸気発生器水位の低下が遅くなることから、蒸気発生器水位を起点としているフィードアンドブリードの開始が遅くなることを確認した。なお、他の不確かさを考慮した場合は、いずれも運転員等操作に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）について確認。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、M-RELAP5 を用いて 1 次冷却系のフィードアンドブリードについて解析した場合、試験データと比較して 1 次冷却系圧力を数百 kPa 程度、温度を数℃程度低く評価する傾向がある。このため、1 次冷却系の減温・減圧後の 1 次冷却系圧力は解析結果よりも数百 kPa 程度高くなる可能性があるが、この影響に対する高圧注入ポンプによる炉心注水流量の減少量はわずかであることから、解析結果に与える影響は小さいことを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに対する影響の具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ORNL/THTF 試験等との比較から、炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達を最大で 40%小さく評価する可能性があることを確認した。 ・ ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験等との比較から、炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で 0.3 m 低く評価する可能性があることを確認した。 ・ LOFT L6-1 及び L9-3 試験等との比較から、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出並びに蒸気発生器における 1 次側・2 次側の熱伝達及び 2 次側水位変化・ドライアウトの不確かさとして、最大で 1 次系温度を 2℃、1 次系圧力を 0.2MPa 高く評価する可能性、最小で 1 次系温度を 2℃、1 次系圧力を 0.2MPa 低く評価する可能性があることを確認した。 ・ M-RELAP5 コードの高温側配管と加圧器サージ管を接続する流路において、実際よりも気相が流れにくい模擬としていることを確認した。 <p>以上のとおり、解析コードの不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出並びに蒸気発生器における 1 次側・2 次側の熱伝達及び 2 次側水位変化・ドライアウトの不確かさは、評価項目となるパラメータに影響を与えるものの、影響は小さいことを確認した。なお、他の不確かさを考慮し</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	た場合は、いずれも評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作時間に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(2次冷却系からの除熱機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、蒸気発生器ドライアウトを起点としているフィードアンドブリード操作の開始への感度を確認。</p> <p>② 蒸気発生器2次側保有水量が変動した場合について、蒸気発生器ドライアウトを起点としているフィードアンドブリード操作の開始への感度を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響について、初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられ得る炉心崩壊熱について影響評価を行うことを確認した。なお、伊方3号炉は蒸気発生器2次側保有水量に設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しているため、実際の事象進展は解析結果よりも遅くなる（1次系圧力、温度の上昇、蒸気発生器水位の低下は緩やかとなる）。このため、実際の1次系のフィードアンドブリード開始タイミングは解析結果よりも遅くなる可能性があることを確認した。</p> <p>② 該当なし。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(2次冷却系からの除熱機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、評価項目となるパラメータへの感度を確認。</p> <p>② 蒸気発生器2次側保有水量が変動した場合について、評価項目となるパラメータへの感度を確認。</p> <p>③ 有効性評価ガイドにおいては、重大事故等対処設備について、</p>	<p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響については、解析条件では、炉心の崩壊熱に保守的な（大きめの）値を設定しているため、蒸気発生器の水位低下が速めに解析されている。このため、蒸気発生器の水位を起点とした1次冷却系のフィードアンドブリード操作を必要とするタイミングが遅くなる可能性があり、この影響を確認するために操作開始時間を5分遅らせた感度解析を実施した。結果として、一時的に炉心が露出するものの、直後に再冠水するため、炉心露出時の燃料被覆管の最高温度(約366℃)は事故発生当初の燃料被覆管の温度(約380℃)以下となることから、解析結果に与える影響はないことを確認した。具体的な確認内容は以下のとおり。なお、操作開始時刻を遅らせた感度解析の確認結果は、2.(2)b.2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響にて確認している。また、伊方3号炉は蒸気発生器2次側保有水量に設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しているため、実際の事象進展は解析結果よりも遅くなる（1次系圧力、温度の上昇、蒸気発生器水位の低下は緩やかとなる）。このため、実際には加圧器逃がし弁からの放出量は少なく、高圧注入流量は多く、1次冷却材の蒸散率は小さくなるため、1次系保有水の低下は抑制される。よって、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② 該当なし。</p> <p>③ 炉心注水流量が評価項目となるパラメータに与える影響を確認する観点で、高圧注入ポンプを1台運転とした場合の感度解析を実施した。その結果、高圧注入ポンプ1台の場合にはサブクール度が小さくなることで1次冷却材が減圧沸騰しやすくなるため、1次系圧力は高く推移し、1次系圧力は一</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>単一故障は仮定しないものの、炉心への注水流量の観点から、高圧注入ポンプを1台運転とした場合について、評価項目となるパラメータへの感度を確認。</p>	<p>時的に高圧注入ポンプ作動圧力以上となって高圧注入流量が一時的にゼロとなる。これにより、燃料被覆管温度が一時的に上昇傾向を示すものの、評価項目となるパラメータに対する与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 2.1.9 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（2次冷却系からの除熱機能喪失））において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置については、上記のとおり、1次冷却系のフィードアンドブリード操作を必要とするタイミングが遅くなるなど、そのタイミングは変動する可能性があるが、この操作は、中央制御室で専任の運転員が担当することから、必要なタイミングに変動があったとしても、この変動に対応が可能であり、対策の実施に与える影響はないことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおいては、蒸気発生器水位が低下しドライアウトした時点で1次系のフィードアンドブリードを実施するが、この操作は、中央制御室の運転員1名（事象発生より継続的に蒸気発生器水位を監視）による操作を想定しており、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 1次系のフィードアンドブリード操作を行う要員は専任であり、前後の作業や作業の重複は無いことから、操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 1次系のフィードアンドブリード操作は中央制御室での作業であり、現場における作業は無い。また、各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p>	<p>1) 「(1)解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」にあるとおり、解析コードの不確かさとして、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達及び2次側水位変化・ドライアウトの不確かさにより1次系圧力・温度が高めに評価される場合はフィードアンドブリード操作の開始タイミングが早くなる可能性がある。このため、蒸気発生器ドライアウトから2分後（ベースケースはドライアウト5分後）とした場合の感度解析を実施した。その結果、操作タイミングを早くした場合には、ベースケースよりもサブクール度が大きい段階で（1次系温度が低い段階で）1次系のフィードアンドブリードを開始することにより、減圧沸騰が生じるまでの減圧幅が大きくなり、1次系圧力はベースケースよりも低く推移するため、高圧注入流量が多くなる。これにより1次系保有水量の減少が抑えられることから評価項目に対して余裕が大きくなることを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。</p> <p>(2 次冷却系からの除熱機能喪失の場合)</p> <p>① 1 次系のフィードアンドブリードの開始時間余裕を確認。</p>	<p>(i) 1 次系のフィードアンドブリードの操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 蒸気発生器ドライアウトの判定遅れあるいは運転員の操作の遅延を考慮した場合の操作時間余裕を把握するため、蒸気発生器ドライアウトから 10 分後に操作を開始した場合の感度解析を行った。その結果、操作タイミングを遅くした場合には、ベースケースよりもサブクール度が小さい段階で（1 次系温度が高い段階で）1 次系のフィードアンドブリードを開始することにより、減圧沸騰が生じるまでの減圧幅が小さくなり、1 次系圧力はベースケースよりも高く推移するため、高圧注入流量が少なくなる。これにより一時的に原子炉容器内水位は TAF 以下となって燃料被覆管温度は上昇傾向となるものの、高圧注入流量の回復により再冠水することで燃料被覆管温度は低く抑えられることから、操作時間余裕として約 10 分は確保できることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。</p> <p>（a）想定する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あつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>有効性評価ガイド</p> <p>2.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p>	<p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は、18名である。これに対して、運転員及び緊急時対応要員は32名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る緊急時対応要員等を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対応可能であることから、3号炉の重大事故等への対応と1・2号炉のSFPへの対応が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉のSFPへの対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	
<p>（ii）本事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、重大事故等対応設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能であることを確認した。具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおいては、外部電源喪失を仮定していない。なお、電源の必要量については、仮に外部電源の喪失を仮定しても、重大事故等対応設備全体に必要な電力供給量に対して、非常用ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(iii) 安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p> <p>(2次冷却系からの除熱機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 再循環切替により炉心注水を継続(燃料取替用水タンクへの水補給は行わない) 	<p>(iii) 水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 初期対策である1次系のフィードアンドブリードの水源は燃料取替用水タンクであり、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位に到達した以降は格納容器再循環サンプを水源として炉心注水を維持するため、水源の補給は必要とせずに安定停止状態まで移行できることを確認した。</p>
<p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>(iv) 発災から7日間の資源、水源の充足性について、<u>本重要事故シーケンスが発生し、仮に外部電源の喪失を仮定しても、7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合に必要な重油量は約516kL、緊急時対策所用発電機の7日間の運転継続に必要な軽油量は約5kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽及び重油タンクに備蓄された重油量約516kL、軽油タンクに備蓄された軽油量約55kLで対応が可能である</u>ことを確認した。水源の充足性については上記(iii)で確認している。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p data-bbox="130 321 314 352">記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="130 369 593 401">・ 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 <li data-bbox="130 415 1012 579">・ 具体的には、事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた炉心損傷防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から炉心損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p data-bbox="1065 279 2819 352">事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している1次冷却系のフィードアンドブリード及び余熱除去系による炉心冷却が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p data-bbox="1065 369 2819 579">重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」において1次冷却系のフィードアンドブリードを行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することにより変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（主給水ポンプ、補助給水ポンプ等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。</p> <p data-bbox="1065 596 2819 669">また、1次冷却系のフィードアンドブリードにより炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、余熱除去系による炉心冷却へ移行する対策が整備されていることを確認した。</p> <p data-bbox="1065 686 2451 718">さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p data-bbox="1065 735 2819 808">「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p data-bbox="1065 861 2819 934">以上のとおり、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

全交流動力電源喪失

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策	2. 2-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	2. 2-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方	2. 2-3
(3) 炉心損傷防止対策	2. 2-4
2. 炉心損傷防止対策の有効性評価	2. 2-13
(1) 有効性評価の方法	2. 2-13
(2) 有効性評価の条件	2. 2-15
(3) 有効性評価の結果	2. 2-20
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	2. 2-23
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	2. 2-25
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	2. 2-27
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	2. 2-27
b. 操作条件	2. 2-29
(3) 操作時間余裕の把握	2. 2-30
4. 必要な要員及び資源の評価	2. 2-31
5. 結論	2. 2-33

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（炉心損傷防止対策の有効性評価：全交流動力電源喪失）

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）							
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における事故シーケンスは、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」のみであり、PRA 側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <p>（PAR まとめ資料抜粋）</p> <table border="1" data-bbox="1181 583 2071 676"> <tr> <td data-bbox="1181 583 1338 676">全交流動力 電源喪失</td> <td data-bbox="1338 583 1715 676">◎ 外部電源喪失 +非常用所内交流動力電源喪失</td> <td data-bbox="1715 583 1941 676">2次系強制冷却 +空冷式非常用発電装置 +炉心注水(充てんポンプ (自己冷却式)活用)</td> <td data-bbox="1941 583 1976 676">高</td> <td data-bbox="1976 583 2012 676">高</td> <td data-bbox="2012 583 2047 676">高</td> <td data-bbox="2047 583 2083 676">高</td> </tr> </table>	全交流動力 電源喪失	◎ 外部電源喪失 +非常用所内交流動力電源喪失	2次系強制冷却 +空冷式非常用発電装置 +炉心注水(充てんポンプ (自己冷却式)活用)	高	高	高	高
全交流動力 電源喪失	◎ 外部電源喪失 +非常用所内交流動力電源喪失	2次系強制冷却 +空冷式非常用発電装置 +炉心注水(充てんポンプ (自己冷却式)活用)	高	高	高	高		

※ 本資料の確認結果に記載の図表番号については、補足説明資料の図表番号であり、原子炉設置変更許可申請書の図表番号とは異なる。

最終的な審査結果については審査書を参照のこと。本資料については、随時、改訂があり得る。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p>	<p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>交流動力電源を必要とする ECCS による炉心注水ができず、さらに RCP シール LOCA 等により 1 次冷却系の保有水量が継続的に減少し、炉心損傷に至る</u>ことを確認した。具体的には、「原子炉の出力運転中に送電系統又は所内主発電設備の故障等により、外部電源が喪失し、常用系補機である 1 次冷却材ポンプ等が機能喪失するとともに、非常用所内交流動力電源系統が機能喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水、原子炉補機冷却水ポンプによる最終ヒートシンクへの熱の輸送、中央制御室からの主蒸気逃がし弁操作による 1 次系の減温、減圧並びに補助給水タンクへの補給等ができなくなる。また、従属的に原子炉補機冷却機能喪失が発生し、補機冷却水が必要な機器に期待できなくなるとともに、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から、RCP シール部からの 1 次冷却材の漏えい等により 1 次系保有水量が減少し、炉心損傷に至る」であり、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものであることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>炉心損傷を防止するためには、2 次冷却系を強制的に減温・減圧することにより 1 次冷却系を減温・減圧するとともに、代替交流動力電源を確保して代替炉心注水を行い、炉心を冷却する必要がある。また、長期的には、最終ヒートシンクへの継続的な熱の輸送手段を確保する必要がある</u>ことを確認した。本重要事故シーケンスの特徴を踏まえた必要な機能は、1 次冷却系を減温・減圧する機能、炉心への注水機能であり、具体的な初期の対策として、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた 2 次系強制冷却により 1 次冷却系を減圧・減温するとともに代替炉心注水により、炉心損傷を防止する必要があることを確認した。長期的な対策としては、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって炉心の除熱を行う必要があることを確認した。</p>

(3) 炉心損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>(i) 本事故シーケンスグループでは、全交流動力電源喪失（外部電源が喪失し、ディーゼル発電機等からの受電に失敗）、LOCAの兆候有無、大破断LOCAの発生の有無及び蒸気発生器への補助給水の有無を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表 2.2.1 全交流動力電源喪失時における重大事故等対策について」において、1次冷却材圧力、補助給水ライン流量等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の炉心損傷防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の炉心損傷防止対策として、蒸気発生器2次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を実施する。このため、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器、補助給水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。さらに、2次系強制冷却後に代替炉心注水を実施する。このため、代替格納容器スプレイポンプ、充てんポンプ（B、自己冷却式）、空冷式非常用発電装置等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、燃料取替用水タンクを重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。初期の対策である蒸気発生器2次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却に係る手順については、「技術的能力 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」、「技術的能力 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」で整備されていることを確認した。代替格納容器スプレイポンプ、充てんポンプ（B、自己冷却式）を用いた代替炉心注水に係る手順については、「技術的能力 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」で整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器、補助給水タンク、充てんポンプ（B、自己冷却式）、代替格納容器スプレイポンプ等が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「表 2.2.1 全交流動力電源喪失時における重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>補足説明資料「添付資料 2.2.5 全交流動力電源喪失時における1次冷却材ポンプの封水注入の取扱いについて」において、RCPシールの構造やSBO時の状況、漏えい量評価方法の妥当性確認について示されている。</p>
<p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態（低温停止状態[*]）へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>[*]有効性評価ガイドでは、安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）と定義されている。</p> <p>② 炉心の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p>	<p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備について、RCPシールLOCAが発生する場合は、原子炉補機冷却システムによる冷却の代わりとして中型ポンプ車による高圧注入ポンプ（B、海水冷却）への海水通水後、格納容器再循環サンプ水位及び燃料取替用水タンク水位がそれぞれ再循環切替条件に到達すれば、高圧再循環運転による炉心冷却に移行する。このため、中型ポンプ車、高圧注入ポンプ（B、海水冷却）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器再循環サンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。さらに、中型ポンプ車による格納容器再循環ユニット（A及びB）への海水通水後、原子炉格納容器温度が格納容器再循環ユニットのダクト開放機構動作温度である110℃に到達すれば、格納容器内自然対流冷却を実施する。このため、中型ポンプ車等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器再循環ユニット（A及びB）等を重大事故等対処設備として位置付ける。RCPシールLOCAが発生しない場合は、2次系強制冷却による炉心冷却を継続し、交流動力電源が回復後、タービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切替えを行う。このため、ミニローリー等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、電動補助給水ポンプ等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① RCPシールLOCAが発生する場合は安定停止状態に向けた対策である高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却に係る手順については、「技術的能力 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」で整備されていることを確認した。また、当該対策に用いる重大事故等対処設備として、中型ポンプ車、高圧注入ポンプ（B、海水冷却）、格納容器再循環サンプ等が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「表 2.2.1 全交流動力電源喪失時における重大事故等対策について」において整理されていることを確</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>RCP シール LOCA が発生しない場合の安定停止状態に向けた対策である蒸気発生器による炉心冷却については、「技術的能力 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」で整備されていることを確認した。また、当該対策に用いる重大事故等対処設備として、電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、ミニローリー等が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「表 2.2.1 全交流動力電源喪失時における重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 炉心の長期的な冷却については①に示すとおり、高圧再循環運転と格納容器内自然対流冷却を併せて実施すること、蒸気発生器による炉心冷却を実施することで最終ヒートシンクへ熱を逃がせることから、炉心の冷却を長期的に維持できることを確認した。原子炉格納容器の冷却については、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱を確立することで閉じ込め機能を長期的に維持できることを確認した。</p> <p>捕捉説明資料（添付資料 2.2.15～16）において、本重要事故シーケンスにおける安定停止状態の定義は、「原子炉安定停止状態として、1 次系圧力 0.7MPa [gage]、温度 170℃の保持及び加圧器水位を維持する状態とする。」としていることが示されている。</p>
<p>(iv) 初期の炉心損傷防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。 （全交流動力電源喪失の場合）</p> <p>① 蒸気発生器での冷却に係る計装設備を確認。 ② 代替炉心注入による炉心の冷却に係る計装設備を確認。 ③ 高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 「表 2.2.1 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 蒸気発生器での炉心冷却に係る計装設備として、1 次冷却材高温側温度 (広域)、1 次冷却系圧力、蒸気発生器狭域水位等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 充てんポンプ (B、自己冷却式) による代替炉心冷却に係る計装設備として、1 次冷却材圧力、加圧器水位、燃料取替用水タンク水位等が挙げられていることを確認した。</p> <p>③ 高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却に係る計装設備として、高圧注入流量、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、格納容器内温度、格納容器内圧力 (広域) 等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 （全交流動力電源喪失の場合）</p> <p>① 高圧再循環への切替条件を確認。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① RCP シール LOCA が発生する場合の初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り替える条件として、燃料取替用水タンク水位計指示が 16%になれば、格納容器再循環サンプ水位計 (広域) 指示 70%以上を確認し、再循環切替操作を実施することが示されており、初期対策から安定停止状態に向けた対策への切り替える条件が明確となっていることを確認した。また、高圧再循環と併せて実施する格納容器内自然対流冷却については、準備が完了後、原子炉格納容器内温度が 110℃に到達すれば、ダクト開放機構が自動的に作動することを確認した。なお、RCP シール LOCA が発生する場合には、蒸気発生器での炉心冷却を継続するため、初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り替える条件はないが、蒸気発生器による炉心の長期冷却を行う上で必要なタービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切替は、1 次冷却圧力計指示 0.7MPa [gage] 維持以降に行うとしていたことを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。 ② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ アニュラス排気ファンの起動 ・ 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水 ・ 原子炉補機冷却機能復旧 <p>② 有効性評価上は期待しないが、アニュラス排気ファンの起動に係る手順については、「技術的能力 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」において整備されていることを確認した。代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水に係る手順については、「技術的能力 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」において整備されていることを確認した。原子炉補機冷却系の復</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>旧に係る手順については、「技術的能力 1.5 最終ヒートシンクへの熱を輸送するための手順等」において整備されていることを確認した。また、事故対応に必要な監視計測に係る手順については、「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」で整理されており、本重要事故シーケンスで挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「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」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「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に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「表 2.2.1 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第 37 条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>2) 「付録 1 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について 別紙表 1-3-1 米国・欧州での重大事故対策に係る設備例との比較」において、代替電源設備(直流、交流)、代替 RCP シール注入、炉心冷却等の各項目において、米国・欧州での対策との比較を行っており、伊方 3 号炉の対策は国内外の先進的な対策と同等であることを確認した。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>(i) 2 次系強制冷却、充てんポンプ(B、自己冷却式)による代替炉心注水に関連する設備として、タービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク、主蒸気逃がし弁、充てんポンプ(B、自己冷却式)等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定停止状態に向けた対策に関連する格納容器再循環ユニット(A 及び B)、ダクト開放機構、高圧注入ポンプ(B、海水冷却)等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の 	<p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「図 2.2.4 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要（重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、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」の事象進展）」及び「図 2.2.5 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要（重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」の事象進展）」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>設定と解析上の設定がわかるように記載。</p> <ul style="list-style-type: none"> 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても網羅的に記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 <hr/> <p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>タービン動補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認</u>：補助給水ライン流量計指示が80m³/hあることにより、補助給水流量の確立を確認。</p> <p><u>1次冷却材の漏えいの兆候がある</u>：1次系冷却系圧力、原子炉格納容器内圧力・温度、格納容器内サンプル水位等のパラメータを監視することで、1次冷却材の漏えいがないことを監視。</p> <p><u>蒸気発生器への補助給水がある</u>：全蒸気発生器への補助給水流量の合計値が80m³/hあることにより判断。</p> <p><u>大破断LOCAでない</u>：1次冷却材圧力が蓄圧タンク保持圧力以下まで急速に低下していない場合。</p> <p><u>1次系温度・圧力の維持判断</u>：蓄圧タンクのN₂ガスが1次系に混入するのを防止するため、1次冷却材圧力を1.7MPa[gage]で維持。</p> <p><u>蓄圧タンク出口弁閉止判断</u>：1次冷却材圧力計指示が安定（1.7MPa[gage]到達）すれば蓄圧タンク出口弁を閉止。</p> <p><u>補助給水流量調整判断</u>：蒸気発生器水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合は、蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持するように調整。</p> <p><u>1次系温度・圧力の維持判断</u>：1次系の漏えい停止圧力であり、タービン動補助給水の運転継続可能な圧力に余裕をみた1次冷却材圧力計指示0.7MPa[gage]で維持。なお、崩壊熱の低下により2次系除熱量も少なくなるため主蒸気逃がし弁を徐々に閉止。</p> <p><u>高圧再循環への切替判断</u>：燃料取替用水タンク水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプル水位（広域）指示70%以上を確認し、充てんポンプ（B、自己冷却式）による代替炉心注水から高圧注入ポンプ（B、海水冷却）による高圧再循環に切り替えて炉心へ注水。</p>
<p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。 	<p>(i) タイムチャートは、「技術的能力 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」、「技術的能力 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」等を踏まえ、以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 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」、「技術的能力 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」、「技術的能力 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」、「技術的能力 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」、「技術的能力 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」、「技術的能力 1.5 最終ヒートシンクへの熱を輸送するための手順等」、「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水や原子炉補機冷却系の復旧等、（実際には行うが）解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本重要事故シーケンスの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p style="text-align: center;">（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。</p>	<p>(5) 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、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報等の発信時点から10分後に開始する。 b. a.の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、a.の操作から1分後に開始する。 c. 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。 d. 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。 e. その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。 <p>なお、運転員等は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作現場までのアクセスルート状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。</p>

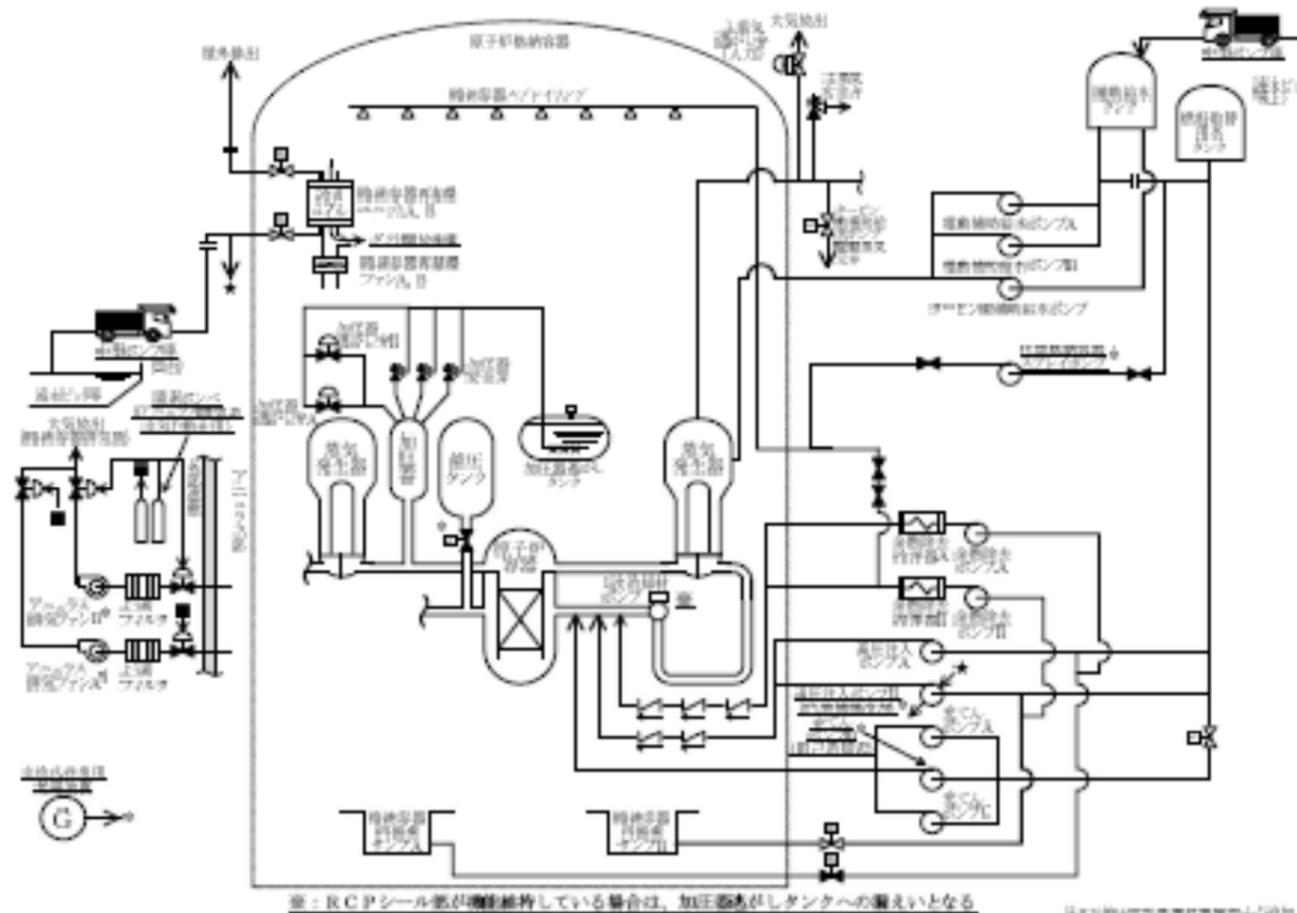


図 2.2.1 全交流動力電源喪失時の重大事故等対策の概略系統図

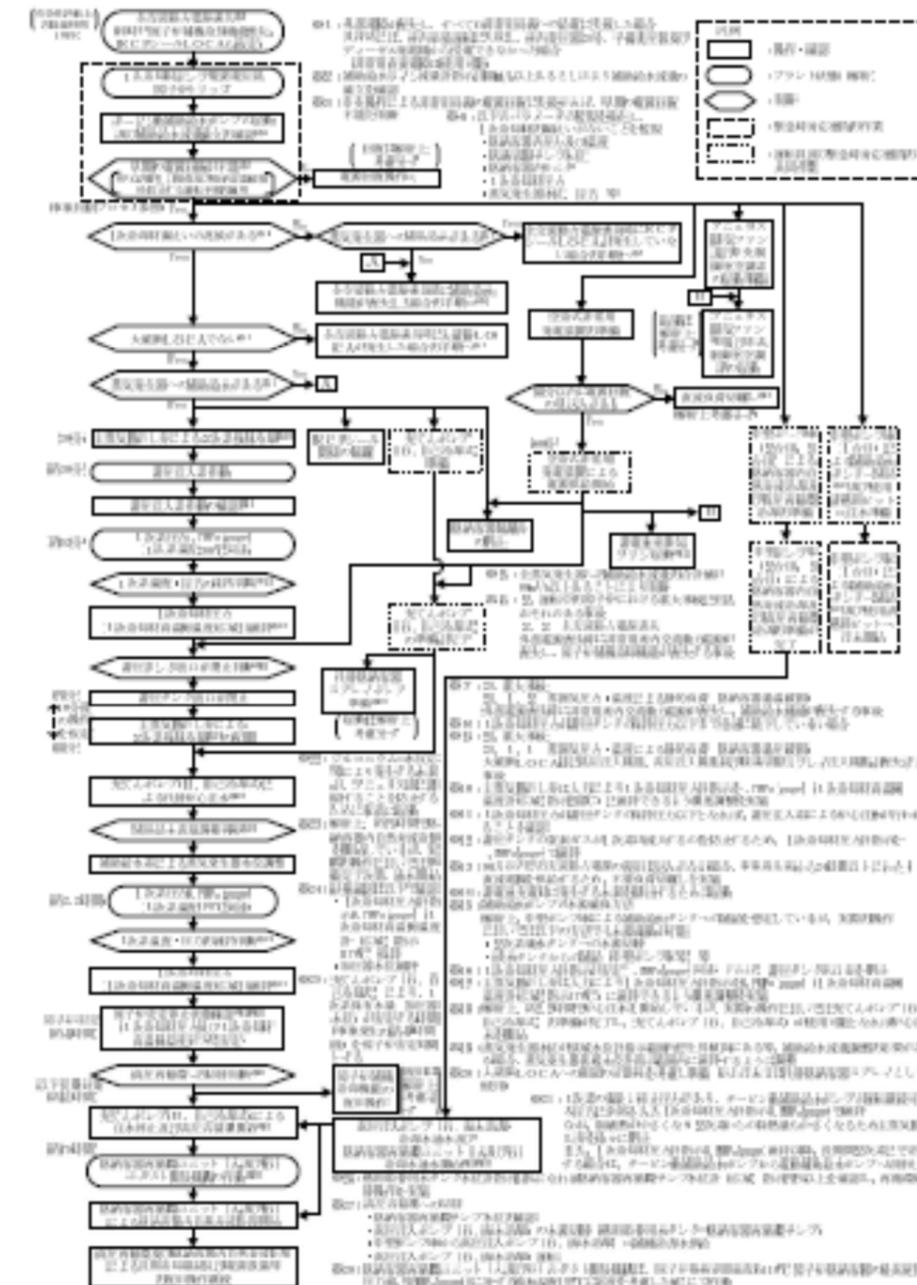


図 2.2.4 事故シナリオグループ「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
 （重要事故シナリオ「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールドが発生する事故」の事象進展）

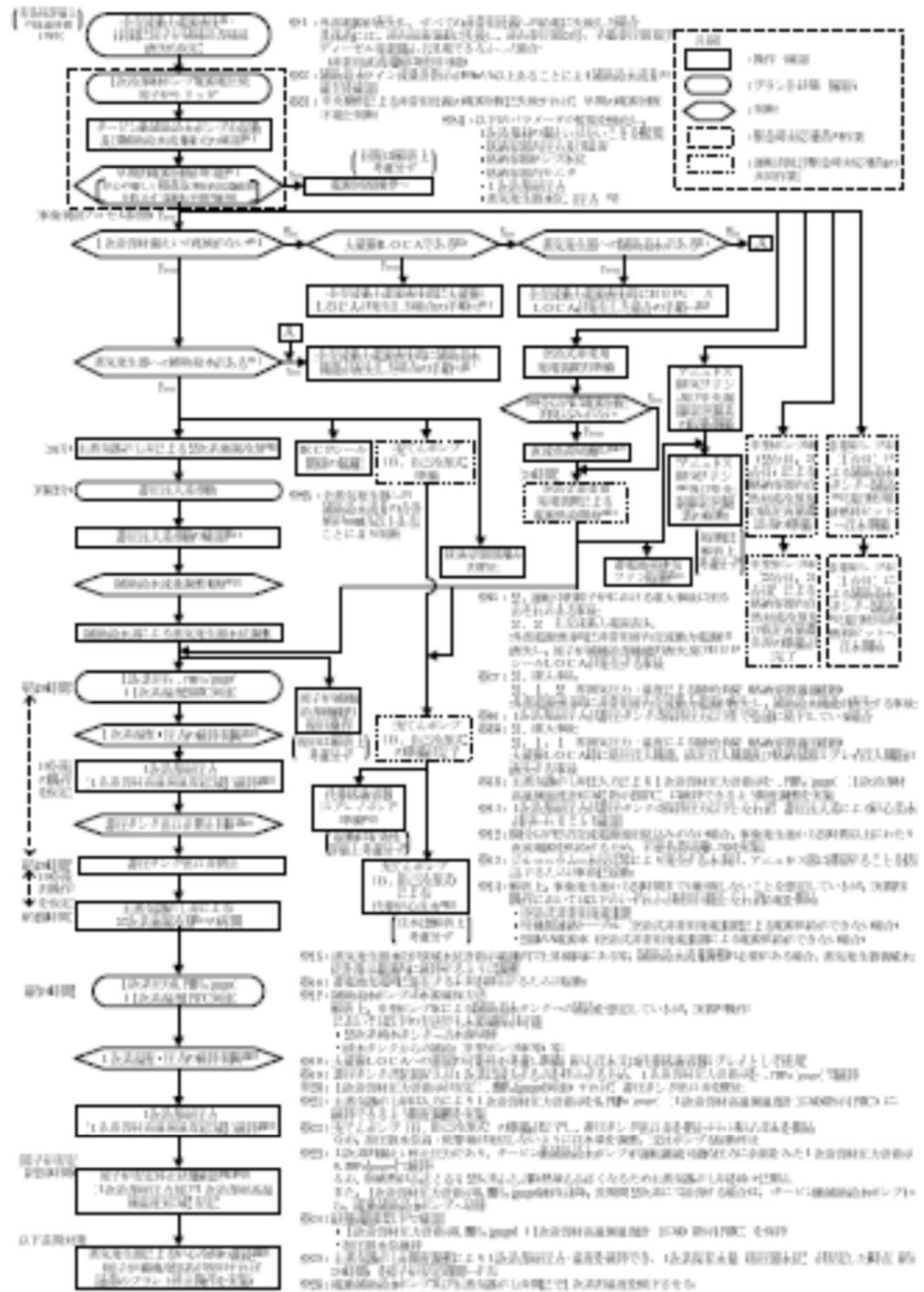


図2.2.5 事故シナリオグループ「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
 (重要事故シナリオ「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」の事象進展)

表 2.2.6 全交流動力電源喪失時（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）の作業と所要時間（1/2）

作業項目	作業内容	所要時間 (分)
1	全交流動力電源喪失の検出とRCPの起動	約10
2	RCPの起動確認とEPSの起動	約10
3	RCPの運転監視と冷却水の循環確認	約10
4	RCPの停止と冷却水の循環確認	約10
5	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
6	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
7	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
8	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
9	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
10	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
11	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
12	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
13	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
14	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
15	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
16	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
17	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
18	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
19	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
20	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
21	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
22	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
23	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
24	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
25	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
26	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
27	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
28	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
29	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
30	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
31	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
32	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
33	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
34	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
35	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
36	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
37	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
38	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
39	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
40	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
41	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
42	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
43	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
44	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
45	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
46	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
47	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
48	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
49	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10
50	RCPの再起動と冷却水の循環確認	約10

図 2.2.6 全交流動力電源喪失時（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）の作業と所要時間（1/2）

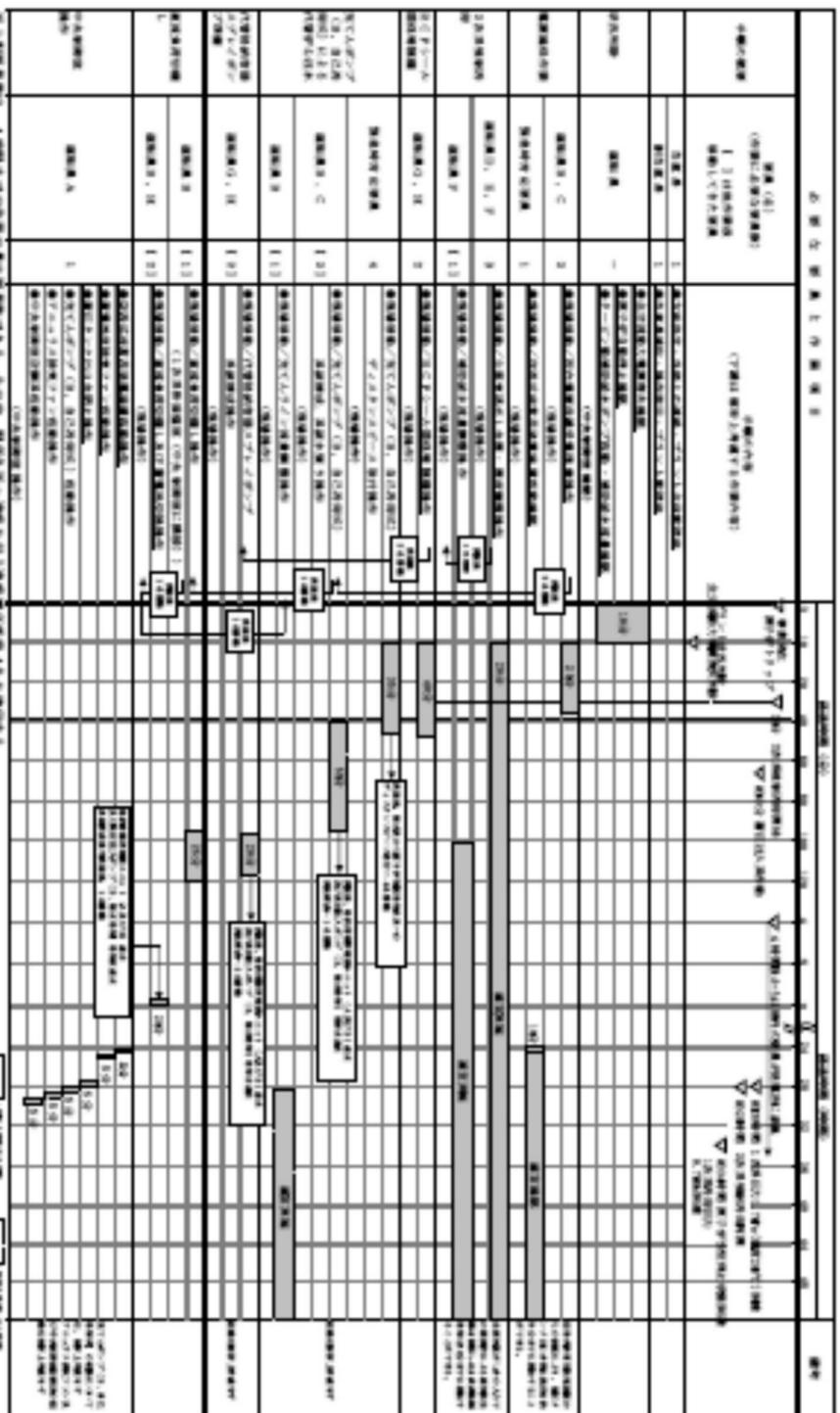


図 2.2.7 全交流動力喪失時に非常用屋内交流電源が喪失し、原子炉建屋冷却機能が喪失する事故の作業と所要時間 (1/2)

注 1 図 2.2.7 の中では、4号機と5号機の冷却系が喪失した。その他の冷却系は、原子炉建屋冷却機能が喪失する。注 2 図 2.2.7 の中では、4号機と5号機の冷却系が喪失した。その他の冷却系は、原子炉建屋冷却機能が喪失する。

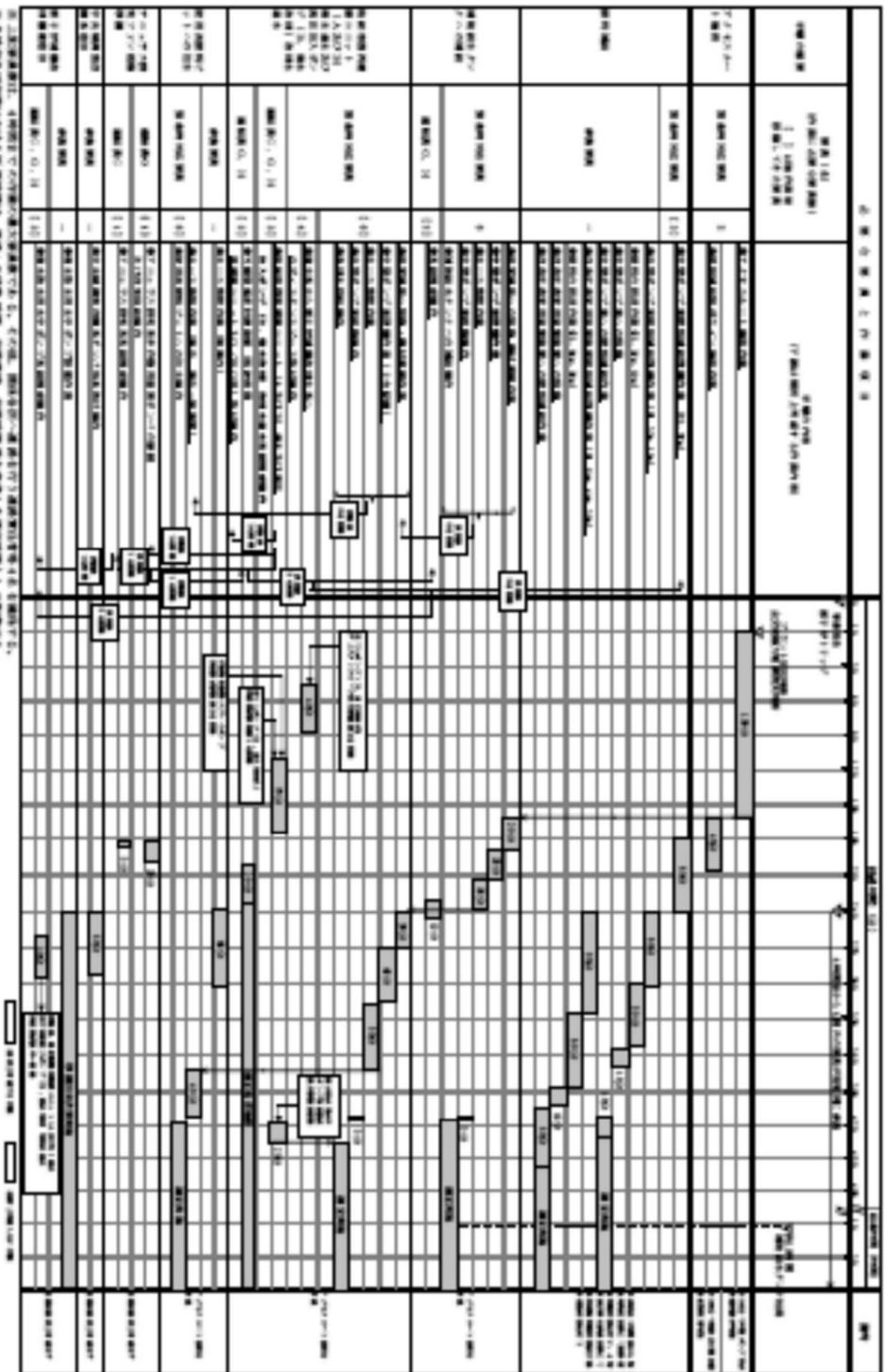


図 2.2.6 全交流動力喪失時に非常用屋内交流電源が喪失し、原子炉建屋冷却機能が喪失する事故の作業と所要時間 (2/2)

注 1 図 2.2.6 の中では、4号機と5号機の冷却系が喪失した。その他の冷却系は、原子炉建屋冷却機能が喪失する。注 2 図 2.2.6 の中では、4号機と5号機の冷却系が喪失した。その他の冷却系は、原子炉建屋冷却機能が喪失する。

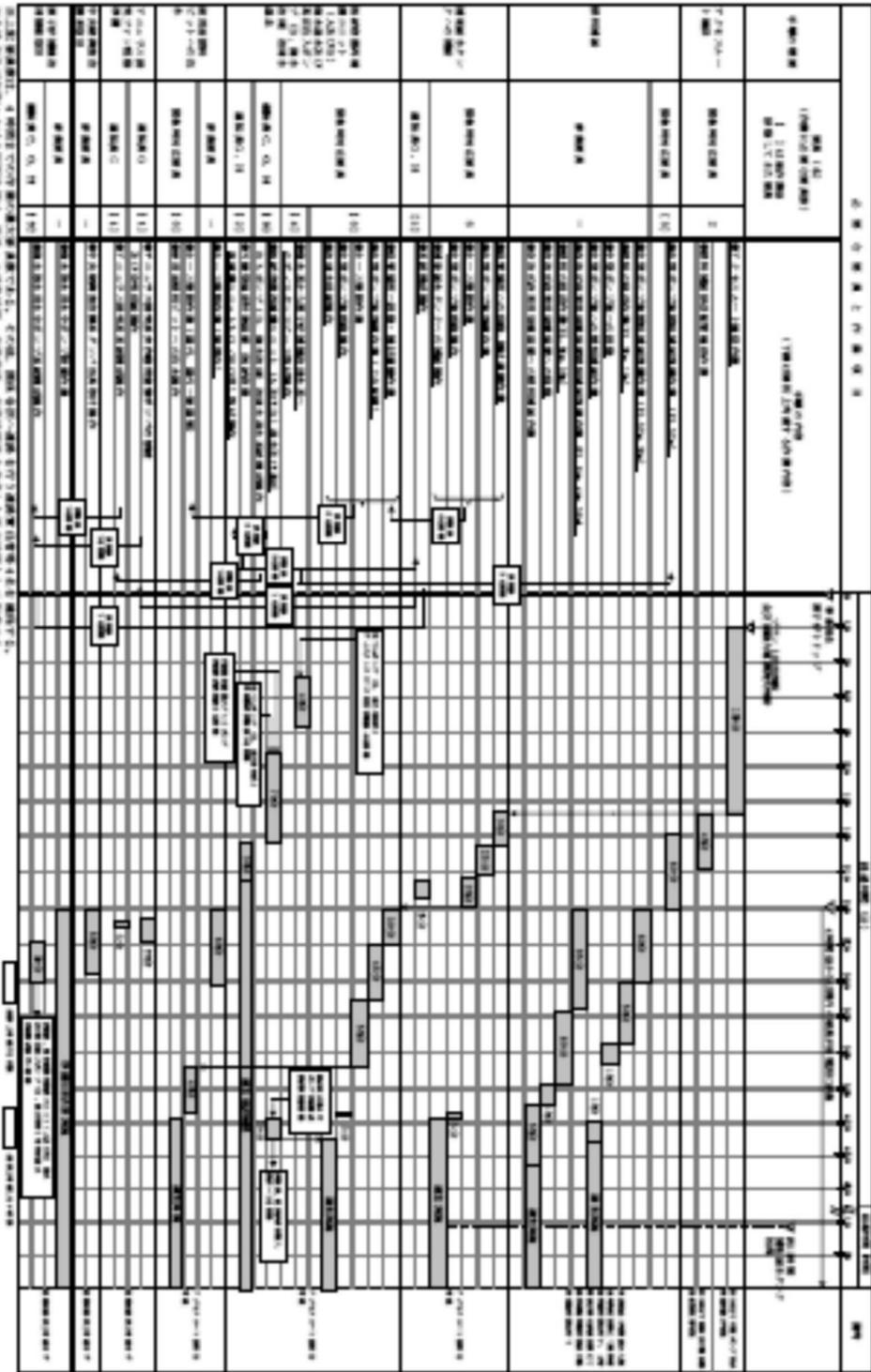


図 2.2.7 全交流動力喪失時（外部電源喪失時に非常用炉内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事象）の作業上重要事項（2/2）

2. 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(5) 複数の対策（例えば、常設設備と可搬型設備）がある場合には、各々の対策について有効性を評価することを基本とする。ただし、評価条件の包絡性が示すことができれば、包絡条件による有効性評価で代表してもよい。（例えば、起動に多くの人手及び時間を要し、かつ、容量が少ない可搬型設備の条件で常設設備の条件を包含させる場合。）</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、その理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されているかを確認。← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① PRA で選定された事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」であるが、原子炉補機冷却機能喪失及び RCP シール LOCA は、全交流電源喪失に従属的に発生することから、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、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」を重要事故シーケンスとすることを確認した。</p> <p>② 本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、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」及び RCP シール LOCA が発生しない「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を選定する。PRA の手法により抽出され、炉心損傷防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本事故シーケンスグループにおける事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」のみであるが、共通原因故障、系統間依存性の観点から、ここでは従属的に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重畳を考慮する。また、RCP シールからの漏えいの有無による影響を確認する観点から、RCP シール LOCA が発生しない場合についても選定することを確認した。上記のとおり、重要事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、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」であるが、RCP シール部からの漏えいについては不確かさを伴うため、RCP シール LOCA が発生しない場合として、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」についても重要事故シーケンスとすることを確認した。なお、非常用所内交流動力電源の復旧に伴い、電源供給機能が復旧することも考えられるが、要員及び資源の評価の観点でより厳しくなる本重要事故シーケンスを評価することを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド 2.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>（i）評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <hr/> <p>（ii）使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>（i）本重要事故シーケンスにおける重要現象として、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流、1次系における冷却材流量変化、冷却材放出、沸騰・凝縮・ポイド率変化、気液分離・対向流、圧力損失、ECCS 強制注入及び ECCS 蓄圧タンク注入並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側給水が挙げられていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <hr/> <p>（ii）上記（i）で確認した重要現象である炉心における1次冷却材の沸騰やポイド率の変化、気液分離や対向流、1次冷却系からの冷却材の放出、蒸気発生器における1次側と2次側との熱伝達等を取り扱うことができる M-RELAP5 を用いる。また、原子炉格納容器内の構造材と水蒸気との間の熱伝達、原子炉格納容器内の構造材内部の熱伝導を取り扱うことができる COCO を併せて用いることを確認した。M-RELAP5 及び COCO の適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（1）有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>（3）不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド 2.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) PWR</p> <p>b. 全交流動力電源喪失</p> <p>(a) RCP シール LOCA が発生しない場合</p> <p>a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 全交流動力電源喪失の発生後、安全機能を有する系統及び機器が機能喪失することによって、炉心の著しい損傷に至る。このとき、原子炉冷却材の補給が必要となる規模の原子炉冷却材ポンプ(RCP)シール部からの漏えいは発生しない。</p> <p>b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、非常用所内交流電源系統の機能喪失を想定する。</p> <p>ii. 常設直流電源は、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行えるものとする。</p> <p>iii. 交流動力電源は24時間使用できないものとする。</p> <p>iv. 原子炉冷却材の補給を必要としない規模のRCPシール部からの小規模な漏えいを考慮する。小規模な漏えいは、RCP全台で発生すると仮定する。</p> <p>c) 対策例</p> <p>i. タービン動補助給水ポンプの水源の確保、主蒸気逃がし弁の手動操作、及び直流電源の確保による水位監視によって、2次冷却系からの冷却機能を確保</p> <p>(b) RCP シール LOCA が発生する場合</p> <p>a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 全交流動力電源喪失の発生後、原子炉冷却材の補給を必要とする規模のRCPシール部からの漏えい(RCPシールLOCA)が生じる場合がある。このとき、原子炉冷却材の補給に必要な交流動力電源の確保に失敗することによって炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、非常用所内交流電源系統の機能喪失を想定する。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>ii. RCP 全台のシール部からの原子炉冷却材の漏えいを仮定する。</p> <p>iii. 全交流動力電源喪失に伴うサーマルバリアの冷却機能及びシール水注入機能喪失を仮定し、RCP シール部からの原子炉冷却材の漏えい率を設定する。</p> <p>c) 対策例</p> <p>i. 非常用高圧母線へ給電する代替交流動力電源を確保し、高圧注入系及び格納容器スプレイ系等による炉心冷却機能及び原子炉格納容器冷却機能を確保</p> <p>ii. RCP への代替シール水注入による原子炉冷却材漏えい量の停止</p> <p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p>	<p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 以下(ii)に示すとおり、本重要事故シーケンスでは、起因事象として外部電源喪失を想定していることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>③ RCP シール部からの漏えいや LOCA を想定する場合は、漏えい率の根拠が示されていることを確認</p>	<p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、外部電源喪失が発生するものとし、安全機能の喪失として、非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失することを確認した。</p> <p>② 「表 2.2.2 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）」、「表 2.2.3 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）」において、初期条件、事故条件について炉心崩壊熱 1 次系圧力/温度、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>③ RCP シール LOCA が発生する場合、RCP シール部からの漏えい率は、定格圧力において 1 台当たり約 109m³/h とし、3 台からの漏えいとする。RCP シール LOCA が発生しない場合については、RCP シール部からの漏えい率は、定格圧力において 1 台当たり約 1.5m³/h とし、3 台からの漏えいとすることを確認した。また、RCP シール LOCA が発生する場合の RCP シール部からの漏えい率については、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である 480gpm/台（約 109m³/h）を用いていることを確認した。この設定は、国内の 1 次冷却材ポンプと NRC で評価された米国製 1 次冷却材ポンプで、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 シールからの漏えい率が米国評価の使用値よりさらに小さいことを確認していることより、保守的な設定である。また、RCP シールが健全である場合の RCP シール部からの漏えい率は RCP シール部の機能が維持されている場合の漏えい率を評価した値（評価値は 1.2m³/h）を上回る値を設定していることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 2.2.9 有効性評価における 1 次冷却材ポンプシール部からの漏えい率について）において、SBO 時の RCP シールからの漏えい率の評価モデルについて示されている。</p> <p>補足説明資料（添付資料 2.2.10 RCP シール部からの漏えい量による炉心露出への影響）において、ループシールによって炉心露出が起こるメカニズムについての説明が示されている。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析</p>	<p>(i) 機器条件として、蓄圧タンク保有水量は、最小保有水量 29.0m³/基を用いる。RCP シール LOCA が発生する場合には、代替炉心注水流量として充てんポンプ（B、自己冷却式）の注水流量 30m³/h を用いる。これは、1 次冷却系圧力 0.7MPa[gage]到達時点で炉心注水を開始することにより、想定する漏えい流量に対して 1 次冷却系の保有水量の維持が可能な流量である。RCP シール LOCA が発生しない場合、1 次冷却材の漏えい停止圧力は、RCP 封水戻りライン逃がし弁の閉止圧力である 0.83MPa[gage]を用いることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 炉心損傷防止対策の実施時間</p> <p>(a) 炉心損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 炉心損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>（全交流動力電源喪失の場合）</p>	<p>① 「表 2.2.2 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）」、「表 2.2.3 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）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示されるとおりであることを確認した。</p> <p><u>原子炉トリップ信号</u>：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）を用いることを確認した。その理由として、トリップ設定値に計器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、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。</p> <p><u>タービン動補助給水ポンプ</u>：タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定（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設計値 210m³/h から、ミニフロー流量 50m³/h を除いた値により 3 基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量（160m³/h/3SG）から設定。</p> <p><u>主蒸気逃がし弁</u>：定格主蒸気流量の 10%/個を設定。</p> <p><u>蓄圧タンク</u>：炉心への注水のタイミングを遅くする観点及び炉心注水を少なくする観点で、最低保持圧力及び最低保有水量（4.04MPa[gage]、29.0m³/基）として設定。</p> <p><u>充てんポンプ（自己冷却式）</u>：想定する漏えい流量に対して、1 次系圧力 0.7MPa[gage]到達時点で代替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（30m³/h）として設定。</p> <p><u>RCP 封水戻りライン逃がし弁閉止圧力</u>：RCP 封水戻りラインに設置している逃し弁の閉止圧力（0.83MPa[gage]）を基に設定。</p> <p>補足説明資料（添付資料 2.2.11 全交流動力電源喪失時における蓄圧タンク初期条件設定の影響）において、蓄圧タンクの初期保有水量についての感度解析の結果が示されている。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<ul style="list-style-type: none"> ・ 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確認。 ・ 主蒸気逃がし弁1個当たりの流量を確認。 ・ 蓄圧タンクの初期保持圧力、保有水量の設定値とその考え方を確認。 ・ 充てんポンプ（自己冷却式）の注水流量とその考え方を確認。 ・ RCP 封水戻りライン逃がし弁の閉止圧力を確認。 	
<p>(ii) 有効性評価ガイド 2.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(ii) 本重要事故シーケンスにおいて、安全機能の喪失を仮定している外部電源、非常用所内交流動力電源及び原子炉補機冷却系について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性*による時間内であることを確認。</p> <p>* 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p><u>電源確保作業</u>：「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員1名、現場対応は運転員2名及び緊急時対応要員1名であり、現場での所内電源母線受電準備操作に25分、空冷式非常用発電装置起動確認に20分、中央制御室での空冷式非常用発電装置準備及び起動操作に25分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>2次系強制冷却</u>：「技術的能力 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」の操作の成立性において、主蒸気逃がし弁の機能回復（人力）は、現場の運転員3名の対応で2次系強制冷却開始まで20分と想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>RCP シール関係等隔離</u>：「技術的能力 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」の操作の成立性において、1次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁等の格納容器隔離弁等の閉止は、現場の運転員2名の対応で閉止まで40分と想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>充てんポンプ（B、自己冷却式）による代替炉心注水</u>：「技術的能力 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」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員1名、現場対応は運転員2名及び発電所災害対策本部要員4名であり、現場での系統構成、系統水張りに65分、ディスタンスピース取替に40分、中央制御室での起動操作に5分と想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水（有効性評価上、期待しない操作）</u>：「技術的能力 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」の操作の成立性において、運転員2名により現場での系統構成操作に20分、起動に4分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容のうち系統構成操作の作業時間が整理されていることを確認した。なお、代替格納容器スプレイの起動は有効性評価上、考慮していない。</p> <p><u>燃料補給</u>：「技術的能力 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」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、緊急時対応要員3名、参集要員3名であり、現場での中型ポンプ車燃料補給準備作業（EL32m、EL10m）操作に60分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>補助給水タンクへの補給：「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」の操作の成立性において、海水を水源とする中型ポンプ車による補助給水タンクへの補給は、現場対応として運転員 2 名及び緊急時対応要員 6 名で機材運搬に 30 分、中型ポンプ車準備に 25 分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>格納容器内再循環ユニット（A 及び B）海水通水及び高圧注入ポンプ（B、海水冷却）冷却水通水操作：「技術的能力 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」において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員 1 名、緊急時対応要員 10 名、運転員 5 名、中央制御室 1 名であり、現場での保管場所まで移動・機材運搬に 30 分、中型ポンプ車 2 台の準備に 45 分、ディスタンスピース取替に 40 分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>使用済燃料ピットへの注水操作：「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」において、緊急時対応要員 6 名により作業を実施し、現場でのホース敷設（EL32m→10m、建屋内）に 95 分、ホース敷設（屋外、屋外-建屋間）に 40 分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>アニュラス排気ファン起動準備（有効性評価上、期待しない操作）：「技術的能力 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」の操作の成立性において、本操作に係る要員数は、中央制御室対応は運転員 1 名、現場対応は運転員 2 名であり、現場での窒素ポンベ（アニュラス排気系空気作動弁用）接続・空気供給に 20 分、系統構成に 5 分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。なお、アニュラス排気ファンの起動は有効性評価上、考慮していない。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、2 次系強制冷却の開始時間は、主蒸気逃がし弁の手動による開操作等に必要な時間を考慮し、事象発生から 30 分後とする。その後、1 次冷却材温度約 208℃（1 次冷却系圧力約 1.7MPa[gage]）に到達した段階でその状態を維持する。代替交流電源が利用できるまでの時間は、RCP シール LOCA が発生する場合には 60 分とし、RCP シール LOCA が発生しない場合には 24 時間とする。蓄圧タンク出口弁を閉止する時間は、1 次冷却系圧力約 1.7MPa[gage] 到達及び代替交流電源が利用できるまでの時間から 10 分後とする。2 次系強制冷却の再開時間は、蓄圧タンク出口弁の閉止から 10 分後とする。その後、1 次冷却材温度約 170℃（1 次冷却系圧力約 0.7MPa[gage]）に到達した段階でその状態を維持する。また、RCP シール LOCA が発生する場合、代替炉心注水の開始時間は 1 次冷却系圧力が約 0.7MPa[gage] に到達した時点とすることを確認した。また、実際には行うが有効性評価上は期待しないアニュラス排気ファンの起動、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水操作における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間としていることを確認した。</p> <p>③ 2 次系強制冷却操作の開始時間は解析上、事象発生 30 分後としているが、実際には、本操作は原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能喪失を 1 次冷却材圧力により確認した場合において、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧が必要な場合に実施することから、本操作の時間余裕の評価を実施することを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-3 上記1-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。 (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。 (b) 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の1.2倍又は限界圧力を下回ること。 (c) 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又は限界圧力を下回ること。 (d) 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又は限界温度を下回ること。</p> <p>1-5 上記1-3(a)の「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」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。 (a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。 (b) 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。</p> <p>1-6 上記1-3及び2-3の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。</p>	
<p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果をj確認できるパラメータを確認。</p>	<p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷の恐れに至るプロセス、初期の炉心損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動として、図2.2.14、図2.2.34にあるとおり、起因事象の発生によりRCPがトリップすることでループ流量（RCP停止により間接的に起因事象の発生を確認）が低下していることを確認した。また、図2.2.8、図2.2.29、図2.2.12、図2.2.33にあるとおり、全交流動力電源喪失に伴って、RCPシールLOCAあるいは漏えいが発生することにより、1次冷却系圧力が低下傾向を示していることを確認した。</p> <p>③ 図2.2.20、図2.2.39、図2.2.19、図2.2.38、図2.2.23、図2.2.42にあるとおり、2次側圧力が低下していること、連続的な主蒸気逃がし弁流量が確認できること、主蒸気逃がし弁の開放に伴う主蒸気流量の増加に追従して補助給水流量が増加していることから、2次系強制減圧が実施されていることを確認した。また、図2.2.12から充てんポンプ（B、自己冷却式）による炉心注入量（約8kg/s→約30m³/h）が確認できることから、RCP</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（全交流動力電源喪失の場合）</p> <p>起因事象に関連するパラメータ：</p> <ul style="list-style-type: none"> ループ流量（RCP 停止により間接的に起因事象の発生を確認） <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> 主蒸気逃がし弁流量 補助給水流量 炉心注水流量 原子炉格納容器温度（再循環ユニットダクト開放温度の確認） <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> 2次系圧力 崩壊熱と2次系除熱量のバランス 1次系圧力 1次系温度 原子炉容器水位と燃料被覆管温度 原子炉格納容器圧力 原子炉格納容器温度 	<p>シール LOCA がある場合には充てんポンプ（B、自己冷却式）にて、代替炉心注水が行われていることを確認した。図 2.2.11、図 2.2.32 にあるとおり、2 次系強制減圧により 1 次冷却系圧力が低下し蓄圧タンク作動圧力に達すると蓄圧タンクのからの注水が開始していることを確認した。図 2.2.27、図 2.2.28 にあるとおり、原子炉格納容器温度が 110℃に達した以降は原子炉格納容器内圧力・温度の上昇は抑制されていることから、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱が確立していることを確認した。</p> <p>④ 図 2.2.19、図 2.2.8、図 2.2.9、図 2.2.10、図 2.2.24 及び図 2.2.38、図 2.2.29、図 2.2.30、図 2.2.31 にあるとおり、2 次系強制減圧により蒸気発生器での除熱量が炉心崩壊熱量を上回っていることから、1 次冷却系圧力、1 次冷却系温度が低下していることを確認した。これに伴い、RCP からの漏えい量が低減されているとともに蓄圧タンクの作動が促進されることから、1 次系保有水量の減少が抑制されていることを確認した。図 2.2.17 にあるとおり、RCP シール LOCA がある場合には充てんポンプ（B、自己冷却式）による代替炉心注水により原子炉容器水位は TAF 以上を維持していること、これにより燃料被覆管は有意な温度上昇は見られないことを確認した。図 2.2.36 にあるとおり、RCP シール LOCA が発生しない場合には、RCP シール部からの漏えいにより原子炉容器水位は低下するが TAF 以上を維持することから、燃料被覆管の有意な温度上昇は見られないことを確認した。なお、2 次系強制冷却により 1 次冷却系圧力が約 0.83MPa [gage] に到達した以降は漏えいが停止する。図 2.2.27、図 2.2.28 にあるとおり、原子炉格納容器温度が 110℃に達した以降は原子炉格納容器内圧力・温度の上昇は抑制されていることから、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱が確立していることを確認した。また、RCP シール部からの質量流量と破断口クオリティの関係等、物理的に妥当な説明が加えられていることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 2.2.18 全交流動力電源喪失時における原子炉格納容器圧力及び温度の長期安定性）において、原子炉格納容器圧力及び温度の長期傾向に対する MAAP コードと MRELAP5/COCO コードとの結果比較が示されている。</p>
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> トレンド図の変曲点については、説明を加えること 	
<p>（ii）評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 燃料被覆管温度（酸化量） 1次冷却系の圧力損失を考慮した1次冷却系圧力 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度 	<p>（ii）上記（i）の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、RCP シール LOCA が発生する場合の評価項目となるパラメータについては、<u>全交流動力電源喪失の発生後、RCP シール LOCA により、1 次冷却系の保有水量が減少するが、2 次系強制冷却による 1 次冷却系の減温・減圧及び代替炉心注水を行うことにより、PCT は約 380℃に、1 次冷却系の最高圧力は約 16.2MPa [gage] に抑えられる。RCP シール LOCA により、1 次冷却材が原子炉格納容器内に漏えいすることで原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、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を行うことにより、原子炉格納容器の最高圧力は約 0.178MPa [gage] に、原子炉格納容器の最高温度は約 110℃に抑えられる</u>ことを確認した。また、RCP シール LOCA が発生しない場合の評価項目となるパラメータについては、<u>全交流動力電源喪失の発生後、交流動力電源を必要とする安全機能を有する系統及び機器の機能が喪失するが、RCP シール LOCA が発生しないことから、事象初期の 1 次冷却系の圧力の低下及び保有水量の減少は、RCP シール LOCA が発生する場合に比べて緩やかとなる。2 次系強制冷却による 1 次冷却系の減温・減圧により、蓄圧注入系が作動し、1 次冷却系の保有水量が回復することで PCT は約 380℃に、1 次冷却系の最高圧力は約 16.2MPa [gage] に抑えられる。原子炉格納容器内への 1 次冷却材の漏えい量は、RCP シール LOCA が発生する場合に比べて少ないことから、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は小さなものとどまり、その評価は RCP シール LOCA が発生する場合の評価に包絡される</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <ol style="list-style-type: none"> RCP シール LOCA が発生する場合及び発生しない場合ともに炉心は冠水状態にあるため、評価期間を通じて燃料被覆管温度は、1200℃以下となっていることを確認した。また、当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。 RCP シール LOCA が発生する場合及び発生しない場合ともに 1 次冷却系の最高圧力は 1 次冷却系の圧力損失を考慮しても 16.2MPa [gage] に抑えられるため、評価期間を通じて最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa [gage]）を下回っていることを確認した。 RCP シール LOCA が発生する場合は RCP シール部からの 1 次冷却材の漏えいにより上昇するが、事象発生後 24 時間時点で原子炉格納容器の最高使用圧力（0.283MPa [gage]）及び最高使用温度（132℃）を下回る。その後は、蒸気発生器による炉心冷却、高圧再循環を行い、事象発生約 75 時間後に原子炉格納容器温度が 110℃に到達することにより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が開始され、原子炉格納容器の除熱が

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(iii) 初期の炉心防止対策により、炉心の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>確立することから原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は抑制されていることを確認した。RCP シール LOCA が発生しない場合は RCP シール部からの漏えい量が少ないため、これによる原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかであることから RCP シール LOCA が発生する場合の結果で包絡できることを確認した。</p> <p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、<u>解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足している</u>ことを確認した。具体的には、図 2.2.18 及び図 2.2.37 にあるとおり、初期の炉心損傷防止対策である 2 次系強制冷却及び RCP シール LOCA が発生する場合には充てんポンプ（B、自己冷却式）による代替炉心注水により、燃料被覆管の最高温度は 1200℃以下に抑えられていることから炉心の著しい損傷は防止できていることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして 7 日間評価する。ただし、7 日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド 2.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定停止状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び 1 次冷却系圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p>	<p>(i) 安定停止状態になるまでの評価について、RCP シール LOCA が発生する場合には、<u>高圧再循環による炉心冷却及び格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器内からの除熱により、原子炉を安定停止状態へ移行させることができる</u>こと、また、RCP シール LOCA が発生しない場合には、<u>交流動力電源の回復後、タービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切替えを行い、2 次系強制冷却を継続することで原子炉を安定停止状態へ移行させることができる</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① RCP シール LOCA が発生する場合については、2 次系強制減圧及び充てんポンプ（B、自己冷却式）による代替炉心注水により炉心の冠水・冷却状態が維持されることから炉心は安定停止状態を維持できること、以降は高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却により長期的に炉心冷却を維持できることを確認した。RCP シール LOCA が発生しない場合については、炉心は冠水状態を維持するとともに 2 次系強制冷却により炉心の冷却が維持されることから炉心は安定停止状態を維持できること、以降は 2 次系強制減圧により 1 次冷却系圧力が 0.83MPa[gage]に到達すれば RCP シールからの漏えいは停止し 1 次系保有水量の減少は停止するとともに、タービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切替により長期的に蒸気発生器での炉心冷却を行うことができることを確認した。なお、RCP シール LOCA が発生しない場合は原子炉格納容器内への 1 次冷却材の移行量は少ないため、RCP シール LOCA が発生する場合の結果で包絡できることを確認した。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

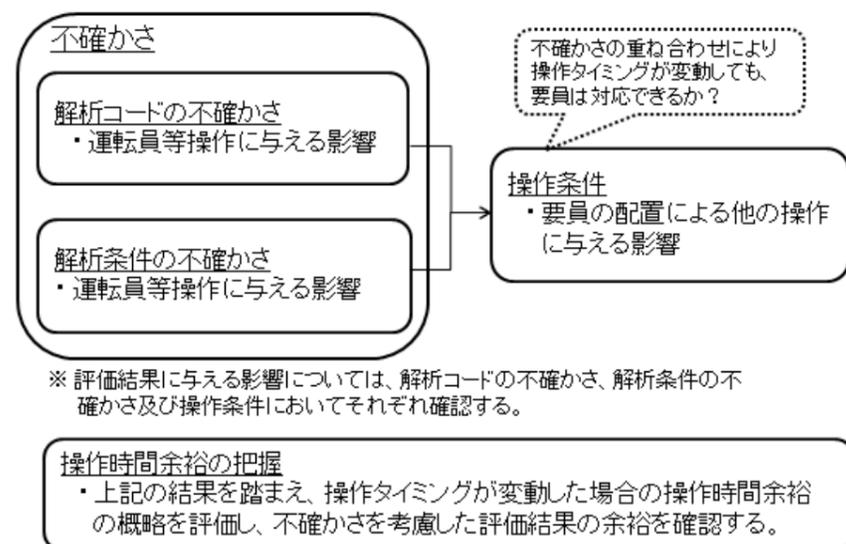
確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1) 解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3) 操作時間余裕を確認する。



審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。また、「1.1(4) 有効性評価における解析条件の設定」において、「解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、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」としていることを確認した。</p> <p>参考：「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>（参考：解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針）</p> <p>1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。</p> <p>不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>（ii）解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象、起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>（ii）不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生後の30分後に操作を行う2次系強制冷却、2次系強制冷却開始後の1次系温度を指標に調整操作を行う1次系温度維持、1次系圧力を起点に操作を開始する蓄圧タンク出口弁閉止、蓄圧タンク出口弁閉止を起点に操作を開始する2次系強制冷却の再開、1次系圧力を起点に操作を開始する充てんポンプ（自己冷却式）による代替炉心注水であることを確認した。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象*の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験等との比較から、炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達を最大で 40%小さく評価する可能性があることを確認した。 ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験等との比較から、炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で 0.3 m 低く評価する可能性があることを確認した。 美浜 2 号機の蒸気発生器伝熱管損傷解析との比較から、1 次系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析において、サブクール領域での漏えい率を 10%大きく若しくは小さく評価する可能性があることを確認した。 ROSA/LSTF SB-CL-39 試験等との比較から、1 次系における沸騰・凝縮・ポイド率変化の不確かさとして、2 次系強制冷却による減圧時に 1 次系圧力を最大で 0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。 ROSA/LSTF SB-CL-39 試験等との比較から、1 次系における気液分離・対向流の不確かさとして、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での伝熱が実際よりも小さくなることにより、最大で 1 次系圧力を 0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。 ROSA/LSTF SB-CL-39 試験等との比較から、蒸気発生器における 1 次側・2 次側の熱伝達の不確かさとして、2 次系強制冷却による減圧時に 1 次系圧力を最大で 0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。 CVTR 試験との比較から、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の不確かさとして、原子炉格納容器圧力のピーク圧力を約 1.6 倍高く、原子炉格納容器温度を約 20℃高く評価する可能性があることを確認した。 <p>以上より、解析コードが持つ不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 1 次系における冷却材放出の不確かさを考慮した場合には 1 次系の減温、減圧が遅くなるため、1 次系温度及び圧力を起点としている蓄圧タンク出口弁閉止等の開始が遅くなることを確認した。 1 次系における沸騰・凝縮・ポイド率変化の不確かさを考慮した場合には 1 次系温度及び圧力は低くなることから、1 次系温度及び圧力を起点としている蓄圧タンク出口弁閉止等の開始が早くなることを確認した。 1 次系における気液分離・対向流及び蒸気発生器における 1 次側・2 次側の熱伝達の不確かさを考慮した場合には、1 次系の減温、減圧が速くなることから、1 次系温度及び圧力を起点としている蓄圧タンク出口弁閉止等の開始が早くなることを確認した。 <p>その他の不確かさについては、運転員等操作に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが解析結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、M-RELAP5 を用いて RCP シール部からの漏えいについて解析した場合、試験データと比較して二相臨界流量を数十%多く評価する傾向がある。解析結果によれば、事象発生後の大部分の期間において、漏えい流は二相状態である。このため、実際の漏えい流量は解析結果よりも少なくなり、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに対する影響の具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験等との比較から、炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で 0.3 m 低く評価する可能性があることを確認した。 美浜 2 号機の蒸気発生器伝熱管損傷解析との比較から、1 次系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析において、サブクール領域での漏えい率を 10%大きく若しくは小さく評価する可能性があることを確認した。

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ ROSA/LSTF SB-CL-39 試験等との比較から、1次系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。 ・ ROSA/LSTF SB-CL-39 試験等との比較から、1次系における気液分離・対向流の不確かさとして、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での伝熱が実際よりも小さくなることにより、最大で1次系圧力を0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。 ・ ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験等との比較から、蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。 ・ CVTR 試験との比較から、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の不確かさとして、原子炉格納容器圧力のピーク圧力を約1.6倍高く、原子炉格納容器温度を約20℃高く評価する可能性があることを確認した。 <p>以上より、解析コードが持つ不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験等との比較から、炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達を最大で40%小さく評価する可能性がある。このため、実際の燃料棒表面での熱伝達は大きくなり、燃料被覆管温度は低くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。 ・ ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験等との比較から、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で0.3m低く評価する可能性がある。このため、実際の炉心水位は高くなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。 ・ 美浜2号機の蒸気発生器伝熱管損傷解析との比較から、1次系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析において、サブクール領域での漏えい率を10%大きく若しくは小さく評価する可能性がある。しかし、初期の漏えい率が実機的设计漏えい率となるように入力で調整することから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。また、二相領域での漏えい率を10%小さく若しくは50%大きく評価する可能性があるが、試験解析結果から二相臨界流をほとんどの領域で過大評価する。このため、実際の漏えい率は小さくなり、1次系の減温、減圧が遅くなるため、1次系温度及び圧力の低下が抑制され、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。 ・ ROSA/LSTF SB-CL-39 試験等との比較から、1次系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の1次系の減温、減圧が速くなり、1次系温度及び圧力は低くなることにより、漏えい量が少なくなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。 ・ ROSA/LSTF SB-CL-39 試験等との比較から、1次系における気液分離・対向流の不確かさとして、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での伝熱が実際よりも小さくなることにより、最大で1次系圧力を0.5MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の蒸気発生器での伝熱・凝縮量が多くなり、1次系の減温、減圧が速くなるため、1次系温度及び圧力は低くなる。よって、漏えい量が少なくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。 ・ ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験等との比較から、蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa 高く評価する可能性がある。このため、実際の1次側・2次側の熱伝達は大きくなり、1次系の減温、減圧が速くなることにより1次系温度及び圧力は低くなり、漏えい量が少なくなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合の運転員等操作に与える影響を確認。</p> <p>② RCP シール部からの漏えい率が変動した場合の運転員等操作に与える影響を確認。</p> <p>③ 蒸気発生器の2次側保有水量が変動した場合の運転員等操作に与える影響を確認。</p> <p>④ 原子炉格納容器の自由体積が変動した場合の運転員等操作に与える影響を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響については、初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及びRCP シール部からの漏えい率並びに評価項目に対する余裕が小さくなる蓄圧タンク初期保有水量について影響評価を行うことを確認した。影響評価内容は以下のとおり。なお、伊方3号炉は蒸気発生器2次側保有水量、原子炉格納容器自由体積に設計値を用いている。（表2.2.2 主要解析条件（全交流電源喪失（RCP シール LOCA が発生しない場合））において、蒸気発生器2次側保有水量及び原子炉格納容器自由体積に関する記載がないことにより設計値を用いていることを確認。）</p> <p>① 炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、実際に解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次系温度及び圧力の低下が速くなる。このため、主蒸気逃がし弁を用いた調整による1次系温度及び圧力の目標到達時間や1次系温度及び圧力を起点としている蓄圧タンク出口弁閉止等の開始が早くなることを確認した。</p> <p>② RCP シール部からの漏えい率の変動を考慮し、最確条件のRCP シール部からの漏えい率を用いた場合、実際には解析条件として設定している漏えい率より小さくなるため、1次系温度及び圧力の低下が遅くなる。このため、主蒸気逃がし弁を用いた調整による1次系温度及び圧力の目標到達時間や1次系温度及び圧力を起点としている蓄圧タンク出口弁閉止等の開始が遅くなることを確認した。</p> <p>③ 該当なし。</p> <p>④ 該当なし。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合の評価結果に与える影響を確認。</p> <p>② RCP シール部からの漏えい率が変動した場合の評価結果に与える影響を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響については、全交流動力電源喪失事象など、RCPのトリップ後の1次冷却材の自然循環冷却に期待している場合には、この自然循環を阻害する可能性のある蓄圧タンク内の窒素ガスの混入を防止するため、蓄圧タンク内の保有水量が全量注入される前に、蓄圧タンク出口弁を閉止する。この場合、蓄圧タンク内の圧力変化と気相部体積の膨張量の関係から、蓄圧タンク内の初期の保有水量が少なく気相部の初期の体積が大きい方が、気相部圧力が持続しやすく、蓄圧タンク出口弁を閉止するまでの炉心への注水量が多くなる。解析条件では、蓄圧タンク保有水量に最小保有水量を設定しているため、蓄圧タンク内の初期の気相部の体積が大きくなり、上記のとおり非保守的な設定となっている。そのため、この影響について、蓄圧注入系による炉心注水が行われている期間における1次冷却系の保有水量の観点から検討した。結果として、蓄圧注入系による炉心注水が行われている間、1次冷却系の保有水量は十分多く、これに対して蓄圧タンク初期保有水量の設定の影響による炉心への注水量の減少はわずかであり、解析結果に与える影響は小さいことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。なお、伊方3号炉は蒸気発生器2次側保有水量、原子炉格納容器自由体積に設計値を用いている。</p> <p>① 炉心崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、実際には解析条件として設定している崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>③ 蓄圧タンクの初期保有水量が変動した場合の評価結果に与える影響を確認。</p> <p>④ 格納容器再循環ユニットの除熱特性が変動した場合の評価結果に与える影響を確認。</p> <p>⑤ 蒸気発生器の2次側保有水量が変動した場合の評価結果に与える影響を確認。</p> <p>⑥ 原子炉格納容器の自由体積が変動した場合の評価結果に与える影響を確認。</p>	<p>率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② RCP シール部からの漏えい率の変動を考慮し、最悪条件の RCP シール部からの漏えい率を用いた場合、実際には解析条件として設定している漏えい率より小さくなるため、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>③ 蓄圧タンクの初期保有水量の変動を考慮した場合、解析条件として設定している初期保有水量より保有水量を多くした方が、初期の蓄圧タンク気相部の体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなることから、1次系への注水量の観点から厳しくなる。その影響を事象推移から確認した結果、蓄圧タンクの初期保有水量として最悪条件より多い最大保有水量とした場合に、最小保有水量とした場合と比較して1次系への注水量の観点から厳しくなるが、1次系圧力0.7MPa[gage]到達による安定状態維持時点の1次冷却系の保有水量（約72ton）に対して、蓄圧注入期間中の1次冷却系の保有水量（約126ton）が十分多いことから、蓄圧タンクの初期保有水量の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>④ 格納容器再循環ユニットの除熱特性については、本重要事故シーケンスよりも原子炉格納容器内に大きなエネルギーが放出される「2.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、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により除熱し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制できることを確認していることから、本重要事故シーケンスでも長期的な原子炉格納容器の除熱は可能であることを確認した。さらに、格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合の除熱特性の設計値を考慮した場合には、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はさらに抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>⑤ 該当なし。</p> <p>⑥ 該当なし。</p> <p>補足説明資料（添付資料 2.2.17 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（全交流動力電源喪失））において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置については、<u>2次系強制冷却操作を必要とするタイミングが遅くなるなど、そのタイミングは遅くなる可能性があるが、この操作は現場で専任の運転員が担当することから、必要なタイミングに変動があったとしても、この変動に対応が可能であり、対策の実施に与える影響はない</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 現場における2次系強制冷却、中央制御室における蓄圧タンク出口弁の閉止及び充てんポンプ（B、自己冷却式）の起動は、それぞれ別の運転員による操作を想定しており、また、1次系の温度維持及び減温、減圧は、運転員による主蒸気逃がし弁の開度調整を行うことにより現場の操作開始時間も確保できるため、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 2次系強制冷却、蓄圧タンク出口弁の閉止及び充てんポンプ（B、自己冷却式）の操作を行う要員は専任であり、前後の作業や重複は無いことから、操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p>	<p>1) 事象発生の30分後又は蓄圧タンク出口弁閉止を起点とする2次系強制冷却による1次系温度維持については、運転員の主蒸気逃がし弁の開度調整によるため、評価項目となるパラメータに与える影響はないとしていることを確認した。蓄圧タンク出口弁閉止については、1次系圧力約1.7MPa[gage]にて蓄圧タンク出口弁を閉止すること及び1次系圧力は主蒸気逃がし弁の開度調整によるため、評価項目となるパラメータに与える影響はないことを確認した。</p> <p>蓄圧タンク出口弁閉止後の2次系強制冷却再開については、炉心崩壊熱等の不確かさにより1次系温度及び圧力の低下が速くなると、主蒸気逃がし弁を用いた調整による目標到達時間が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。また、この操作は解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、1次系からの漏えい量が少なくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。また一方で、冷却材放出における臨界流モデルの不確かさ、RCP シール部からの漏えい率等の不確かさにより1次系からの漏えい量が少なくなると主蒸気逃がし弁を用いた調整による目標到達時間が遅くなり、これに伴い操作開始が遅れ評価結果に影響を及ぼすと考えられるが、本操作の操作時間余裕については、「(3) 操作時間余裕の把握」にて確認している。</p> <p>充てんポンプ（B、自己冷却式）による代替炉心注水については、蓄圧タンク出口弁閉止後の2次系強制冷却再開と同様であり、操作開始が早くなる場合には、炉心へ注入するタイミングが早くなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。また、代替炉心注水の開始が遅れた場合の操作時間余裕については、「(3) 操作時間余裕の把握」にて確認している。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (全交流動力電源喪失の場合)</p> <p>① 2次系強制冷却操作の開始時間余裕を確認。</p> <p>② 蓄圧タンク出口弁の閉止操作の時間余裕を確認。</p> <p>③ 充てんポンプによる代替炉心注水操作の開始時間余裕を確認。</p>	<p>(i) 2次系強制冷却操作、蓄圧タンク出口弁の閉止操作及び充てんポンプによる代替炉心注水の操作開始時間余裕が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 解析条件では、RCP シール部からの漏えい率に保守的な（大きめの）値を設定（3. (2) 参照。）しているため、1次冷却材の漏えい流量を多めに、かつ、1次冷却系の圧力及び温度低下が速めに解析されている。このため、実際は1次冷却系の圧力及び温度を起点とした運転員操作である2次系強制冷却操作を必要とするタイミングが遅くなる可能性があり、この影響を確認するため、2次系強制冷却の開始時間を30分遅らせた場合の解析を実施した。結果として、炉心が露出することなく、燃料被覆管温度の上昇もないことから、解析結果に与える影響は小さいことを確認した。具体的には、2次系強制冷却の開始時間に対する時間余裕を確認するため、2次系強制冷却の開始を30分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、1次系の減温、減圧が遅くなることにより、1次系からの漏えい量が多くなり、1次系保有水量の減少が早くなるが、評価項目に対して十分な余裕がある。このため、操作時間余裕として事象発生から60分程度（解析条件では、2次系強制減圧操作は事象発生30分後より開始するものとしている。）は確保できることを確認した。</p> <p>② 蓄圧タンク出口弁閉止の操作時間余裕としては、1次系圧力が約1.7MPa[gage]から蓄圧タンク内の窒素が1次系内に注入される圧力1.2MPa[gage]に達するまでの時間を、1次系圧力が約1.7MPa[gage]到達時点の圧力低下を維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として1次系圧力約1.7MPa[gage]到達から10分程度は確保できることを確認した。</p> <p>③ また、上記と同様に代替炉心注水の開始時間が遅くなる可能性があるため、1次冷却系の保有水量の低下率と炉心の露出に至る可能性がある保有水量との関係から、代替炉心注水の開始に関する時間的余裕について検討した。概算評価によると、40分程度の遅れの範囲内では解析結果に与える影響は小さいことを確認した。具体的には、充てんポンプ（B、自己冷却式）による代替炉心注水の操作時間余裕としては、1次系保有水量が炉心露出に至る可能性のある水量に減少するまでの時間を、1次系圧力が2次系強制冷却再開時点のまま維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として1次系圧力約0.7MPa[gage]到達から0.7時間程度は確保できることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料2.2.18 全交流動力電源喪失時の2次系強制冷却操作の時間余裕について）において、2次系強制冷却操作の開始時間についての感度解析の結果が示されている。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 （a）想定する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あつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>有効性評価ガイド 2.2 有効性評価に係る標準評価手法 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲 （4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p>	
<p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの対応に必要な要員は、27名である。これに対して、運転員及び緊急時対応要員は32名であり対応が可能である。なお、解析では復旧を期待していないが、長期的な対策として原子炉補機冷却機能等の復旧作業は、発電所近隣から召集される参集要員で対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る緊急時対応要員等を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対処可能であることから、3号炉の重大事故等への対処と1・2号炉の SFP への対処が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）本事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、本重要事故シーケンスの最大電源負荷は約1,309kWであり、空冷式非常用発電装置の給電容量約2,920kWを超えないため、対応が可能であることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 空冷式非常用発電装置の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約1309kWの負荷が必要となるが、空冷式非常用発電装置の給電容量2920kWにて電源供給が可能であることを確認した。また、蓄電池の容量については、交流電源が復旧しない場合を想定しても、不要直流負荷の切り離し等を行うことにより、24時間の直流電源供給が可能であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(iii) 安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>(iii) 水源の充足性について、<u>本重要事故シーケンスが発生し、2次系強制冷却を継続して実施するためには、蒸気発生器2次側への注水の継続が必要となり、その水源は補助給水タンク（662m³）である。この補助給水タンクへの補給を行わない場合、事象発生から約11時間後に枯渇すると評価している。これに対して、それまでの間に、海水を取水源として補助給水タンクへの補給を開始することで、対応が可能である</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 燃料取替用水タンクを水源とする充てんポンプ（B、自己冷却式）による代替炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位となるまでの水量（1530m³）の使用を考慮し、事象発生後約53時間の注水継続が可能である。事象発生約51時間以降は、格納容器再循環サンプを水源とした高圧再循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。また、補助給水タンクを水源とするタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については、補助給水タンク枯渇までの水量約662m³の使用を考慮し、事象発生後約11時間の注水継続が可能である。以降は、中型ポンプ車による補助給水タンクへの補給を行うことを確認した。</p>
<p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>(iv) 発災から7日間の資源、水源の充足性について、<u>燃料として、空冷式非常用発電装置の7日間の運転継続に必要な重油量は約134kLであり、発電所内の重油タンクに備蓄された使用可能な重油量約258kLで対応が可能である。また、緊急時対策所用発電機の7日間の運転継続に必要な軽油量及び使用済燃料ピットへの注水等に必要な軽油量の合計は、約27kLであり、発電所内の軽油タンクに備蓄された軽油量約55kLで対応が可能である</u>ことを確認した。水源の充足性については上記（iii）で確認している。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた炉心損傷防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から炉心損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している2次系強制冷却、代替交流動力電源を用いた代替炉心注水等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、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」及びRCPシールLOCAが発生しない「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」において、2次系強制冷却、代替炉心注水等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することにより変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（非常用所内交流動力電源、原子炉補機冷却系統等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。</p> <p>また、2次系強制冷却や代替炉心注水等により炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、高圧再循環による炉心冷却への移行や2次系強制冷却による炉心冷却を継続する対策が整備されていることを確認した。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>「IV-1.1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、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」及びRCPシールLOCAが発生しない「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

原子炉補機冷却機能喪失

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策	2.3-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	2.3-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方	2.3-3
(3) 炉心損傷防止対策	2.3-4
2. 炉心損傷防止対策の有効性評価	2.3-11
(1) 有効性評価の方法	2.3-11
(2) 有効性評価の条件	2.3-13
(3) 有効性評価の結果	2.3-16
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	2.3-19
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	2.3-21
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	2.3-22
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	2.3-22
b. 操作条件	2.3-24
(3) 操作時間余裕の把握	2.3-25
4. 必要な要員及び資源の評価	2.3-26
5. 結論	2.3-28

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（炉心損傷防止対策の有効性評価：原子炉補機冷却機能喪失）

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」における事故シーケンスは、以下のとおりであり、PRA 側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 「原子炉補機冷却機能喪失時に RCP シール LOCA が発生する事故」 「原子炉補機冷却機能喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁 LOCA が発生する事故」 <p>なお、本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは上記の他に「原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗」も含まれるが、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止することが困難な事故シーケンスとして、格納容器破損防止対策の有効性評価（格納容器破損モード「格納容器過温破損」）で考慮することを確認した。</p> <p>（PAR まとめ資料抜粋）</p> 

※ 本資料の確認結果に記載の図表番号については、補足説明資料の図表番号であり、原子炉設置変更許可申請書の図表番号とは異なる。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p>	<p>本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」との従属性を考慮すると事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の重要事故シーケンスと同一となる。重要事故シーケンス「原子炉補機冷却機能喪失時に RCP シール LOCA が発生する事故」の重大事故等の有効性評価は、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の中で確認したことから、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」と共通する事項を省略し、本事故シーケンスグループ特有の事項を中心に記載した。このため、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」で確認した項目については、確認結果の欄に、「事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。」と記載した。</p> <p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>原子炉補機冷却システムがその機能を喪失した後、RCP シール LOCA が発生する。RCP シール LOCA により、1 次冷却系の保有水量が減少するが、原子炉補機冷却システムによる冷却が必要な ECCS による炉心注水ができず、保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至る</u>ことを確認した。具体的には、「原子炉の出力運転中に原子炉補機冷却水ポンプの故障等により、原子炉補機冷却機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる炉心注水並びに原子炉補機冷却水ポンプによる最終ヒートシンクへの熱の輸送ができなくなるとともに、補機冷却を必要とする制御用空気供給機能が喪失することにより中央制御室からの主蒸気逃がし弁操作による 1 次系の減温、減圧ができなくなる。また、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から RCP シール部からの 1 次冷却材の漏えい、若しくは加圧器逃がし弁又は安全弁からの 1 次冷却材の漏えいにより 1 次系保有水量が減少し、炉心損傷に至る」であり、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>炉心損傷を防止するためには、2 次冷却系を強制的に減温・減圧することにより 1 次冷却系を減温・減圧するとともに、原子炉補機冷却システムによる冷却が不要な代替ポンプにより炉心注水を行い、炉心を冷却する必要がある。また、長期的には、最終ヒートシンクへの継続的な熱の輸送手段を確保する必要がある</u>ことを確認した。本事故シーケンスグループの特徴を踏まえた必要な機能は、1 次冷却系を減温・減圧する機能、炉心への注水機能であり、具体的な初期の対策として、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた 2 次系強制冷却により 1 次冷却系を減圧・減温するとともに代替炉心注水により、炉心損傷を防止する必要があることを確認した。長期的な対策としては、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより炉心の除熱を行う必要があることを確認した。</p>

(3) 炉心損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>(i) 本事故シーケンスグループでは、原子炉補機冷却機能喪失、LOCAの兆候有無、大破断LOCAの発生の有無及び蒸気発生器への補助給水の有無を判別する必要があるが、これらを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表 2.3.1 原子炉補機冷却機能喪失時における重大事故等対策について」において、1次冷却材圧力、補助給水ライン流量等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の炉心損傷防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の炉心損傷防止対策として、蒸気発生器2次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を実施する。このため、補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器、補助給水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。さらに、2次系強制冷却後に代替炉心注水を実施する。このため、代替格納容器スプレイポンプ、充てんポンプ（B、自己冷却式）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、燃料取替用水タンクを重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。初期の対策である蒸気発生器2次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却に係る手順については、「技術的能力 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」、「技術的能力 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」で整備されていることを確認した。代替格納容器スプレイポンプ、充てんポンプ（B、自己冷却式）を用いた代替炉心注水に係る手順については、「技術的能力 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」で整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器、補助給水タンク、充てんポンプ（B、自己冷却式）、代替格納容器スプレイポンプ等が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「表 2.3.1 原子炉補機冷却機能喪失時における重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態（低温停止状態[*]）へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>※有効性評価ガイドでは、安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）と定義されている。</p> <p>② 炉心の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p>	<p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備について、原子炉補機冷却システムによる冷却の代わりとして中型ポンプ車による高圧注入ポンプ（B、海水冷却）への海水通水後、格納容器再循環サンプ水位及び燃料取替用水タンク水位がそれぞれ再循環切替条件に到達すれば、高圧再循環運転による炉心冷却に移行する。このため、中型ポンプ車、高圧注入ポンプ（B、海水冷却）等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器再循環サンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける。さらに、中型ポンプ車による格納容器再循環ユニット（A及びB）への海水通水後、原子炉格納容器温度が格納容器再循環ユニットのダクト開放機構動作温度である110℃に到達すれば、格納容器内自然対流冷却を実施する。このため、中型ポンプ車等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器再循環ユニット（A及びB）を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 安定停止状態に向けた対策である高圧再循環運転及び格納容器内自然対流冷却に係る手順については、「技術的能力 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」で整備されていることを確認した。また、当該対策に用いる重大事故等対処設備として、中型ポンプ車、高圧注入ポンプ（B、海水冷却式）、格納容器再循環サンプ等が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「表 2.3.1 原子炉補機冷却機能喪失時における重大事故等対策について」において整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 炉心の長期的な冷却については①に示すとおり、高圧再循環運転と格納容器内自然対流冷却を併せて実施することで最終ヒートシンクへ熱を逃がせることから、炉心の冷却を長期的に維持できることを確認した。原子炉格納容器の冷却については、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱を確立することで閉じ込め機能を長期的に維持できることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>捕足説明資料（添付資料 2.2.15 安定停止状態について（外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し原子炉補機冷却機能喪失及び RCP シール LOCA が発生する事故）には、本重要事故シーケンスにおける安定停止状態の定義は、「原子炉安定停止状態として、1次系圧力 0.7MPa[gage]、温度 170℃の保持及び加圧器水位を維持する状態とする」としていることが示されている。（全交流動力電源喪失時と同様の評価結果となるため、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の添付資料を参照した。）</p>
<p>(iv) 初期の炉心損傷防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。 （原子炉補機冷却機能喪失の場合）</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 蒸気発生器での炉心冷却に係る計装設備を確認。 ② 代替炉心注入による炉心の冷却に係る計装設備を確認。 ③ 高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却に係る計装設備を確認。 	<p>(iv) 「表 2.3.1 原子炉補機冷却機能喪失時における重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 蒸気発生器での炉心冷却に係る計装設備として、1次冷却材高温側温度(広域)、1次冷却系圧力、蒸気発生器狭域水位等が挙げられていることを確認した。 ② 充てんポンプ(B、自己冷却式)による代替炉心冷却に係る計装設備として、1次冷却材圧力、加圧器水位、燃料取替用水タンク水位等が挙げられていることを確認した。 ③ 高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却に係る計装設備として、高圧注入流量、格納容器再循環サンプ水位(広域)、格納容器内温度、格納容器内圧力(広域)等が挙げられていることを確認した。
<p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 （原子炉補機冷却機能喪失の場合）</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 高圧再循環への切替条件を確認。 	<p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 燃料取替用水タンク水位計指示が 16%になれば、格納容器再循環サンプ水位計(広域)指示 70%以上を確認し、再循環切替操作を実施することが示されており、初期対策から安定停止状態に向けた対策への切り替える条件が明確となっていることを確認した。また、高圧再循環と併せて実施する格納容器内自然対流冷却については、準備が完了後、原子炉格納容器内温度が 110℃に到達すれば、ダクト開放機構が自動的に作動することを確認した。
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。 ② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。 ③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。 	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> ・ アニュラス排気ファンの起動 ・ 代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水 ・ 原子炉補機冷却系の復旧 ② 有効性評価上は期待しないが、アニュラス排気ファンの起動に係る手順については、「技術的能力 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」において整備されていることを確認した。代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水に係る手順については、「技術的能力 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」において整備されていることを確認した。原子炉補機冷却系の復旧に係る手順については、「技術的能力 1.5 最終ヒートシンクへの熱を輸送するための手順等」において整備されていることを確認した。また、事故対応に必要な監視計測に係る手順については、「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」で整理されており、本重要事故シーケンスで挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。 ③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。
<p>(vii) 上記の対策も含めて本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「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」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「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に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「表 2.2.1 全交流動力電源喪失時における重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>2) 「付録1 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について 別紙表 1-3-1 米国・欧州での重大事故対策に関する設備例との比較」において、代替補機冷却、海水系の代替手段代替について、米国・欧州での対策との比較を行っており、伊方3号炉の対策は国内外の先進的な対策と同等であることを確認した。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>（i）対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>（i）2 次系強制冷却、充てんポンプ(B、自己冷却式)による代替炉心注水に関連する設備として、タービン動補助給水ポンプ、補助給水タンク、主蒸気逃がし弁、充てんポンプ(B、自己冷却式)等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定停止状態に向けた対策に関連する格納容器再循環ユニット(A及びB)、ダクト開放機構、高圧注入ポンプ(B、海水冷却)等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>（i）対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても網羅的に記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 <p>（ii）事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>（i）対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「図2.3.3 事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手順の概要」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p> <p>（ii）事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>原子炉手動停止の判断</u>: 原子炉補機冷却水ポンプの全台停止等に原子炉補機冷却機能が喪失し、原子炉手動停止を判断。</p> <p><u>タービン動補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認</u>: 補助給水ライン流量計指示が80m³/hあることにより、補助給水流量の確立を確認。</p> <p><u>1次冷却材の漏えいの兆候がある</u>: 1次系冷却系圧力、原子炉格納容器内圧力・温度、格納容器内サンプル水位等のパラメータを監視することで、1次冷却材の漏えいがないことを監視。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>蒸気発生器への補助給水がある：全蒸気発生器への補助給水流量の合計値が80m³/hあることにより判断。</p> <p>大破断 LOCA でない：1次冷却材圧力が蓄圧タンク保持圧力以下まで急速に低下していない場合。</p> <p>1次系温度・圧力の維持判断：蓄圧タンクのN2ガスが1次系に混入するのを防止するため、1次冷却材圧力を1.7MPa[gage]で維持。</p> <p>蓄圧タンク出口弁閉止判断：1次冷却材圧力計指示が安定（1.7MPa[gage]到達）すれば蓄圧タンク出口弁を閉止。</p> <p>補助給水流量調整判断：蒸気発生器水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合は、蒸気発生器狭域水位計の指示範囲内に維持するように調整。</p> <p>1次系温度・圧力の維持判断：1次系の漏えい停止圧力であり、タービン動補助給水の運転継続可能な圧力に余裕をみた1次冷却材圧力計指示0.7MPa[gage]で維持。なお、崩壊熱の低下により2次系除熱量も少なくなるため主蒸気逃がし弁を徐々に閉止。</p> <p>高圧再循環への切替判断：燃料取替用水タンク水位計指示が16%となれば、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示70%以上を確認し、充てんポンプ（B、自己冷却式）による代替炉心注水から高圧注入ポンプ（B、海水冷却）による高圧再循環に切り替えて炉心へ注水。</p>
<p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>③ (i) タイムチャートは、「技術的能力 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」、「技術的能力 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」等を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 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」、「技術的能力 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」「技術的能力 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」、「技術的能力 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」、「技術的能力 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」、「技術的能力 1.5 最終ヒートシンクへの熱を輸送するための手順等」、「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水や原子炉補機冷却系の復旧等、(実際には行うが)解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本重要事故シーケンスの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>(参考：運転員等の操作時間に対する仮定)</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>(5) 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>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、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報等の発信時点から10分後に開始する。 b. a.の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、a.の操作から1分後に開始する。 c. 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。 d. 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。 e. その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。 <p>なお、運転員等は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作現場までのアクセスルート状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。</p>

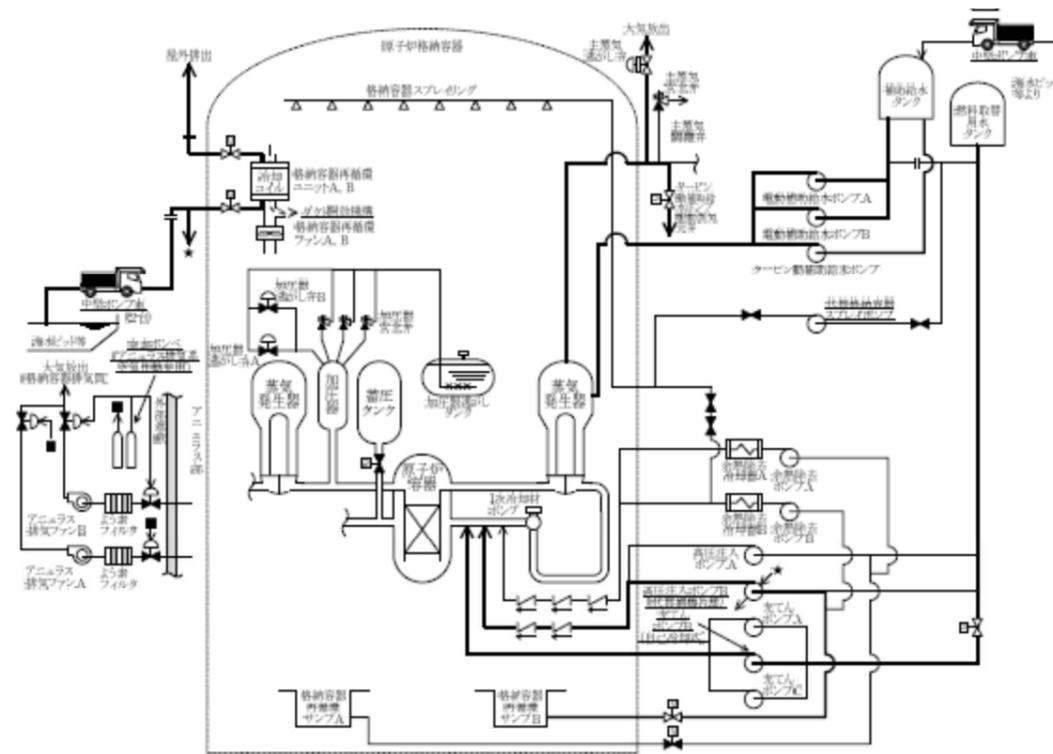


図 2.3.1 原子炉補機冷却機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図
注：下線は設計基準外現象から追加した設備であることを示す

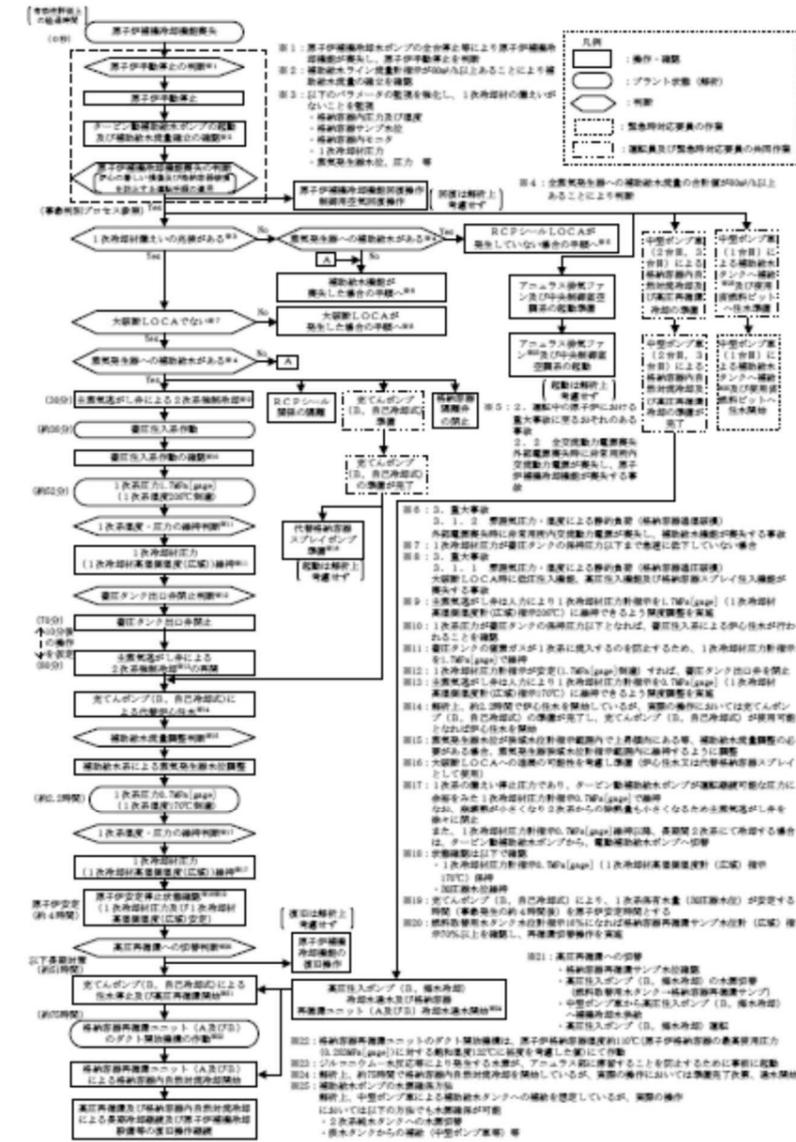


図 2.3.3 事故シナリオグループ「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手順の概要

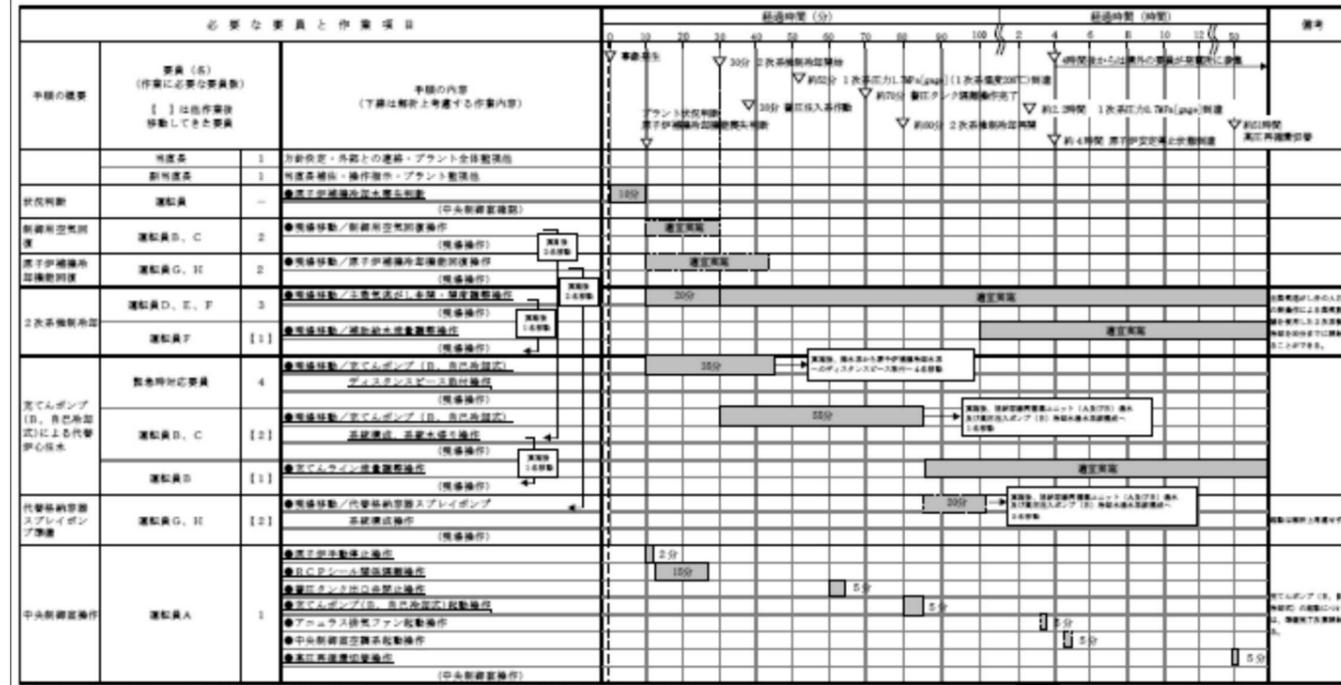


図 2.3.4 原子炉補機冷却機能喪失時の作業と所要時間（1 / 2）

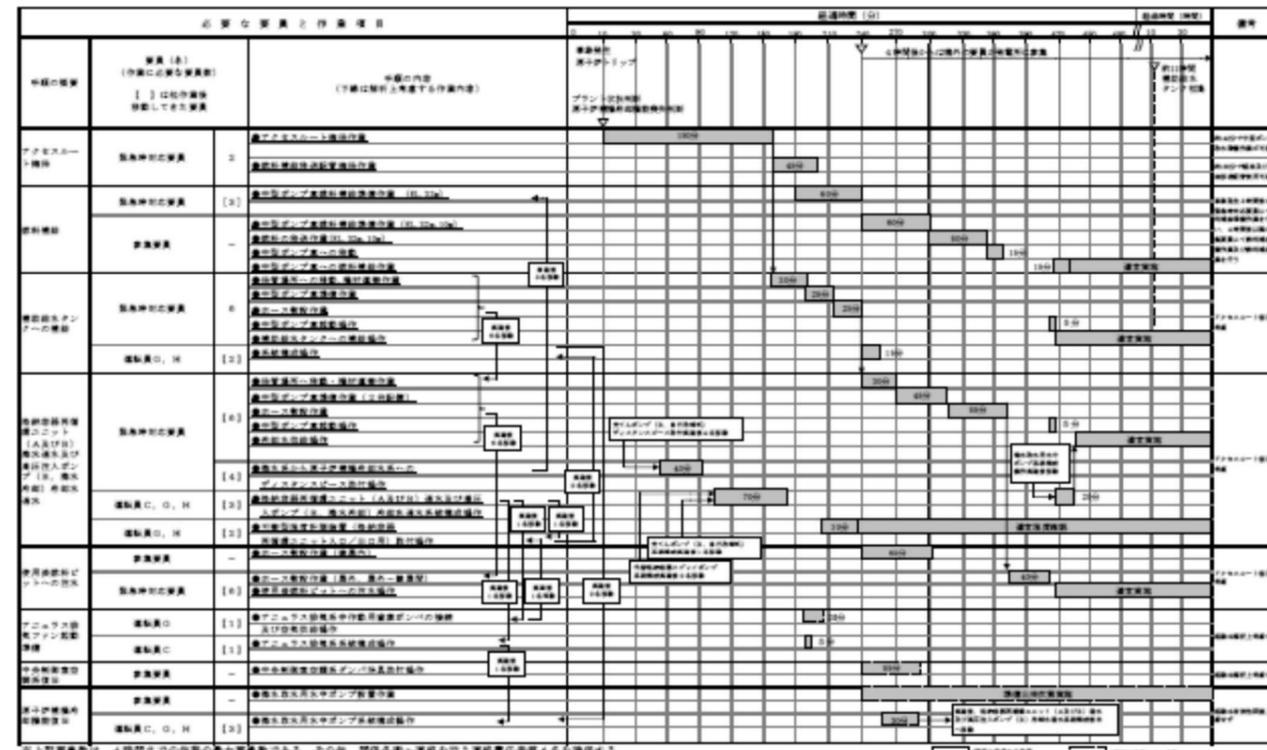


図 2.3.4 原子炉補機冷却機能喪失時の作業と所要時間（2 / 2）

2. 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(5) 複数の対策（例えば、常設設備と可搬型設備）がある場合には、各々の対策について有効性を評価することを基本とする。ただし、評価条件の包絡性が示すことができれば、包絡条件による有効性評価で代表してもよい。（例えば、起動に多くの人手及び時間を要し、かつ、容量が少ない可搬型設備の条件で常設設備の条件を包含させる場合。）</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、その理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されているかを確認。← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① PRA で選定された事故シーケンスは「原子炉補機冷却機能喪失時に RCP シール LOCA が発生する事故」であるが、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」との従属性を考慮して、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、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」を重要事故シーケンスとすることを確認した。</p> <p>② 本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスとして、PRA の手法等を踏まえて、重要事故シーケンス「原子炉補機冷却機能喪失時に RCP シール LOCA が発生する事故」を選定している。この事故シーケンスは、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」に従属して発生する事故シーケンスに含まれている。このため、対策に有効性があることを確認するために評価を行う重要事故シーケンスは、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、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」としている。これは、「全交流動力電源喪失」の重要事故シーケンスと同一である。このため、解析手法及び結果、不確かさの影響評価については、「全交流動力電源喪失」と同一であるとしていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>2）有効性評価ガイド 2.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>（i）評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <hr/> <p>（ii）使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p> <hr/> <p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p>
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（1）有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>（3）不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3）有効性評価ガイド 2.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) PWR</p> <p>c. 原子炉補機冷却機能喪失</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 原子炉補機冷却機能喪失の発生後、RCP シール LOCA が発生する。このとき、原子炉冷却材の補給に必要な原子炉補機冷却機能の確保に失敗することによって、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>(b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 取水機能の喪失又は原子炉補機冷却水系配管の破断等による原子炉補機冷却機能喪失を想定する。</p> <p>ii. 取水機能の喪失によって最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、2次冷却系からの除熱によって一定時間（7日間）、原子炉冷却機能が確保できることを仮定する。</p> <p>iii. RCP 全台のシール部からの原子炉冷却材の漏えいを仮定する。</p> <p>iv. 原子炉補機冷却機能の喪失に伴うサーマルバリアの冷却機能及びシール水注入機能喪失を仮定し、RCP シール部からの原子炉冷却材の漏えい率を設定する。</p> <p>(c) 対策例</p> <p>i. 代替最終ヒートシンク (UHS) によって原子炉補機冷却機能を確保し、高圧注入系及び格納容器スプレイ系等によって炉心冷却機能及び原子炉格納容器冷却機能を確保</p> <p>ii. RCP への代替シール水注入による原子炉冷却材漏えいの停止</p> <p>1. 主要解析条件の設定の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p>	<p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p>
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを</p>	<p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>確認。</p> <p>（原子炉補機冷却機能喪失の場合）</p> <p>③ RCP シール部からの漏えいや LOCA を想定する場合は、漏えい率の根拠が示されていることを確認</p>	
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（1）有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>（3）設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>（5）重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 炉心損傷防止対策の実施時間</p> <p>（a）炉心損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>（b）操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>（c）現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 炉心損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p>	<p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>（原子炉補機冷却機能喪失の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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確認。 ・ 主蒸気逃がし弁1個当たりの流量を確認。 ・ 蓄圧タンクの初期保持圧力を確認。 ・ 常設電動注入ポンプの注水流量を確認。 ・ RCP 封水戻りライン逃がし弁の閉止圧力を確認。 	
<p>(ii) 有効性評価ガイド 2.2.2(3)c. にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-3 上記1-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。</p> <p>(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。</p> <p>(b) 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の1.2倍又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(c) 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又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(d) 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又は限界温度を下回ること。</p> <p>1-5 上記1-3(a)の「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」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。</p> <p>(a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。</p> <p>(b) 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。</p> <p>1-6 上記1-3及び2-3の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果をj確認できるパラメータを確認。</p>	<p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（原子炉補機冷却機能喪失の場合）</p> <p>起因事象に関連するパラメータ：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ループ流量（RCP 停止により間接的に起因事象の発生を確認） <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 主蒸気逃がし弁流量 ・ 補助給水流量 ・ 炉心注水流量 ・ 原子炉格納容器温度（再循環ユニットダクト開放温度の確認） <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 2次系圧力 ・ 蒸気発生器水位 ・ 崩壊熱と2次系除熱量のバランス ・ 1次系圧力 ・ 1次系温度 ・ 漏えい流量と注水流量 ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 原子炉格納容器温度 <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること 	
<p>（ii）評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 燃料被覆管温度（酸化量） ② 1次冷却系の圧力損失を考慮した1次冷却系圧力 ③ 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度 	<p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p>
<p>（iii）初期の炉心防止対策により、炉心の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p>
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p>	<p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド2.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定停止状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び1次冷却系圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p>	

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

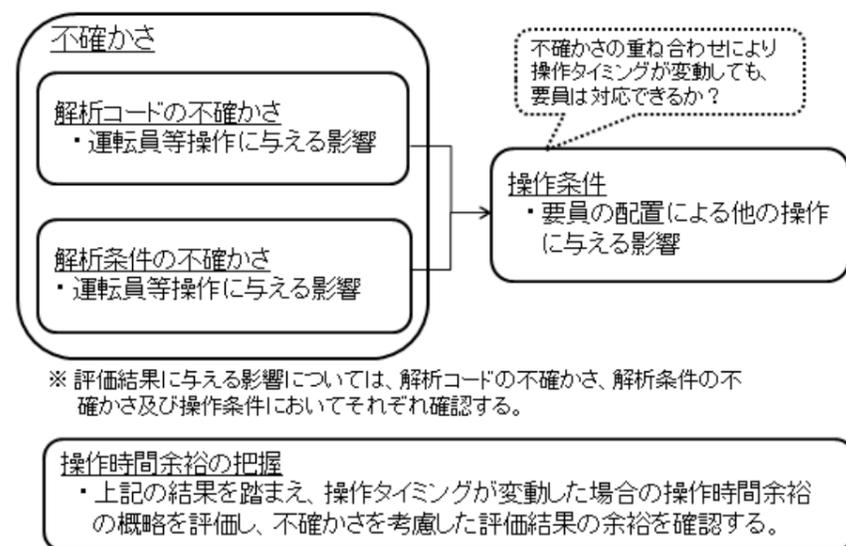
確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりが無いことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果に影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1) 解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3) 操作時間余裕を確認する。



審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（ii）解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象、起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが解析結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認</p>	

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(原子炉補機冷却機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② RCP シール部からの漏えい率の影響を確認。</p> <p>③ 蒸気発生器の2次側保有水量については、設計値ではなく標準値を採用しているため、その影響を確認。</p> <p>④ 原子炉格納容器の自由体積については、設計値ではなく保守的に小さな値を採用していたため、その影響を確認。</p>	<p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(原子炉補機冷却機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合の評価結果に与える影響を確認。</p> <p>② RCP シール部からの漏えい率が変動した場合の評価結果に与える影響を確認。</p> <p>③ 蓄圧タンクの初期保有水量が変動した場合の評価結果に与える影響を確認。</p>	<p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<ul style="list-style-type: none"> ④ 格納容器再循環ユニットの除熱特性が変動した場合の評価結果に与える影響を確認。 ⑤ 蒸気発生器の2次側保有水量については、設計値ではなく標準値を採用しているため、その影響を確認。 ⑥ 原子炉格納容器の自由体積については、設計値ではなく保守的に小さな値を採用していたため、その影響を確認。 	

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果</u>に与える影響の内容は妥当か。</p>	<p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。</p> <p>(原子炉補機冷却機能喪失の場合)</p> <p>① 2次系強制冷却操作の開始時間余裕を確認。</p> <p>② 蓄圧タンク出口弁の閉止操作の時間余裕を確認。</p>	<p>※ 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 （a）想定する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あつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>有効性評価ガイド 2.2 有効性評価に係る標準評価手法 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲 （4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について 1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。 （i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。 ① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。 ② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p> <p>（ii）本事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。 ① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、要員数、水源、燃料及び電源については、「全交流動力電源喪失」と同一であり、対応が可能である」としていることを確認した。</p> <p>① （ii）電源供給量の充足性について、要員数、水源、燃料及び電源については、「全交流動力電源喪失」と同一であり、対応が可能である」としていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(iii) 安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>① (iii) 水源の充足性について、要員数、水源、燃料及び電源については、「全交流動力電源喪失」と同一であり、対応が可能であるとしていることを確認した。</p>
<p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>(iv) 発災から7日間の資源、水源の充足性について、要員数、水源、燃料及び電源については、「全交流動力電源喪失」と同一であり、対応が可能であるとしていることを確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた炉心損傷防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から炉心損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している2次系強制冷却、原子炉補機冷却システムによる冷却が不要な代替ポンプを用いた代替炉心注水等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>申請者が「全交流動力電源喪失」と同じ重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、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」を選定していることから、その解析手法及び結果、不確かさの影響評価について、「全交流動力電源喪失」と同一としていることは妥当と判断した。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者が「全交流動力電源喪失」と同一としていることは妥当と判断した。</p> <p>「IV-1.1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、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」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

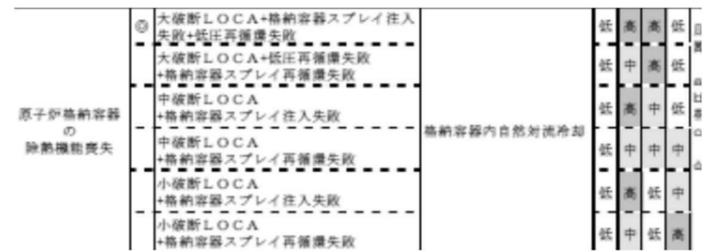
原子炉格納容器の除熱機能喪失

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策	2. 4-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	2. 4-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方	2. 4-3
(3) 炉心損傷防止対策	2. 4-4
2. 炉心損傷防止対策の有効性評価	2. 4-10
(1) 有効性評価の方法	2. 4-10
(2) 有効性評価の条件	2. 4-12
(3) 有効性評価の結果	2. 4-16
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	2. 4-19
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	2. 4-21
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	2. 4-22
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	2. 4-22
b. 操作条件	2. 4-24
(3) 操作時間余裕の把握	2. 4-25
4. 必要な要員及び資源の評価	2. 4-26
5. 結論	2. 4-28

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（炉心損傷防止対策の有効性評価：原子炉格納容器除熱機能喪失）

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）																															
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 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」における事故シーケンスは、以下の6つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故 ・ 大破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能及び低圧再循環機能が喪失する事故 ・ 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 ・ 中破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・ 小破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・ 小破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 <p>(PRA まとめ資料抜粋)</p>  <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">事故シナリオ</th> <th colspan="3">格納容器内自然対流冷却</th> </tr> <tr> <th>低</th> <th>中</th> <th>高</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>大破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗+低圧再循環喪失</td> <td>低</td> <td>中</td> <td>高</td> </tr> <tr> <td>大破断LOCA+低圧再循環喪失+格納容器スプレイ再循環喪失</td> <td>低</td> <td>中</td> <td>高</td> </tr> <tr> <td>中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗</td> <td>低</td> <td>中</td> <td>高</td> </tr> <tr> <td>中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環喪失</td> <td>低</td> <td>中</td> <td>中</td> </tr> <tr> <td>小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗</td> <td>低</td> <td>低</td> <td>中</td> </tr> <tr> <td>小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環喪失</td> <td>低</td> <td>中</td> <td>高</td> </tr> </tbody> </table>	事故シナリオ	格納容器内自然対流冷却			低	中	高	大破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗+低圧再循環喪失	低	中	高	大破断LOCA+低圧再循環喪失+格納容器スプレイ再循環喪失	低	中	高	中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	低	中	高	中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環喪失	低	中	中	小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	低	低	中	小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環喪失	低	中	高
事故シナリオ	格納容器内自然対流冷却																															
	低	中	高																													
大破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗+低圧再循環喪失	低	中	高																													
大破断LOCA+低圧再循環喪失+格納容器スプレイ再循環喪失	低	中	高																													
中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	低	中	高																													
中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環喪失	低	中	中																													
小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	低	低	中																													
小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環喪失	低	中	高																													

※ 本資料の確認結果に記載の図表番号については、補足説明資料の図表番号であり、原子炉設置変更許可申請書の図表番号とは異なる。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p>	<p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、原子炉格納容器の除熱機能の喪失に伴い、原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制できないため、原子炉格納容器の先行破損に至り、その後、格納容器再循環サンプ水の減圧沸騰が生じることで炉心注水が継続できなくなることから、炉心損傷に至ることを確認した。具体的には、「原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能又は格納容器スプレイ再循環機能が喪失する。炉心への注水は、冷却器を経由しない高圧注入ポンプによる高圧再循環により継続するが、原子炉格納容器内の除熱機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制できなくなり、原子炉格納容器が過圧破損に至る（原子炉格納容器先行破損）。その後、格納容器再循環サンプに貯水される水の減圧沸騰が生じ、再循環による炉心注水が継続できなくなり、炉心損傷に至る」であり、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、炉心損傷を防止するためには、原子炉格納容器内からの除熱を行うための代替策を実施する必要があることを確認した。長期的な対策としては、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって炉心の除熱を行う必要があることを確認した。</p>

(3) 炉心損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>(i) 本事故シーケンスグループでは、1次冷却材の漏えい及び格納容器スプレイ注入機能、低圧注入機能の喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表 2.4.1 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における重大事故等対策について」において、1次冷却材の漏えい判断に係る計装として1次冷却材圧力、加圧器水位等が、格納容器スプレイ注入機能喪失の判断に係る計装として、格納容器スプレイラインB積算流量計、格納容器温度等が、低圧再循環機能喪失の判断に係る計装設備として、余熱除去ループ流量等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の炉心損傷防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、高圧注入ポンプ等による炉心注水を実施する。このため、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、燃料取替用水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。さらに、格納容器内自然対流冷却を継続的に実施する。このため、窒素ポンプ（原子炉補機冷却水サージタンク用）を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器再循環ユニット（A及びB）、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水サージタンク等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。初期の炉心損傷防止対策である、ECCSによる炉心注水に係る重大事故等対処設備については、「表 2.4.1 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における重大事故等対策について」において、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、燃料取替用水タンク等が挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。また、格納容器内対流冷却に係る手順については、「技術的能力 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」において整理されていること、必要な設備については、「表 2.4.1 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における重大事故等対策について」において、当該対策に必要な重大事故等対処設備として、格納容器再循環ユニット（A及びB）、原子炉補機冷却水ポンプ等が挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態（低温停止状態[*]）へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>※有効性評価ガイドでは、安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）と定義されている。</p> <p>② 炉心の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p>	<p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備について、格納容器再循環サンプ水位及び燃料取替用水タンク水位がそれぞれ再循環切替条件に到達すれば、高圧再循環運転による炉心冷却に移行する。このため、高圧注入ポンプ、格納容器再循環サンプ等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定停止状態に向けた対策である高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却に係る手順については、「技術的能力 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」で整備されていることを確認した。また当該対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表 2.4.1 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における重大事故等対策について」において、高圧再循環で用いる重大事故等対処設備として、高圧注入ポンプ、格納容器再循環サンプ等が挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 炉心の冷却状態の長期維持については①に示すとおり、高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却を実施することにより最終ヒートシンクへ熱を逃がせることから、炉心の冷却状態及び原子炉格納容器の閉じ込め機能を長期的に維持できることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 2.4.5 安定停止状態について（大破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故））において、本重要事故シーケンスにおける安定停止状態は、「原子炉安定停止状態として、高圧再循環の継続により炉心の冷却が維持されている状態とする」としていることが示されている。</p>
<p>(iv) 初期の炉心損傷防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(CV 除熱機能喪失の場合)</p> <p>① 燃料取替用水タンクを水源とした ECCS による炉心注水に係る</p>	<p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表 2.4.1 「原子炉格納容器の除熱機能喪失」における重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 燃料取替用水タンクを水源とした ECCS による炉心注水に係る計装設備として、高圧注入ライン流量、余熱除去ループ流量、燃料取替用水タンク水位、加圧器水位等が挙げられていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>計装設備を確認。</p> <p>② 高圧再循環及び格納容器自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p>	<p>② 高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却に係る計装設備として、高圧注入ライン流量、格納容器再循環サンプ水位（広域）、格納容器圧力等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (CV 除熱機能喪失の場合)</p> <p>① 高圧再循環による炉心冷却への移行条件を確認。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 燃料取替用水タンク水位計指示が16%になれば格納容器再循環サンプ水位（広域）指示70%以上を確認し、再循環切替操作を実施することが示されており、初期対策から安定停止状態に向けた対策への切り替える条件が明確となっていることを確認した。また、高圧再循環と併せて実施する格納容器内自然対流冷却については、格納容器スプレイ注入機能喪失を判断した段階で格納容器内自然対流冷却の準備に着手し、原子炉格納容器内温度が110°Cに到達すればダクト開放機構が自動的に作動することを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器スプレイ注入機能回復 ・ 2次系強制冷却 ・ 燃料取替用水タンクへの補給 ・ 代替格納容器スプレイポンプ起動 ・ 低圧再循環機能回復 <p>② 燃料取替用水タンクへの補給に係る手順については、「技術的能力1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」において整備されていること、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイに係る手順については、「技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」において整備されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「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」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「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に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表2.6.1 ECCS 注水機能喪失時における重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） (炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>2) 「付録1 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について 別紙表1-3-1 米国・欧州での重大事故対策に係る設備例との比較」において、原子炉格納容器除熱機能について、米国・欧州での対策との比較を行っており、伊方3号炉の対策は国内外の先進的な対策と同等であることを確認した。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p>	<p>(i) ECCSによる炉心注水に関連する設備として、高圧注入ポンプA、高圧注入ポンプB、余熱除去ポンプ、燃料取替用水タンク等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定停止状態に向けた対策である高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却に関連する設備として格納容器再循環ユニット(A及びB)、高圧注入ポンプ、格納容器再循環サンプ等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準、判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても網羅的に記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 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」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>蓄圧注入系作動の確認</u>：1次系圧力が蓄圧タンク保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われていることを確認。</p> <p><u>1次冷却材の漏えい判断</u>：格納容器内圧力及び温度、格納容器サンプ水位、格納容器内モニタ、1次冷却材圧力、蒸気発生器圧力・水位等のパラメータにより判断。</p> <p><u>格納容器スプレイ注入機能喪失の判断</u>：原子炉格納容器スプレイ系の作動圧力(0.127MPa[gage])において、格納容器スプレイポンプの起動失敗等により格納容器スプレイライン流量が確認できない場合は、格納容器スプレイ注入機能喪失と判断。</p> <p><u>再循環への切替判断</u>：燃料取替用水タンク水位計指示が16%になれば格納容器再循環サンプ水位（広域）指示70%以上を確認し、再循環切替操作を実施。</p> <p><u>低圧再循環機能喪失の判断</u>：余熱除去流量の指示がない等により、低圧再循環機能の喪失を判断。</p> <p><u>原子炉安定停止状態確認</u>：高圧再循環の継続により炉心の冷却が維持されており、1次冷却材圧力及び温度が安定していることを確認。</p> <p><u>原子炉格納容器安定状態確認</u>：格納容器内圧力（広域）及び格納容器内温度が低下傾向であることを確認。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「図2.4.3 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」の対応手順の概要（重要事故シーケンス「大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」の事象進展）」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>
<p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p>	<p>(i) タイムチャートは「技術的能力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」等を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は、「技術的能力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」、「技術的能力1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」、「技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 燃料取替用水タンクへの補給操作、格納容器スプレイ注入機能や低圧再循環機能の回復操作等、（実際には行わが）解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本重要事故シーケンスの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>⑤ 要員の操作時間については、「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p> <p>(5) 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、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報等の発信時点から10分後に開始する。 b. a.の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、a.の操作から1分後に開始する。 c. 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。 d. 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。 e. その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。 <p>なお、運転員等は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作現場までのアクセスルート状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。</p>

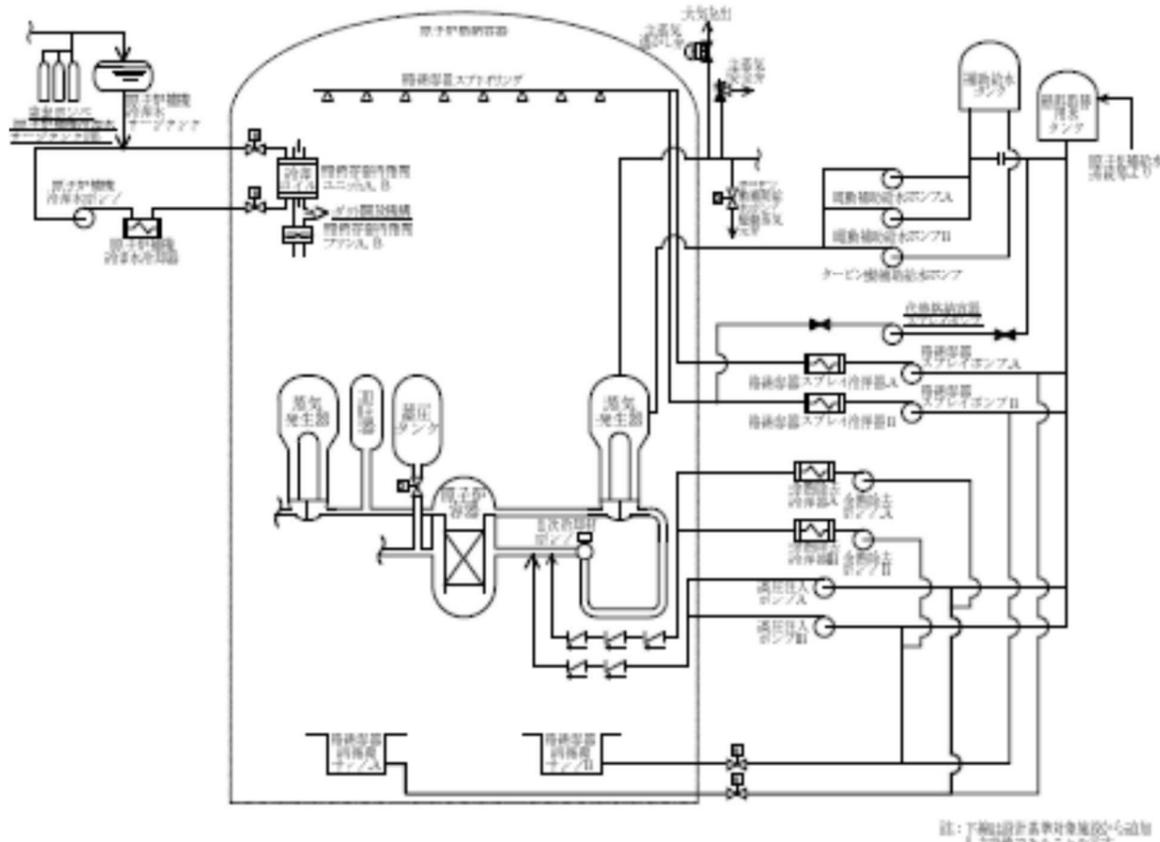


図 2.4.1 事故シナリオ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」時の
重要事故シナリオ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」時の

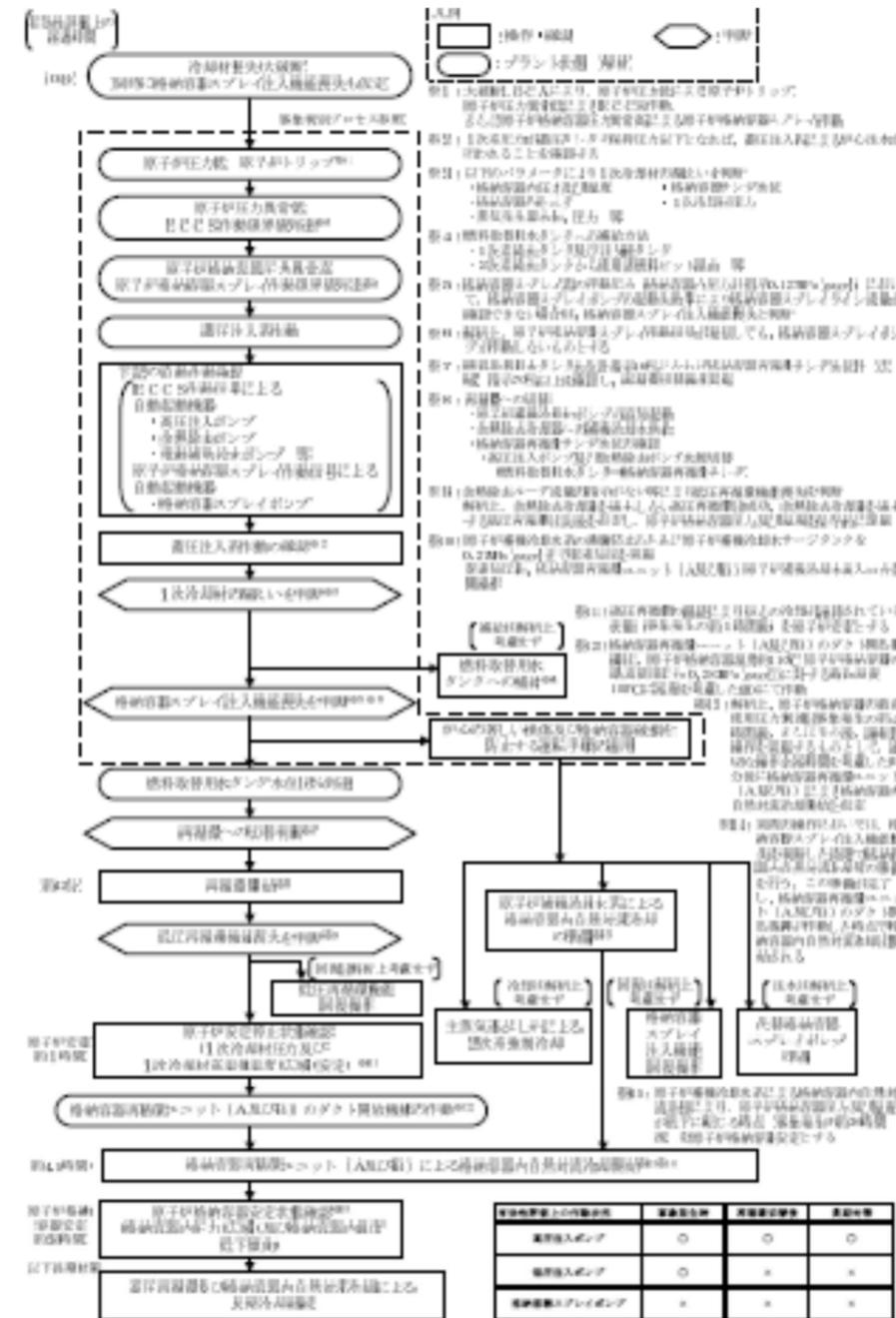


図 2.4.3 事故シナリオ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の
対応手順の概要
（重要事故シナリオ「大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び
低圧再循環機能が喪失する事故」の事象進展）

必要な措置と作業項目			経過時間(分)	経過時間(分)	経過時間(分)	備考
作業の概要	作業の区分	作業の内容等 (作業は開始し作業終了する作業内容)	10	20	30	
	作業の種別	作業の種別	30	40	50	
作業の種別	作業の種別	作業の種別	100	110	120	
	作業の種別	作業の種別	130	140	150	
	作業の種別	作業の種別	160	170	180	
	作業の種別	作業の種別	190	200	210	
作業の種別	作業の種別	作業の種別	220	230	240	
	作業の種別	作業の種別	250	260	270	
作業の種別	作業の種別	作業の種別	280	290	300	
	作業の種別	作業の種別	310	320	330	
作業の種別	作業の種別	作業の種別	340	350	360	
	作業の種別	作業の種別	370	380	390	
作業の種別	作業の種別	作業の種別	400	410	420	
	作業の種別	作業の種別	430	440	450	
作業の種別	作業の種別	作業の種別	460	470	480	
	作業の種別	作業の種別	490	500	510	
作業の種別	作業の種別	作業の種別	520	530	540	
	作業の種別	作業の種別	550	560	570	
作業の種別	作業の種別	作業の種別	580	590	600	
	作業の種別	作業の種別	610	620	630	
作業の種別	作業の種別	作業の種別	640	650	660	
	作業の種別	作業の種別	670	680	690	
作業の種別	作業の種別	作業の種別	700	710	720	
	作業の種別	作業の種別	730	740	750	
作業の種別	作業の種別	作業の種別	760	770	780	
	作業の種別	作業の種別	790	800	810	
作業の種別	作業の種別	作業の種別	820	830	840	
	作業の種別	作業の種別	850	860	870	
作業の種別	作業の種別	作業の種別	880	890	900	
	作業の種別	作業の種別	910	920	930	
作業の種別	作業の種別	作業の種別	940	950	960	
	作業の種別	作業の種別	970	980	990	
作業の種別	作業の種別	作業の種別	1000	1010	1020	
	作業の種別	作業の種別	1030	1040	1050	

図2.4.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失（大破断LOCA時に格納容器スプレッドシートの破損）の作業と所要時間

※1. 作業時間は、4時間までの作業の最大作業量である。その他、関係箇所へ連絡を行う連絡時間等も4時間を確保する。
 ※2. 備付及び作業における作業時間は、作業への準備時間、作業時間、作業時間等を考慮した想定時間として記載する。

2. 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(5) 複数の対策（例えば、常設設備と可搬型設備）がある場合には、各々の対策について有効性を評価することを基本とする。ただし、評価条件の包絡性が示すことができれば、包絡条件による有効性評価で代表してもよい。（例えば、起動に多くの人手及び時間を要し、かつ、容量が少ない可搬型設備の条件で常設設備の条件を包含させる場合。）</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRAの評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 選定された重要事故シーケンスはPRAで選定されたシーケンスと同一であることを確認した。</p> <p>② 本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「大破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」を選定する。</p> <p>これは、対策に必要な設備容量の観点では、1次冷却材の流出流量が多いため大きな容量を必要とすること、また、対策の実施に対する余裕時間の観点では、事象初期から格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱及び低圧再循環による炉心冷却ができないため余裕時間が短いことなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定することを確認した。重要事故シーケンスの選定にあたっては、有効性評価ガイド2.2.3の着眼点を踏まえ、破断口径の大きさによる原子炉格納容器内への1次冷却材の流出流量が多いことから、原子炉格納容器内の除熱時に要求される設備容量の観点で厳しく、また、事象初期から格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱及び再循環切替後の低圧再循環による炉心冷却が期待できず、原子炉格納容器の圧力及び温度上昇が速いことから、運転員等操作の余裕時間の観点で厳くなる「大破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとすることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p>	<p>(i) 本重要事故シーケンスにおける重要現象として、炉心における崩壊熱、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並びに格納容器再</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド 2.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>(i) 評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <p>(ii) 使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が挙げられていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である「原子炉格納容器内の構造材と水蒸気との間の熱伝達、原子炉格納容器内の構造材内部の熱伝導、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却モデル等を取り扱うことができる MAAP を用いる」ことを確認した。MAAP の適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>補足説明資料（添付資料 2.4.3 解析コード MAAP の大破断 LOCA への適用性について（原子炉格納容器の除熱機能喪失））において、MAAP コードは大破断 LOCA 初期の燃料被覆管最高温度及び炉心水位、原子炉格納容器温度・圧力については適用性が低いものの、事象初期以降の過渡応答については現行の DBA コードと概ね同程度の評価が行えることが示されている。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド 2.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) PWR</p> <p>d. 原子炉格納容器の除熱機能喪失</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>a) LOCA の発生後、原子炉格納容器の除熱機能喪失によって、原子炉格納容器が先行破損し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>(b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>a) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断を想定する。</p> <p>b) 格納容器スプレイ系の機能喪失を想定する。</p> <p>(c) 対策例</p> <p>a) 格納容器スプレイ系の代替手段による原子炉格納容器の除熱機能の確保</p>	
<p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p>	<p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はあるものとする。これは、ECCS の作動が早くなり、再循環切替時期が早くなることで、より高温の原子炉格納容器サンプ水で再循環することになり、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが大きくなることから、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点では、厳しい設定となることを確認した。</p> <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、大破断 LOCA が発生するものとし、破断位置は、低温側配管（原子炉圧力容器と ECCS の注水配管の間）とする。これは、蒸気発生器 2 次側保有水の保有する熱量が原子炉格納容器内に放出されることなどにより、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点では、厳しい設定となることを確認した。具体的には、起因事象として、大破断 LOCA が発生するものとする。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 ECCS の注水配管との間において破断するものとし、破断口径は、低温側配管の口径である約 0.70m (27.5inch) の完全両端破断であることを確認した。安全機能喪失の仮定は、格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能の喪失であり、起因事象や安全機能喪失の仮定は、PRA の評価で選定した重要事故シーケンスと一致した内容であることを確認した。</p> <p>② 「表 2.4.2 主要解析条件」において、初期条件、事故条件について炉心崩壊熱 1 次系圧力/温度、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（1）有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>（3）設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>（5）重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 炉心損傷防止対策の実施時間</p> <p>（a）炉心損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>（b）操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>（c）現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 炉心損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>（i）使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>(CV 除熱機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 非常用炉心冷却設備作動信号の設定を確認。 ・ 高圧注入ポンプ、低圧注入ポンプの使用台数、評価で用いる注入特性とその理由を確認。 ・ 補助給水ポンプの使用台数と流量を確認。 ・ 蓄圧タンクの初期圧力、保有水量を確認 ・ 再循環切替の設定水位を確認。 	<p>(i) 機器条件として、<u>炉心注水流量は、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプそれぞれ2台使用時の最大注入特性を用いる。最大注入特性とした場合、破断口からの1次冷却材の放出量が増加することで、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが大きくなることから、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点では、厳しい設定となる。また、格納容器再循環ユニットは2基使用し、除熱特性については1基当たり、原子炉格納容器温度100～155℃に対して、除熱量約1.9～約8.1MWを用いる</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「表2.4.2 主要解析条件」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。 <u>ECCS 作動信号</u>：原子炉圧力低（12.73MPa[gage]、応答時間2.0秒）を用いることを確認した。その理由として、トリップ設定値に計器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、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。 <u>高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプの使用台数、注入特性</u>：破断口からの流出流量が多くなり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが増加することから、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点で厳しくなるよう、再循環切替前は高圧注入ポンプ2台及び余熱除去ポンプ2台を使用するものとし、再循環切替後は低圧再循環機能喪失を想定するため、高圧注入ポンプ2台を使用する。また、設計値に注水配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性（高圧注入特性：0～約350m³/h、0～約15.6MPa[gage]、低圧注入特性：0～約1820m³/h、0～約1.3MPa[gage]）を用いる。 <u>補助給水ポンプ</u>：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ECCS作動限界値到達から60秒後に給水を開始する設定とし、流量は蒸気発生器3基あたり280m³/hと設定。 <u>蓄圧タンク</u>：炉心への注水のタイミングを遅くする観点及び炉心注水を少なくする観点で、最低保持圧力及び最低保有水量（4.04MPa[gage]、29.0m³/基）として設定。 <u>再循環切替設定水位</u>：再循環切替設定水位として、燃料取替用水タンク水位低（16%）到達水位を設定。</p>
<p>(ii) 有効性評価ガイド2.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(iii) 本重要事故シーケンスにおいて、安全機能の喪失を仮定している高圧注入機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性[*]による時間内であることを確認。</p> <p>[*] 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>本重要事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、高圧及び低圧再循環切替操作、有効性評価上は期待しない2次系強制冷却については中央制御室からの操作であり、現場操作はない。</p> <p><u>燃料取替用水タンクへの補給操作（有効性評価上、期待しない操作）</u>：「技術的能力1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員1名及び現場の緊急時対応要員2名であり、現場での系統構成に15分と想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。なお、中央制御室での燃料取替用水タンクへの補給操作は有効性評価上、考慮しない。</p> <p><u>格納容器内自然対流冷却</u>：「技術的能力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」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員1名、現場対応の運転員6名であり、現場での原子炉補機冷却水系加圧操作に30分、格納容器再循環ユニット(A及びB)への冷却水通水操作に20分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、<u>格納容器内自然対流冷却の開始時間は、現場での原子炉補機冷却水サージタンクの加圧操作等に必要な時</u></p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>間を考慮し、原子炉格納容器の最高使用圧力到達から30分後とすることを確認した。この設定は「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」に倣ったものあることを確認した。さらに、実際には行うが有効性評価上は期待しない現場操作である、格納容器スプレイ注入機能や低圧再循環機能の回復操作、燃料取替用水タンクへの補給操作における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間としていることを確認した。</p> <p>③ 格納容器内自然対流冷却は解析上、原子炉格納容器の最高使用圧力到達30分後から格納容器内自然対流冷却が開始されるが、実際の操作においては、格納容器スプレイ注入機能喪失を判断した段階で格納容器内自然対流冷却の準備を行うことを確認した。本操作に関する操作余裕時間の評価については、「(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(設置許可基準規則第 37 条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-3 上記1-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。 (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。 (b) 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の1.2倍又は限界圧力を下回ること。 (c) 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又は限界圧力を下回ること。 (d) 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又は限界温度を下回ること。</p> <p>1-5 上記1-3(a)の「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」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。 (a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。 (b) 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。</p> <p>1-6 上記 1-3 及び 2-3 の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。</p>	
<p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果をj確認できるパラメータを確認。</p>	<p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷の恐れに至るプロセス、初期の炉心損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 図 2.4.5、図 2.4.6 より、事象発生と同時に破断流量が確認できるとともに1次冷却系圧力が急激に低下していることから大破断 LOCA が発生していることを確認したこと、破断口径の相違に応じた破断流量の挙動となっていることを確認した。 補足説明資料（添付資料 2.4.10 原子炉格納容器の除熱機能喪失時における事象初期の応答について）において、図 2.4.5 と図 2.4.6 の事象初期部分の拡大図が示されている。</p> <p>③ 図 2.4.8 より、低圧注入流量は再循環切替時点でゼロとなっており、安全機能の喪失の仮定どおり低圧再循環機能が喪失していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(CV 除熱機能喪失の場合) 起因事象に関連するパラメータ： ・ 1次冷却系圧力 ・ 破断流量 動的機器の作動状況： ・ 高圧注入流量 ・ 低圧注入流量 対策の効果： ・ 原子炉容器内水位 ・ 燃料被覆管温度 原子炉格納容器の除熱状況： ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 原子炉格納容器温度 ・ 格納容器再循環ユニットによる除熱量</p> <p>記載要領（例） ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</p>	<p>また、図 2.4.7 より、高圧注入流量は評価期間を通じて約 100kg/s（→350ton/h）の流量を確認できることから、機器条件で設定したとおりの高圧注入流量が得られていることを確認した。</p> <p>④ 図 2.4.9、図 2.4.10、図 2.4.12、図 2.4.13、図 2.4.13、図 2.4.14 より、高圧再循環により炉心は冠水状態を維持することから、燃料被覆管温度は有意な温度上昇を示していないことを確認した。また、高圧再循環と併せて実施する格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱が確立（除熱量は約 11MW）することから格納容器再循環サンプル水温はサブクールを維持すること、原子炉格納容器内圧力・温度の上昇は抑制できることから、本事故シーケンスグループの特徴である原子炉格納容器の先行破損を回避するとともに炉心への注水が継続できていることを確認した。</p>
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。 ① 燃料被覆管温度（酸化量） ② 1次冷却系の圧力損失を考慮した1次冷却系圧力 ③ 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、大破断 LOCA の発生後、一時的に炉心が露出するものの ECCS による炉心注水により再冠水し、その後は高圧再循環により炉心の冠水状態が維持される。これらの期間を通じて燃料被覆管温度が最も上昇するのは、事象初期であるため、設計基準事故（原子炉冷却材喪失）の解析結果を参照する。その結果、PCT は約 1,039℃であり、1,200℃を超えることはない。燃料被覆管の酸化量は約 4.0%であり、15%以下である。また、1次冷却系の最高圧力は約 16.2MPa[gage]に抑えられる。1次冷却材が原子炉格納容器内に漏えいすることで原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、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を行うことにより、原子炉格納容器の最高圧力は約 0.340MPa[gage]に、原子炉格納容器の最高温度は約 133℃に抑えられることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 燃料被覆管温度は、MAAP の評価結果においては事故発生当初の値（340℃）以下となっていること、燃料被覆管温度の観点で本重要事故シーケンスよりも厳しい条件である既存の DBA 解析結果においては燃料被覆管温度の最高値は 1039℃であり、評価期間を通じて 1200℃以下となっていることを確認した。また、当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。（DBA の解析結果では、被覆管の酸化割合は約 4%に留まっている。）</p> <p>② 本重要事故シーケンスでは LOCA を想定しており、1次系圧力は初期値である 15.6MPa[gage]以下にとどまり、評価期間を通じて最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回っていることを確認した。</p> <p>③ LOCA の発生により 1次冷却材が原子炉格納容器へと移行すれば、原子炉格納容器圧力・温度は上昇するが、原子炉格納容器圧力・温度の最高値はそれぞれ、約 0.340MPa[gage]、約 133℃であり、それぞれ評価項目を満足していることを確認した。</p>
<p>(iii) 初期の炉心防止対策により、炉心の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、図 2.4.9、図 2.4.10にあるとおり、初期の炉心損傷防止対策である格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の先行破損を防止するとともに炉心へ注水することにより、燃料被覆管の温度は 1200℃以下に抑えられていることから炉心の著しい損傷は防止できていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド2.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>（i）原子炉が安定停止状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び1次冷却系圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p>	<p>（i）安定停止状態になるまでの評価について、高圧再循環運転による炉心冷却及び格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器内からの除熱により、原子炉を安定停止状態へ移行させることができるとしていることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 図2.4.9、図2.4.10にあるとおり、高圧再循環及び格納容器内自然対流冷却により事象発生後72時間時点においても炉心気泡水位はTAF以上を維持することから燃料被覆管温度は低く抑えられていること、図2.4.12、図2.4.13、図2.4.14にあるとおり格納容器再循環サンプル水はサブクールを維持していること、原子炉格納容器内圧力・温度の上昇は抑制できていることから原子炉安定停止状態を維持できていることを確認した。なお、有効性評価上は期待していないが、余熱除去系や格納容器スプレイ系が回復すれば、これらの設備の作動により更なる原子炉格納容器圧力・温度の低下を促進させることが可能であることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料2.4.5 安定停止状態について（大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故））において、本重要事故シーケンスにおける安定停止状態は、「原子炉安定停止状態として、高圧再循環の継続により炉心の冷却が維持されている状態とする」としていることが示されている。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

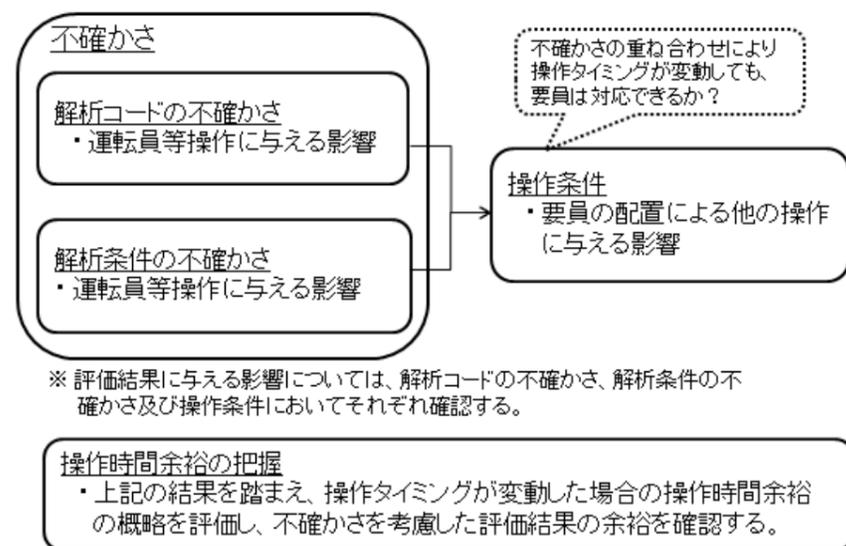
確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1) 解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3) 操作時間余裕を確認する。



審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。また、「1.1(4) 有効性評価における解析条件の設定」において、「解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、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」としていることを確認した。</p> <p>参考：「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(ii) 解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>(参考：1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針)</p> <p>1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。</p> <p>不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p> <p>(ii) 不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、原子炉格納容器の最高使用圧力到達を起点に操作を開始する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であることを確認した。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象*の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響は以下の通りであることを確認した。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、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の不確かさとして、HDR 実験との比較から、原子炉格納容器圧力を 1 割程度高く、原子炉格納容器温度を十数℃程度高く評価する可能性があることが示されており、解析コードが有する不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさを踏まえた場合、解析では原子炉格納容器圧力を 1 割程度高く、原子炉格納容器温度を十数℃程度高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなることから、原子炉格納容器の圧力を起点としている格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなることを確認した。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが解析結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、MAAP では、LOCA について解析した場合、試験データと比較して原子炉格納容器圧力を数十 kPa 程度、温度を十数℃程度高く評価する傾向があり、事象進展の観点では保守的（厳しめ）な結果を与えることが示されている。実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果よりも低くなり、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに対する影響の具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、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の不確かさとして、HDR 実験との比較から、原子炉格納容器圧力を 1 割程度高く、原子炉格納容器温度を十数℃程度高く評価する可能性があることが示されており、解析コードが有する不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、解析では原子炉格納容器圧力を 1 割程度高く、原子炉格納容器温度を十数℃程度高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 2.4.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉格納容器の除熱機能喪失））において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(CV 除熱機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 破断口径の影響を確認。</p> <p>③ 原子炉格納容器の自由体積、ヒートシンクの影響を確認</p> <p>④ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。</p> <p>⑤ 蒸気発生器の2次側保有水量の影響を確認。</p> <p>⑥ 燃料取替用水タンクの保有水量の影響を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響については、初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、破断口径、格納容器再循環ユニットの除熱特性について影響評価を行うことを確認した。影響評価内容は以下のとおり。なお、伊方3号炉は蒸気発生器2次側保有水量、燃料取替用水タンク水量に設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定していることから、実際の原子炉格納容器圧力の上昇は遅くなり、格納容器内自然対流冷却の開始タイミングは解析結果よりも遅くなることを確認した。</p> <p>② 解析では低温側配管の完全両端破断を想定していることから、破断口径の変動を考慮した場合には、解析条件として設定している破断口径より小さくなるため、破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少することにより、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。このため、原子炉格納容器の圧力を起点としている格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなることを確認した。</p> <p>③ 原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮し、最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件として設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。このため、原子炉格納容器の圧力を起点としている格納容器内自然対流冷却の開始が遅くなることを確認した。</p> <p>④ 格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合の除熱特性の設計値を考慮した場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。しかしながら、格納容器内自然対流冷却は、開始前の原子炉格納容器の圧力を起点としていることから、運転員等操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料2.4.7 格納容器再循環ユニットの粗フィルタを取外した場合の事象進展について）において、粗フィルタを取り外した場合の感度解析の結果が示されている。</p> <p>⑤ 該当なし。</p> <p>⑥ 該当なし。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(CV 除熱機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 破断口径の影響を確認。</p> <p>③ 原子炉格納容器の自由体積、ヒートシンクの影響を確認。</p> <p>④ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。</p> <p>⑤ 蒸気発生器の2次側保有水量の影響を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響については、<u>本重要事故シーケンスにおいては、起因事象として低温側配管の完全両端破断が発生するものとしており、破断口径の変動を考慮した場合には、解析条件として設定している破断口径より小さくなる。このため、破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。格納容器再循環ユニットの除熱特性を、粗フィルタを撤去した場合の除熱特性として感度解析を実施した。その結果、評価項目に対する余裕は大きくなる</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。なお、伊方3号炉は蒸気発生器2次側保有水量、燃料取替用水タンク水量に設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しており、実際には解析設定値よりも小さいことから、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが減少し、原子炉格納容器圧力・温度の上昇は抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② 解析では低温側配管の完全両端破断を想定していることから、破断口径の変動を考慮した場合には、解析条件として設定している破断口径より小さくなるため、破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>③ 原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮し、最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件として設</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>⑥ 燃料取替用水タンクの保有水量の影響を確認。</p>	<p>定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>④ 格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合の除熱特性の設計値を考慮した場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、除熱特性の違いが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する観点で格納容器再循環ユニットの除熱特性として粗フィルタの取り外しを考慮（1基当たりの除熱特性：100℃～約155℃、約6.3MW～約11.6MW）した場合の感度解析を実施した。その結果、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はさらに抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>⑤ 該当なし。</p> <p>⑥ 該当なし。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。</u></p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置については、<u>格納容器内自然対流冷却操作の実施前の準備作業は、事象発生10分後から50分間で終了し、実施は解析上事象発生後約4.5時間時点としている。格納容器内自然対流冷却の実施時に、現場操作を担当している運転員は、その操作前に他の操作を実施していない。また、上記のとおり、格納容器内自然対流冷却の準備完了から実施まで、十分な余裕がある。このため、当該操作が必要なタイミングに変動があったとしても、この変動に対応が可能であることから、対策の実施に与える影響はない</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 図2.4.4にあるとおり、格納容器内自然対流冷却操作は現場作業を含むが、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。 <u>補足説明資料（添付資料2.4.8 原子炉格納容器の除熱機能喪失時に格納容器内自然対流冷却を早期に開始した場合の原子炉格納容器圧力及び温度の挙動について）</u>において、格納容器内自然対流冷却の開始時間を早めた場合の感度解析の結果が示されている。</p> <p>② 図2.4.4にあるとおり、上記①の操作のうち、現場操作を行う要員は作業完了後、移動して他の操作に着手するが、操作完了から次の操作に着手するまでの時間的な重複が無いこと、中央制御室で操作を行う運転員についても、操作に関する時間的な重複は無いことから要員の配置は適切であることを確認した。</p> <p>③ 図2.4.4にあるとおり、各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>1) 格納容器内自然対流冷却については、炉心崩壊熱等の不確かさにより原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩やかになると、原子炉格納容器の最高使用圧力到達が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合でも、原子炉格納容器の最高使用圧力到達後に操作を開始することにより原子炉格納容器の圧力上昇は抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はないことを確認した。また、本操作は解析上の操作開始時間に対して実際に見込まれる操作開始時間が異なるため、本操作の操作時間余裕については、「(3) 操作時間余裕の把握」にて確認する。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。</p> <p>(CV 除熱機能喪失の場合)</p> <p>① 格納容器内自然対流冷却の開始時間余裕を確認。</p>	<p>(i) 格納容器内自然対流冷却が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 格納容器内自然対流冷却の操作時間余裕として、原子炉格納容器の最高使用圧力から最高使用圧力の2倍に到達するまでの時間を、原子炉格納容器圧力上昇の傾きを外挿して概算した。その結果、操作時間余裕として原子炉格納容器の最高使用圧力到達から8時間程度は確保できることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 （a）想定する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あつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>（有効性評価ガイド） 2.2 有効性評価に係る標準評価手法 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲 （4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p>	
<p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。 （i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。 ① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。 ② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は13名である。これに対して、運転員及び緊急時対応要員は32名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る緊急時対応要員等を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対応可能であることから、3号炉の重大事故等への対応と1・2号炉のSFPへの対応が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）本事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。 ① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、電源として、仮に外部電源の喪失を仮定しても、重大事故等対策設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいこと、対応が可能であることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① ディーゼル発電機の電源負荷については、DBA時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策時に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(iii) 安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p> <p>(CV 除熱機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 再循環切替により炉心注水を継続(燃料取替用水タンクへの水補給は行わない) 	<p>(iii) 水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 初期対策である ECCS による炉心注水の水源は燃料取替用水タンクであり、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位に到達した以降は、格納容器再循環サンプを水源とした高圧再循環により炉心注水を維持するため、水源の補給は必要とせず安定停止状態まで移行できることを確認した。</p>
<p>(iv) 発災から 7 日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>(iv) 発災から 7 日間の資源、水源の充足性について、<u>本重要事故シーケンスが発生し、仮に外部電源の喪失を仮定しても、7 日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合に必要な重油量は約 516kL、緊急時対策所用発電機の 7 日間の運転継続に必要な軽油量は約 5kL である。これに対して、発電所内の燃料貯油槽及び重油タンクに備蓄された重油量約 516kL、軽油タンクに備蓄された軽油量約 55kL で対応が可能である</u>ことを確認した。水源については、上記(iii)にあるとおり、初期対策としては燃料取替用水タンクの保有水を用い、再循環切替を行った後は格納容器再循環サンプを水源とすることを確認しており、発災から 7 日間については電源、水源ともに外部支援は必要としないことを確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた炉心損傷防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から炉心損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>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」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している格納容器内自然対流冷却等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「大破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」において格納容器内自然対流冷却等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（格納容器スプレイポンプ等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。</p> <p>また、格納容器内自然対流冷却等により炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、高圧再循環運転による炉心冷却や格納容器内自然対流冷却を継続する対策が整備されていることを確認した。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>「IV-1.1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「大破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、上記の確認及び判断により、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」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

原子炉停止機能喪失

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策	2.5-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	2.5-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方	2.5-3
(3) 炉心損傷防止対策	2.5-4
2. 炉心損傷防止対策の有効性評価	2.5-11
(1) 有効性評価の方法	2.5-11
(2) 有効性評価の条件	2.5-13
(3) 有効性評価の結果	2.5-17
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	2.5-20
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	2.5-22
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	2.5-24
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	2.5-24
b. 操作条件	2.5-25
(3) 感度解析	2.5-26
(4) 操作時間余裕の把握	2.5-27
4. 必要な要員及び資源の評価	2.5-28
5. 結論	2.5-30

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（炉心損傷防止対策の有効性評価：原子炉停止機能喪失）

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における事故シーケンスは、「原子炉自動停止が必要な起因事象が発生した場合に原子炉自動停止機能が喪失する事故」のみであり、PRA 側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <p>（PRA まとめ資料抜粋）</p>  <p>The diagram consists of a table with three columns. The first column is labeled '原子炉停止機能喪失' (Loss of Reactor Stop Function). The second column is labeled '原子炉トリップが必要な起因事象 + 原子炉トリップ失敗' (Cause of reactor trip requiring reactor trip + reactor trip failure). The third column is labeled '多様化自動作動装置 (ATWS緩和設備)' (Diversified Automatic Action Device (ATWS Mitigation Equipment)). To the right of the table are four vertical bars of increasing height, labeled '高', '高', '高', '高' (High, High, High, High). To the far right, the text '原子炉停止機能喪失' is written vertically.</p>

※ 本資料の確認結果に記載の図表番号については、補足説明資料の図表番号であり、原子炉設置変更許可申請書の図表番号とは異なる。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p>	<p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>運転時の異常な過渡変化の発生後に原子炉停止機能が作動せず、原子炉出力を下げる</u>ことができないことから、1次冷却系圧力及び温度が上昇して、加圧器安全弁等からの1次冷却材の漏えいが継続し、炉心損傷に至ることを確認した。</p> <p>具体的には、「原子炉の出力運転中に起因事象として運転時の異常な過渡変化が発生し、原子炉の自動停止が必要となるが、原子炉の自動停止機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、運転時の異常な過渡変化のうち「主給水流量喪失」、「負荷の喪失」のような加圧事象では、原子炉が高出力で維持されるとともに、蒸気発生器への注水喪失により除熱が低下することから、1次系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの1次冷却材の漏えいにより1次系保有水量が減少し、炉心損傷に至る」であり、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したのとなっていることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>炉心損傷を防止するためには、原子炉出力を抑制し、1次冷却系の過圧を防止する必要がある</u>ことを確認した。具体的には、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果により原子炉出力の抑制を図る機能、蒸気発生器の主給水停止に伴う除熱量の低下を緩和させるための補助給水による蒸気発生器への注水機能、1次系の過圧を防止する機能により炉心損傷を防止する必要があることを確認した。長期的には未臨界を確保する機能、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する機能が必要であることを確認した。</p>

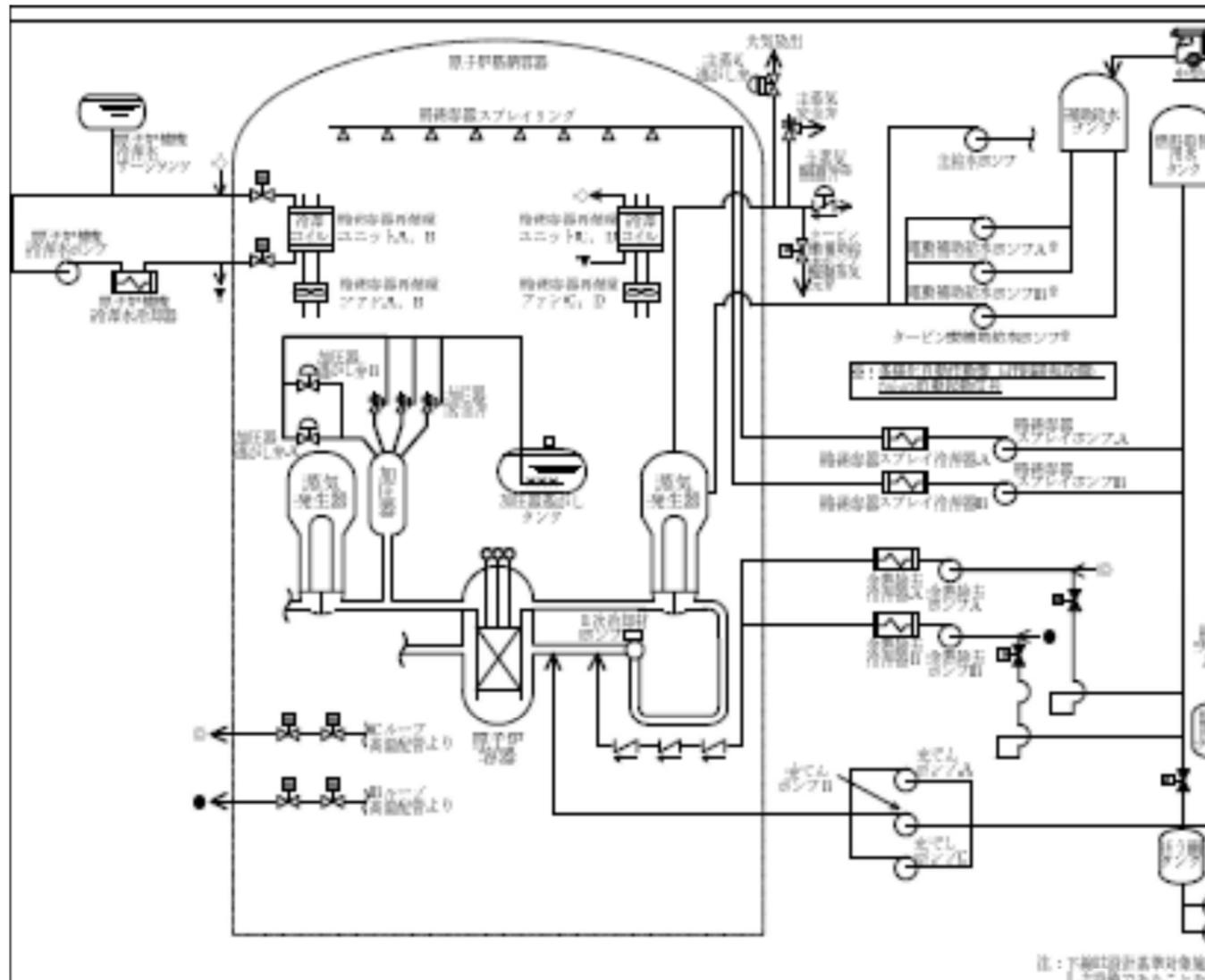
(3) 炉心損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>(i) 本事故シーケンスグループでは、原子炉停止機能喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表 2.5.1 原子炉停止機能喪失の重大事故等対策について」において、出領域中性子束、中間領域中性子束及び線源領域中性子束が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の炉心損傷防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>新たに多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）を重大事故等対処設備として整備する。</u> <u>また、主蒸気隔離弁、補助給水ポンプ、蒸気発生器及び補助給水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。初期の炉心損傷防止対策である多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）による原子炉出力抑制に係る手順については、「技術的能力 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」で整備されていることを確認した。重大事故等対処設備については、「表 2.5.1 原子炉停止器機能喪失における重大事故等対策について」において、多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）、主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ等が挙げられていること、1次系の過圧防止に関連する設備として加圧器逃がし弁、加圧器安全弁等が挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態（低温停止状態[*]）へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>[*]有効性評価ガイドでは、安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）と定義されている。</p> <p>② 炉心の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p> <p>（原子炉停止機能喪失の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 未臨界を確保できることを確認。 	<p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備について、<u>原子炉出力の低下後、緊急ほう酸注入により原子炉を未臨界状態とし、主蒸気逃がし弁の開操作等により、1次冷却系を減温・減圧する。1次冷却系の減温・減圧が進み、余熱除去系が使用可能な温度及び圧力に到達すれば、余熱除去系による炉心冷却に移行する。</u>このため、<u>充てんポンプ、ほう酸ポンプ、ほう酸タンク、主蒸気逃がし弁、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器等を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定停止状態に向けた対策である緊急ほう酸注入に係る手順については、「技術的能力 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」で整備されていることを確認した。重大事故等対処設備については、「表 2.5.1 原子炉停止器機能喪失における重大事故等対策について」において、ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、充てんポンプが挙げられていることを確認した。余熱除去系による炉心冷却で用いる重大事故等対処設備として、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器が挙げられていること、1次系の減圧・減温に係る重大事故等対処設備として、主蒸気逃がし弁、電動補助給水ポンプ等が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「表 2.5.1 原子炉停止器機能喪失における重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 未臨界の確保や炉心の冷却状態の長期維持については①に示すとおり、緊急ほう酸注入により未臨界を確保できること、蒸気発生器による炉心を冷却し、以降は余熱除去系による炉心の冷却を実施することで最終ヒートシンクへ熱を逃がせることから、未臨界の確保及び炉心の冷却状態を長期的に維持できることを確認した。また、加圧器逃がしタンクラプチャディスクの作動により原子炉格納容器内の圧力、温度が上昇した場合には、格納容器スプレイにより原子炉格納容器内雰囲気を冷却・減圧することにより、閉じ込め機能を維持できることを確認した。</p> <p>補足説明資料（「添付資料 2.5.7 安定停止状態について（主給水流量喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故及び負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故）」）には、本重要事故シーケンスにおける安定停止状態の定義は、「全制御棒挿入不能時の停止ほう素濃度までの緊急ほう酸注入等により、加圧器安全弁及び加圧器逃がし弁から放出した分の1次冷却材を補給することによって1次系保有水量を確保し、1次系圧力及び温度が安定した状態となり、かつ、サンプリング結果から原子炉の停止余裕が確保されていることが確認された状態」としていることが示されている。</p>
<p>(iv) 初期の炉心損傷防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p>	<p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表 2.5.1 原子炉停止器機能喪失における重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（原子炉停止機能喪失の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ATWS 緩和設備による原子炉出力低下に係る計装設備を確認。 ・ 緊急ほう酸注入による未臨界性の確保に係る計装設備、余熱除去系による炉心冷却に係る計装設備を確認。 	<p>① 多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）による原子炉出力の低下に係る計装設備として、1次冷却材高温側温度（広域）、1次冷却材圧力、出力領域中性束、蒸気発生器狭域水位等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 緊急ほう酸注入による未臨界性の確保に係る計装設備として、出力領域中性子束、ほう酸タンク水位等が挙げられていることを確認した。また、余熱除去系による炉心冷却に係る計装設備として、1次冷却材高温側温度（広域）、余熱除去ループ流量等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>（v）初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p> <p>（原子炉停止機能喪失）</p> <p>① 緊急ほう酸注入への移行条件を確認。</p> <p>② 余熱除去系による炉心冷却への移行条件を確認</p>	<p>（v）初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 原子炉停止に失敗し、制御棒が原子炉に挿入されず、出力領域中性子束計指示が5%以上又は中間領域中性子束起動率計指示が正であればほう酸注入を実施するとしており、初期対策から安定停止状態に向けた対策への切り替える条件が明確となっていることを確認した。</p> <p>② 余熱除去系による炉心冷却への切替条件は、1次冷却系指示 2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材高温側温度計（広域）指示 176℃以下にて使用可能としていることを確認した。</p>
<p>（vi）有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>（vi）有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉手動停止 ・ 手動タービントリップ ・ 格納容器再循環ファン起動 <p>② 原子炉手動停止、手動タービントリップについては、「技術的能力 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」において整備されていることを確認した。なお、手動タービントリップスイッチについては、耐震性がないものの、中央制御室にて速やかな操作が可能であることから多様性拡張設備として位置づけられている。格納容器再循環ファン起動については、「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」において、本操作は中央制御室での遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応することを確認した。また、事象の収束作業全般に係る事故対応に必要な監視計測、水の供給に係る手順については、「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」で整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>（vii）上記の対策も含めて本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「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」と整合していることを確認する。</p>	<p>（vii）上記（vi）で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「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に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「表 2.5.1 原子炉停止器機能喪失における重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>（設置許可基準規則第 37 条 解釈）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等）</p> <p>（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>2) 「付録 1 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について 別紙表 1-3-1 米国・欧州での重大事故対策に係る設備例との比較」において、原子炉停止について、米国・欧州での対策との比較を行っており、伊方 3 号炉の対策は国内外の先進的な対策と同等であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図においては、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>(i) 多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）による原子炉出力抑制及び1次冷却系の過圧防止に関連する設備として、主蒸気隔離弁、主蒸気逃がし弁、電動補助給水ポンプA、加圧器逃がし弁A、加圧器逃がしタンク、充てんポンプA等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定停止状態に向けた対策である緊急ほう酸注入や余熱除去系による炉心冷却に関連する設備として、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、充てんポンプA等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準、判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても網羅的に記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であること。 	<p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「図 2.5.3 事故シーケンスグループ 原子炉停止機能喪失の対応手順の概要（重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉停止機能が喪失する事故」の事象進展）」、「図 2.5.4 事故シーケンスグループ 原子炉停止機能喪失の対応手順の概要（重要事故シーケンス「負荷の喪失時に原子炉停止機能が喪失する事故」の事象進展）」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>原子炉停止機能喪失判断</u>：原子炉トリップ遮断器表示灯若しくは制御棒炉底灯により制御棒の挿入状態が確認できない、かつ、出力領域中性子束計指示5%以上又は中間領域中性子束起動率計指示が正である場合は原子炉自動停止機能喪失と判断。</p> <p><u>多様化自動作動盤(ATWS 緩和設備)作動</u>：原子炉トリップ、タービントリップ、主蒸気ライン隔離、主給水流量隔離及び補助給水系起動信号の発信により多様化自動作動盤(ATWS 緩和設備)作動を確認。</p> <p><u>多様化自動作動盤(ATWS 緩和設備)の自動作動の確認</u>：原子炉自動停止、タービントリップの作動確認、主蒸気隔離弁の閉止確認、主給水制御弁の閉止確認、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプの自動起動を確認。</p> <p><u>反応度帰還効果による原子炉出力の低下を確認</u>：原子炉出力が低下していることを出力領域中性子束等により確認。</p> <p><u>1次系圧力が抑制されていることを確認</u>：1次系圧力の上昇が抑制されていることを加圧器逃がし弁等の作動により確認。</p> <p><u>ほう酸注入判断</u>：原子炉停止に失敗し、制御棒が挿入されず、出力領域中性子束計指示5%以上又は中間領域中性子束起動率計指示が正であればほう酸水注入を実施。</p> <p><u>原子炉未臨界状態の確認</u>：出力領域中性子束計指示5%未満又は中間領域中性子束起動率計指示がゼロ又は負の場合。</p> <p><u>停止ほう素濃度を満足</u>：サンプリングにより、全制御棒挿入不能状態の停止ほう素濃度を上回ることを確認。なお、停止ほう素濃度は取替炉心毎及</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>びサイクル燃焼度により変化するため、取替炉心毎に停止ほう素濃度を算出。 <u>余熱除去系が使用可能判断</u>：1次冷却系圧力計指示 2.7MPa [gage] 以下及び1次冷却材高温側温度計（広域）176℃以下にて使用可能と判断。</p>
<p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>(i) タイムチャートは、「技術的能力 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」等を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 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」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 有効性評価においては、原子炉手動停止、手動タービントリップ及び格納容器再循環ファン起動には期待しないが実際には行う操作である。このため、これらの操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本事故シーケンスグループの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>(参考：運転員等の操作時間に対する仮定)</p> <p>(5) 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>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、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>a. 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報等の発信時点から10分後に開始する。</p> <p>b. a.の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、a.の操作から1分後に開始する。</p> <p>c. 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。</p> <p>d. 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。</p> <p>e. その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。</p> <p>なお、運転員等は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作現場までのアクセスルート状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。</p>



注：下部は設計事務所等による図面である。

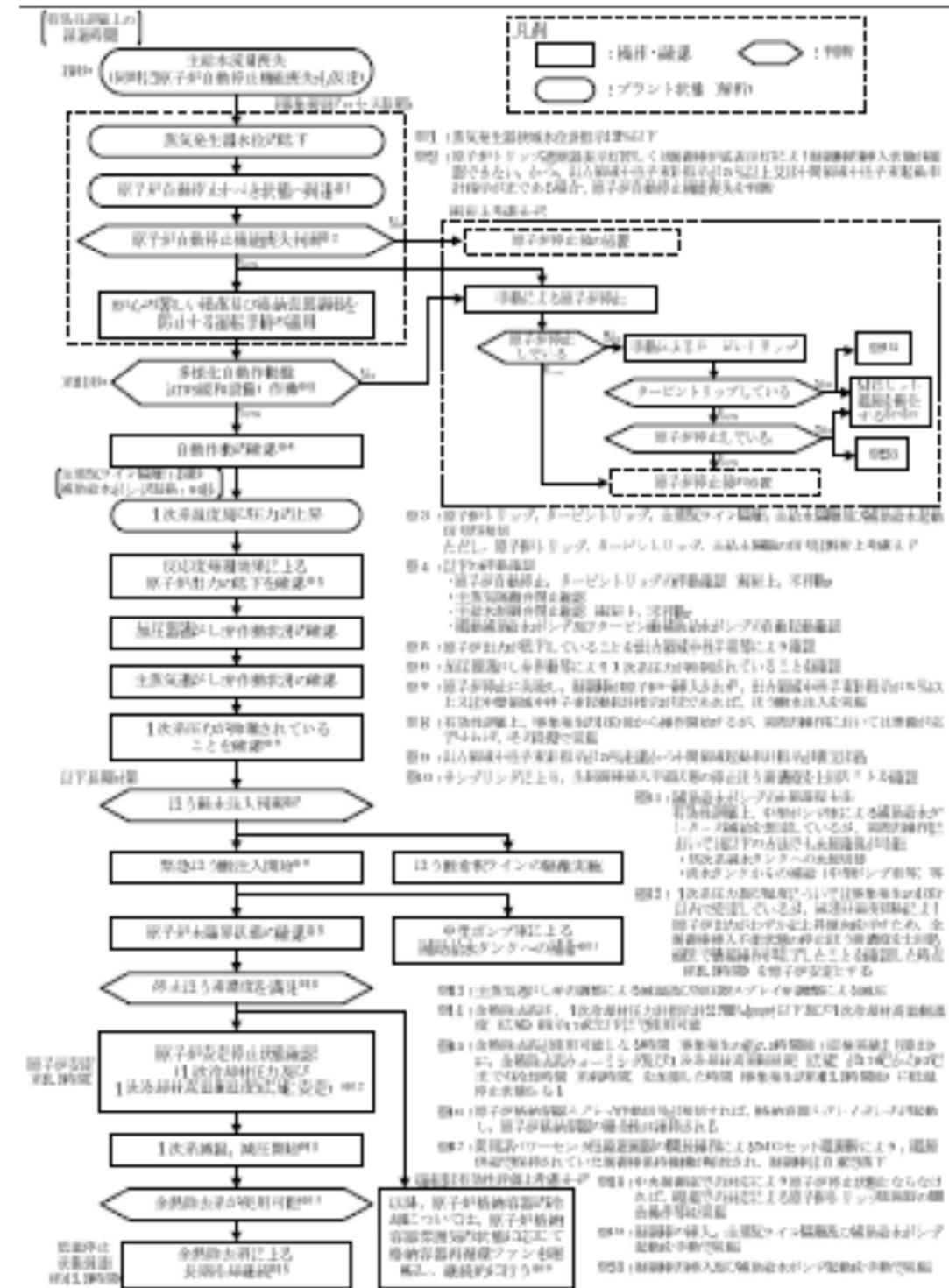
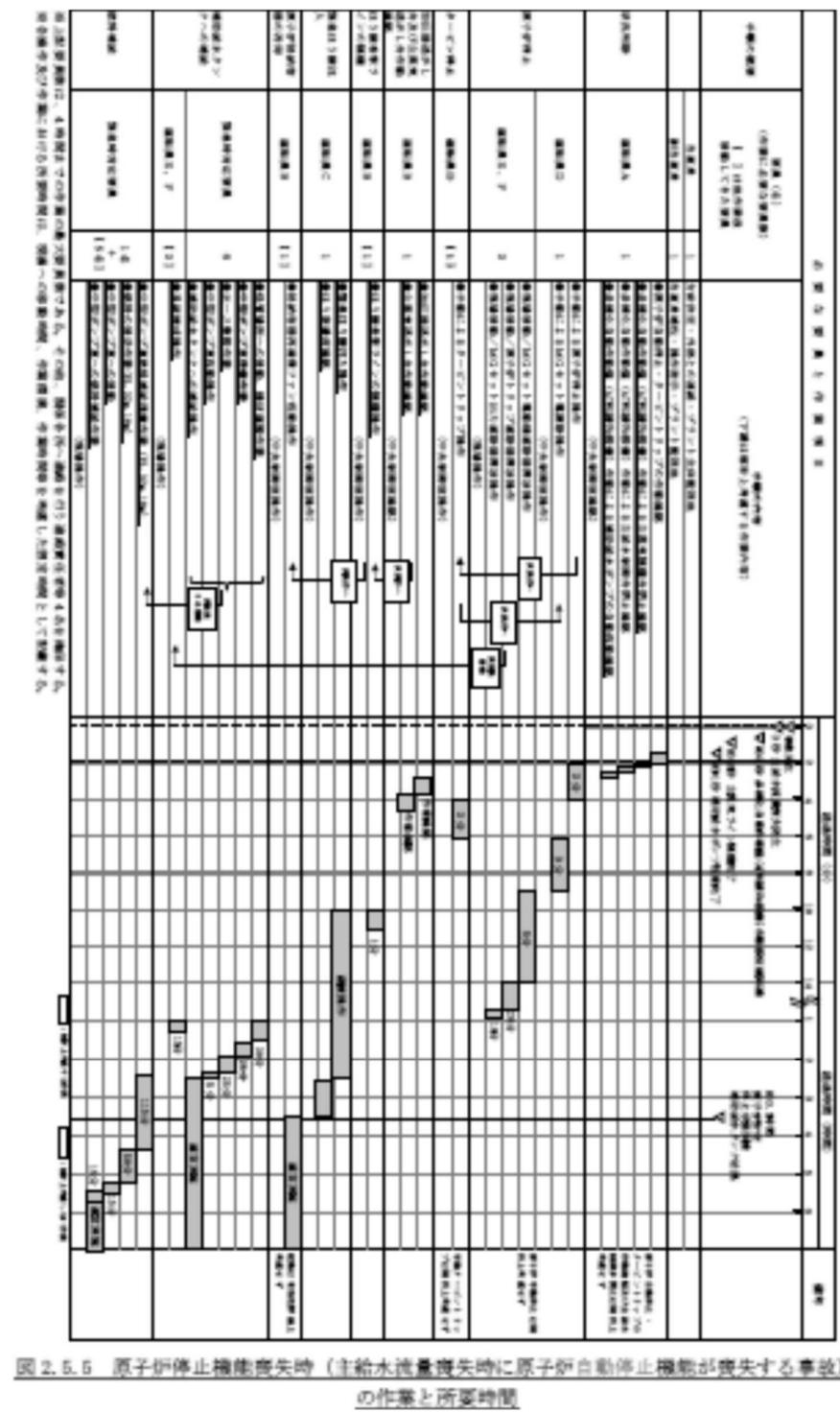
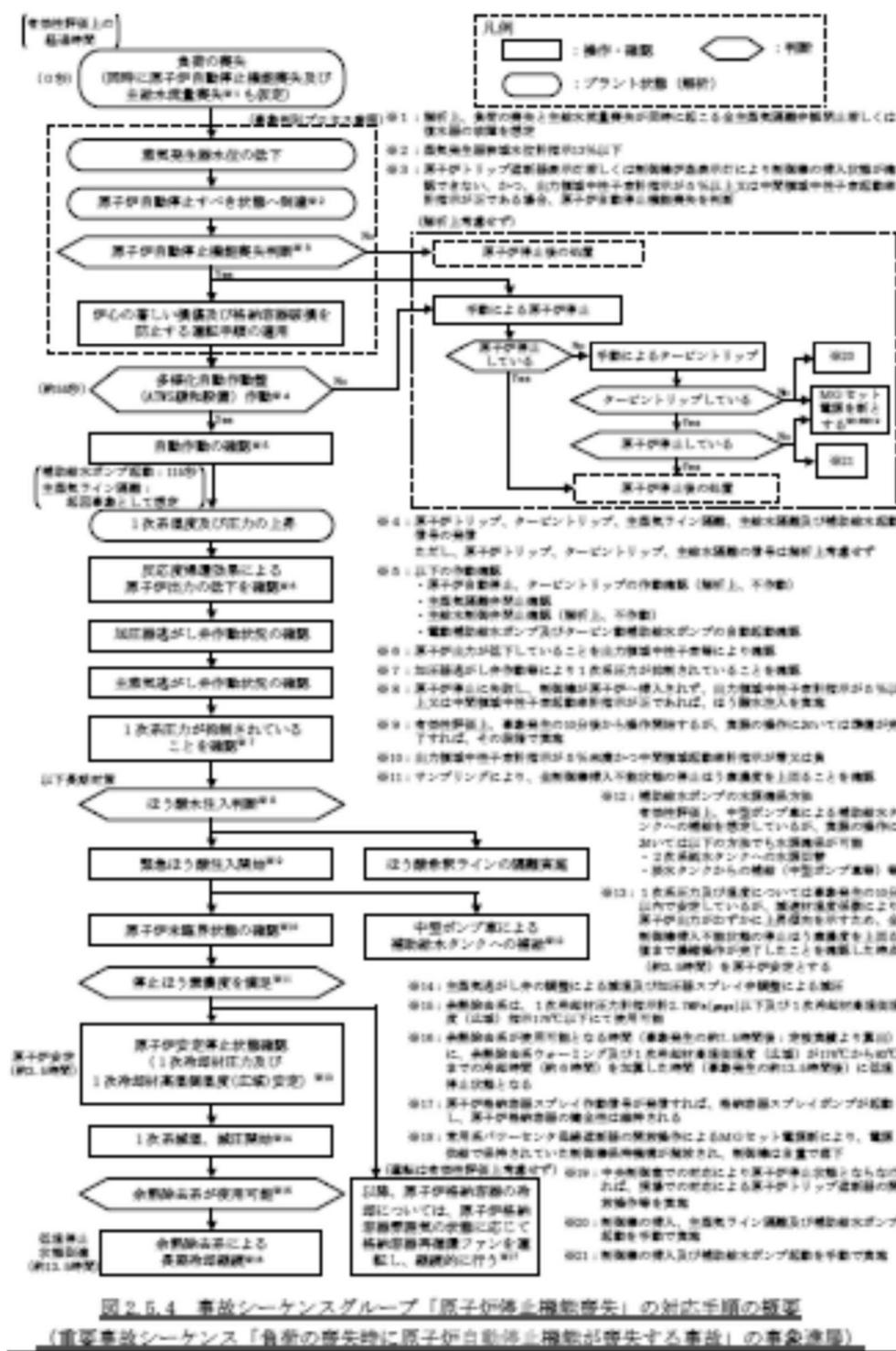
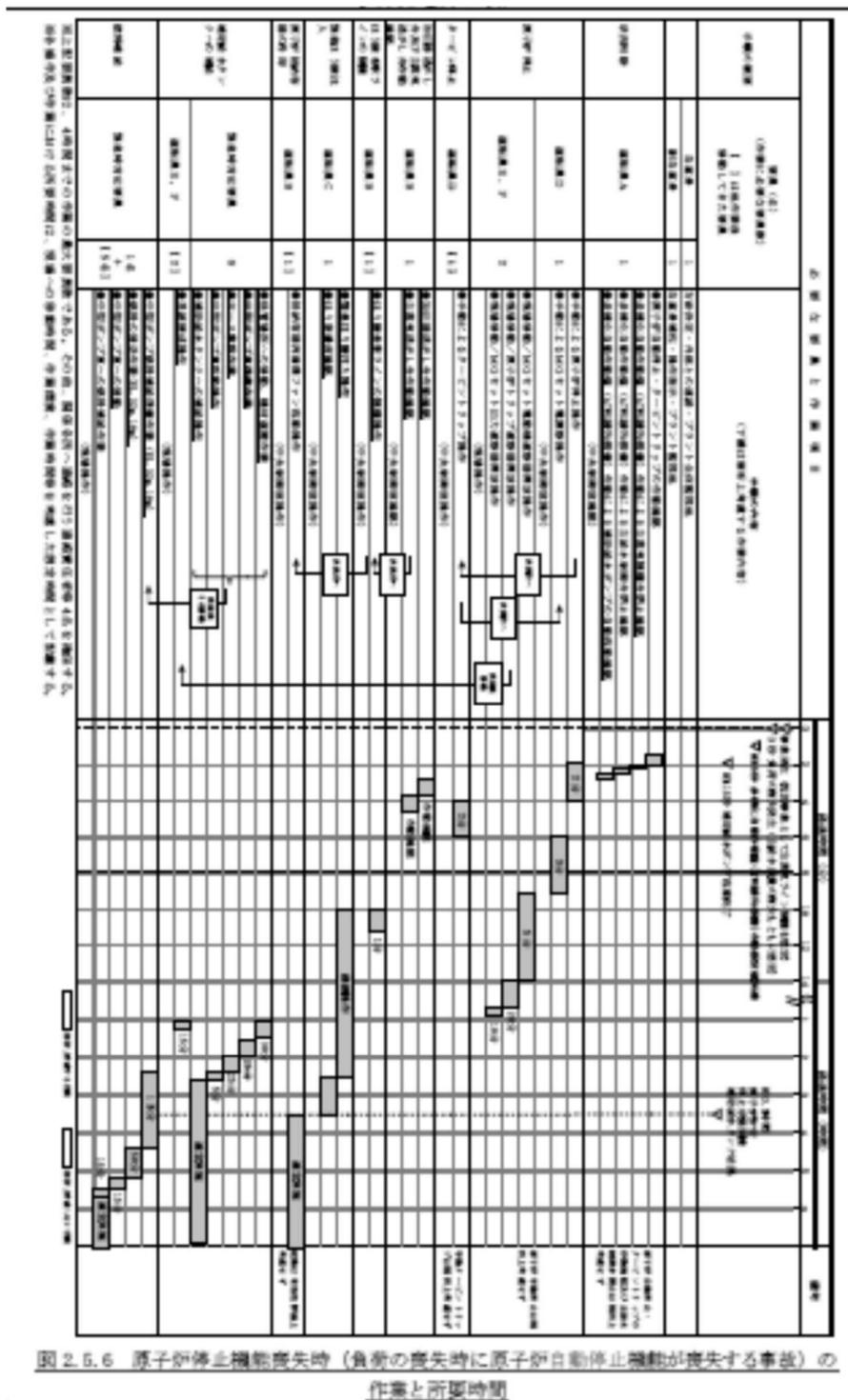


図 2.5.3 事故シナリオグループ「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要 (重要事故シナリオ「主給水流量喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」の事象進展)





2. 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(5) 複数の対策（例えば、常設設備と可搬型設備）がある場合には、各々の対策について有効性を評価することを基本とする。ただし、評価条件の包絡性が示すことができれば、包絡条件による有効性評価で代表してもよい。（例えば、起動に多くの人手及び時間を要し、かつ、容量が少ない可搬型設備の条件で常設設備の条件を包含させる場合。）</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されているか？ ← PRA の評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① PRA の評価で選定された重要事故シーケンスは、「原子炉自動停止が必要な起因事象が発生した場合に原子炉自動停止機能が喪失する事故」であるが、重要事故シーケンスとして、原子炉自動停止機能が喪失する事故のうち、起因事象の異なる2つのシーケンスを選定することを確認した。具体的な重要事故シーケンスは以下②のとおり。</p> <p>② 本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「主給水流量喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」を選定する。「主給水流量喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」は、多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）により多くの機能（主蒸気ラインの隔離及び補助給水ポンプの起動）を期待することから選定する。「負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」は、「1次冷却系圧力の評価の観点では厳しくなる可能性があることから選定する」としていることを確認した。重要事故シーケンスの設定にあたっては、有効性評価ガイド2.2.3の着眼点を踏まえ、運転時の異常な過渡変化発生時に原子炉の自動停止機能が喪失し、多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）の作動に期待する事象のうち、より多くの機能を期待する必要があり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」及び圧力評価の観点で影響を確認する「負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとすることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド 2.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>（i）評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <hr/> <p>（ii）使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>（i）本重要事故シーケンスにおける重要現象として、炉心における中性子動特性、減速材反応度帰還効果、ドップラ反応度帰還効果、崩壊熱、燃料棒内温度変化及び沸騰・ポイド率変化、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出、2次側水位変化・ドライアウト及び2次側給水が挙げられていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <hr/> <p>（ii）上記（i）で確認した重要現象である炉心における減速材温度フィードバック効果及びドップラフィードバック効果、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材の放出、蒸気発生器における1次側と2次側との熱伝達等を取り扱うことができ、かつ炉心の冷却状態及び出力分布変化を同時に解析可能な SPARKLE-2 を用いることを確認した。SPARKLE-2 の適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（1）有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>（3）不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド 2.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) PWR</p> <p>e. 原子炉停止機能喪失</p> <p>(a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>(b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 運転時の異常な過渡変化の発生を想定する。</p> <p>ii. 原子炉トリップに失敗し、制御棒が挿入できない場合を仮定する。</p> <p>iii. 原子炉の手動トリップには期待しない。</p> <p>iv. 反応度係数は、炉心サイクル寿命中の変化を考慮し、炉心のサイクル燃焼度に応じた現実的な値を設定する。</p> <p>(c) 対策例</p> <p>i. 補助給水ポンプの自動起動及びタービントリップ、原子炉減圧、2次冷却系強制冷却、化学体積制御系又は高圧注入系による緊急ほう酸注入による反応度制御、炉心冷却及び原子炉圧力上昇の抑制</p>	
<p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起回事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p>	<p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はあるものとする。これは、RCPが停止せず1次冷却系の冷却が継続することで、負のフィードバック効果が小さくなるため、1次冷却系圧力の評価の観点では、厳しい設定となることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期条件や起回事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起回事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを 確認。 (原子炉停止機能喪失の場合)</p>	<p>(ii) 起回事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起回事象として、「主給水流量喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」の場合は、主給水の喪失が発生するものとし、「負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」の場合は、負荷が瞬時に完全に喪失し、同時に主給水流量の喪失が発生することを確認した。安全機能の喪失に対する仮定として、原子炉自動停止機能が喪失することを確認した。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件として、炉心熱出力、1次冷却系圧力及び温度は、定格値を用いる。減速材温度係数は、炉心サイクル寿命中の変化、炉心構成のばらつき、解析コードの不確かさ等を考慮し、負のフィードバック効果が小さくなるように、$-13\text{pcm}/^\circ\text{C}$を用いる。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<ul style="list-style-type: none"> 減速材温度係数について、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に設定していることを確認。 ドップラ特性について、ウラン燃料を装荷した炉心の特性を考慮し、正の反応度帰還効果が大きくなる設定であることを確認。 	<p>ドップラ係数は、原子炉出力の低下により正の反応度が加わることを考慮し、絶対値の大きい値を用いることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。なお、事故条件である外部電源の有無については上記（i）のとおりに。</p> <p>減速材温度係数（初期）：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保守的な値として、平衡炉心より正側の値である$-13\text{pcm}/^\circ\text{C}$を設定していることを確認した。また、事象進展中の減速材反応度帰還効果は、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することを確認した。なお、原子炉100%出力時の減速材温度係数の初期値である$-13\text{pcm}/^\circ\text{C}$は、炉出力0%時における減速材温度係数の制限値（$0\text{pcm}/^\circ\text{C}$）である。</p> <p>ドップラ特性：ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮した場合、燃料温度の低下に伴う正の反応度帰還効果が大きくなり、原子炉出力の低下が小さく、1次系圧力上昇が大きくなる傾向にあることから、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮したドップラ特性を用いることを確認した。なお、ドップラ特性は、取替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が大きくな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することを確認した。また、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することを確認した。</p> <p>その他の初期条件：炉心熱出力、1次系圧力、1次冷却材平均温度については定格値を用いることを確認した。また、炉心熱出力等の不確かさを考慮した結果は、「(3) 感度解析」にて確認する。</p> <p>上記以外については、「表 2.5.2 主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（主給水流量喪失時に原子炉自動停止機能喪失が生じる事故）」、「表 2.5.3 主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（負荷の喪失時に原子炉自動停止機能喪失が生じる事故）」において、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <ol style="list-style-type: none"> 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。 故障を想定した設備の復旧には期待しない。 <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <ol style="list-style-type: none"> 炉心損傷防止対策の実施時間 <ol style="list-style-type: none"> 炉心損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、 	

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 炉心損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>（原子炉停止機能喪失の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> ATWS 緩和設備の作動設定値を確認。 主蒸気ラインの隔離完了までの時間を確認。 補助給水ポンプの作動台数と流量を確認。 <p>(ii) 有効性評価ガイド 2.2.2(3)c. にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>確認結果（伊方）</p> <p>(i) 機器条件として、<u>多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）からの作動信号（主蒸気ラインの隔離等が自動で行われるための信号）は、蒸気発生器狭域水位計指示値 7%到達で発信されるものとする。</u>これは、作動設定点の設定範囲の中の下限值となるため、1次冷却系圧力の評価の観点では、<u>厳しい設定である</u>ことを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「表 2.5.2 主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（主給水流量喪失時に原子炉自動停止機能喪失が生じる事故）」、「表 2.5.3 主要解析条件（原子炉停止機能喪失）（負荷の喪失時に原子炉自動停止機能喪失が生じる事故）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p><u>多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）作動設定値</u>：本設備の作動設定値は、蒸気発生器水位低原子炉トリップ設定値を下回る蒸気発生器狭域水位 7%とする。また、<u>多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）は信号遅れとして 2 秒を、安全保護系の作動を阻害しないよう、本設備の不要な動作を回避するためのタイマー（設定値 10 秒）を設けている。</u>この信号遅れとタイマー設定値の遅れについては、解析上は、主蒸気ライン隔離、補助給水ポンプの作動時間で考慮する。</p> <p><u>補足説明資料（44-5(2) 多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）について）</u>において、<u>多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）の作動遅れの考え方が示されている。</u></p> <p><u>主蒸気ライン隔離</u>：主蒸気ライン隔離時間は、多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）の信号遅れ（2 秒）、タイマー設定値（10 秒）及び主蒸気隔離弁閉止時間（5 秒）を考慮して、多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）作動設定値到達から 17 秒後とする。</p> <p><u>補助給水ポンプ流量</u>：電動補助給水ポンプ 2 台、タービン動補助給水ポンプ 1 台作動により、蒸気発生器 3 基あたり 280m³/h で給水されるものとし、多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）の信号遅れ（2 秒）、タイマー設定値（10 秒）及び補助給水ポンプの定速達成時間を考慮して、多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）作動設定値到達から 60 秒後に注水を開始する。</p> <p>(iii) 本重要事故シーケンスの起因事象として喪失を仮定している主給水系及び安全機能の喪失を仮定している補助給水系について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開</p>	<p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>ートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>手動による原子炉停止操作（有効性評価上、期待しない操作）：「技術的能力 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」の操作の成立性において、本操作に係る要員は運転員2名であり、現場でのMGセット電動機遮断器手動開放操作に5分、原子炉トリップ遮断器開放操作、MGセット出力遮断器開放操作に20分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。なお、本操作は有効性評価上、考慮していない。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、<u>多様化自動作動盤（ATWS緩和設備）により、自動的に主蒸気ラインの隔離等を行うため、解析上の運転員操作はない</u>ことを確認した。具体的には、多様化自動作動盤（ATWS緩和設備）により自動作動する主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプ起動による蒸気発生器への注水により、1次系の過圧を防止し、プラントを安定状態に導くことから、運転員等操作はないことを確認した。</p> <p>③ 該当なし。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-3 上記1-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。 (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。 (b) 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の1.2倍又は限界圧力を下回ること。 (c) 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又は限界圧力を下回ること。 (d) 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又は限界温度を下回ること。</p> <p>1-5 上記1-3(a)の「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」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。 (a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。 (b) 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。</p> <p>1-6 上記1-3及び2-3の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について 1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。 (i) 事象進展の説明は事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。 ① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果をj確認できるパラメータを確認。</p>	<p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。 ① 事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷の恐れに至るプロセス、初期の炉心損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。 ② 「主給水流量喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」については、図2.5.17より、事象発生とともに蒸気発生器2次側保有水量が低下していること、事故発生直後から補助給水ポンプが起動するまでの間は給水流量がゼロとなっていることから、起因事象として主給水流量喪失が生じていることを確認した。「負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」については、図2.5.26より、事象発生とともに2次系除熱量が低下していることから、起因事象として負荷の喪失が生じていることを確認した。また、図2.5.7、図2.5.19より、双方の重要事故シーケンスともに起因事象の発生によりプラントに外乱が生じているにも関わらず、原子炉出力が維持されていることから、原子炉自動停止機能を喪失していることを確認し</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（原子炉停止機能喪失の場合）</p> <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 補助給水流量 ・ 蒸気流量 ・ 主蒸気ライン圧力 ・ 加圧器逃がし弁、加圧器安全弁流量 <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 2次系除熱量 ・ 1次系圧力 ・ 1次冷却材平均温度 ・ 原子炉出力（反応度） ・ 加圧器保有水量 <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること 	<p>た。</p> <p>③ 図 2.5.14、図 2.5.26 より、多様化自動作動盤(ATWS 緩和設備)の作動により、主蒸気ラインが隔離されるとともに蒸気発生器水位が低下することにより2次系除熱量が低下していることを確認した。図 2.5.8、図 2.5.20 より、2次系除熱量の低下に伴って1次冷却材平均温度が上昇していること、これに伴って図 2.5.7、図 2.5.19 より、減速材温度フィードバック効果により、原子炉出力が抑制されていることを確認した。また、図 2.5.9、図 2.5.21、図 2.5.10、2.5.22 より、多様化自動作動盤(ATWS 緩和設備)の作動に伴う2次系除熱量の低下により1次系圧力が上昇するが、加圧器逃がし弁、安全弁の作動により1次冷却系の過圧が抑制されていることを確認した。また、1次冷却材平均温度の上昇、1次冷却材の比体積の増加による加圧器へのインサージに伴う加圧器水量（水位）の増加、これに伴う加圧器逃がし弁・安全弁の質量流量の増減等、トレンド図には物理的に妥当な説明が加えられていることを確認した。</p> <p>④ 上記③と同様である。</p> <p>補足説明資料（添付資料 2.5.6 原子炉停止機能喪失時の有効性評価に係る解析における反応度効果の挙動について）において、1次系温度変化に伴う減速材反応度帰還効果及び燃料温度変化に伴うドップラ反応度帰還効果の推移と出力推移の関係が示されている。</p>
<p>（ii）評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 燃料被覆管温度（酸化量） ② 1次冷却系の圧力損失を考慮した1次冷却系圧力 ③ 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度 	<p>（ii）上記（i）の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、「主給水流量喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」における評価項目となるパラメータについては、主給水流量喪失の発生後、蒸気発生器水位の低下に伴い、多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）からの作動信号による主蒸気ラインの隔離により、1次冷却材温度が上昇し、負のフィードバック効果により原子炉出力は低下する。また、1次冷却材温度の上昇に伴い、1次冷却系圧力が上昇するが、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により1次冷却系圧力の上昇は抑制される。以上により、PCTは約360℃に、1次冷却系の最高圧力は約18.5MPa[gage]に抑えられる。加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により、1次冷却材が加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいするが、その量はわずかである。また、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇した場合には、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっていること、「負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」については、負荷の喪失の発生後、1次冷却材温度及び圧力が上昇するが、1次冷却材温度の上昇による負のフィードバック効果により原子炉出力は低下する。その後、蒸気発生器水位の低下に伴う除熱能力の低下により、再び1次冷却材温度は上昇し、負のフィードバック効果により原子炉出力はさらに低下する。また、1次冷却材温度の上昇に伴い、1次冷却系圧力が上昇するが、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により1次冷却系圧力の上昇は抑制される。以上により、PCTは約360℃に、1次冷却系の最高圧力は約18.5MPa[gage]に抑えられる。加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により、1次冷却材が加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいするが、その量はわずかである。また、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇した場合には、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっていることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 燃料被覆管温度は、原子炉自動停止機能喪失によりわずかに上昇し、約360℃に達した後、原子炉出力の低下に伴い低下し、1200℃以下となっていることを確認した。また、当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。 ② 原子炉冷却材圧力パウンダリにかかる圧力の最高値は、約18.5MPa[gage]であり、最高使用圧力の1.2倍（20.59MPa[gage]）を下回っていることを確認した。 ③ 原子炉格納容器圧力及び温度は、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の作動により加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材により上昇するが、格納容器スプレイ系の作動により抑制できることを確認した。（本重要事故シーケンスの結果は、原子炉格納容器圧力上昇の観点からより厳しいDBA解析の結果で包絡できることを示している）

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(iii) 初期の炉心防止対策により、炉心の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>※ 上記①～③は「主給水流量喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」の結果であるが、「負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」についても同様の結果であることを確認した。</p> <p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、「主給水流量喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」について、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド2.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定停止状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び1次冷却系圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p>	<p>(i) 安定停止状態になるまでの評価について、「主給水流量喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」とともに、緊急ほう酸注入により原子炉を未臨界状態とし、主蒸気逃がし弁の開操作等により、1次冷却系の減温・減圧が進むと、余熱除去系による炉心冷却により原子炉を安定停止状態へ移行させることができることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 図2.5.8、図2.5.9、図2.5.20、図2.5.21にあるとおり、事象発生後600秒時点において1次系温度及び圧力は安定し、炉心は安定して冷却されている。その後は、主蒸気逃がし弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を継続するとともに緊急ほう酸注入により未臨界を確保することにより、事象発生約3.5時間後に高温停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後は、1次系の減温、減圧を行い、事象発生約7.5時間後に余熱除去系による炉心冷却が可能となり、冷却を開始することにより事象発生約13.5時間後に低温停止状態になる。その後も、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、安定停止状態を維持できることを確認した。</p> <p>解析で示しているのは事象発生600秒までであるが、補足説明資料（添付資料2.5.2 原子炉停止機能喪失事象における事象収束までの運転員操作の成立性について）において、緊急ほう酸注入、余熱除去系による炉心冷却までの所要時間や成立性について示されている。</p> <p>補足説明資料（添付資料2.5.7 安定停止状態について（主給水流量喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故）（負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故））において、原子炉の安定停止状態は、「全制御棒挿入不能時の停止ほう素濃度までの緊急ほう酸注入等により、加圧器安全弁及び加圧器逃がし弁から放出した分の1次冷却材を補給することによって1次系保有水量を確保し、1次系圧力及び温度が安定した状態となり、かつ、サンプリング結果から原子炉の停止余裕が確保されていることが確認された状態」としていることが示されている。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

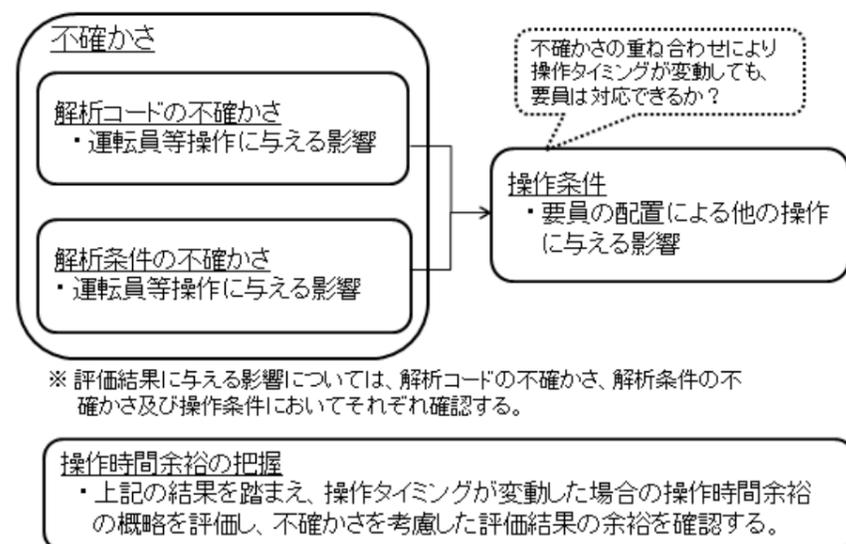
確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1) 解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3) 操作時間余裕を確認する。



審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。また、「1.1(4) 有効性評価における解析条件の設定」において、「解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、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」としていることを確認した。</p> <p>参考：「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>（参考：1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針）</p> <p>1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。</p> <p>不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>（ii）解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員操作の起点となる事象が抽出されているか確認。</p>	<p>（ii）不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスは、事象進展は早い、多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）により自動作動する主蒸気ライン隔離による主蒸気の遮断及び補助給水ポンプの自動起動による蒸気発生器への注水により、1次系の過圧を防止し、プラントを安定状態に導くことが特徴である。このため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はないことを確認した。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>※ 本重要事故シーケンスでは、多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）が自動作動することでプラントを安定状態に導くため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが解析結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、SPARKLE-2では、ATWS時のドップラフィードバック効果を解析する際に、核データライブラリ ENDF/B-VII.0 を用いて計算したドップラ係数を使用している。ドップラ係数に関する計算ベンチマークの解析結果によれば、ENDF/B-VII.0 を含む代表的な核データライブラリを用いて国内外の解析コードで計算したドップラ係数の標準偏差は 10%程度と報告されており、この誤差が ATWS の解析結果に影響を与える可能性がある。また、ATWS について解析した場合、加圧器及び蒸気発生器の挙動モデルにおいて、試験データと比較して、1 次冷却系圧力を数百 kPa 程度、温度を数℃程度低く評価する傾向があり、解析結果に影響を与える可能性がある。これらの影響については、解析条件の不確かさの影響との重畳も考慮し、「c. 感度解析による影響評価」に記載することを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに対する影響の具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 実機の減速材温度係数測定検査及びモンテカルロコードの解析結果との比較から、炉心における減速材反応度帰還効果の不確かさとして、減速材温度係数を絶対値で 3.6pcm/℃大きく、炉心におけるドップラ反応度帰還効果の不確かさとして、10%小さく評価することを確認した。 ・ NUPEC 管群ボイド試験との比較から、炉心における沸騰・ボイド率変化の不確かさとして、炉心ボイド率を 8%大きく評価することを確認した。 ・ LOFT L6-1 及び L9-3 試験との比較から、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出並びに蒸気発生器における 1 次側・2 次側の熱伝達及び 2 次側水位変化・ドライアウトの不確かさとして、最大で 1 次系温度を 2℃、1 次系圧力を 0.2MPa 低く評価する可能性があることを確認した。以上より、解析コードの不確かさとその傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。 <p>② 解析コードが有する不確かさが評価結果に与える影響について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心における沸騰・ボイド率変化の不確かさについては、炉心ボイド率を 8%大きく評価する可能性があることから、実際の炉心ボイド率は小さくなり、1 次冷却材密度の低下幅が小さくなるため、1 次系温度上昇時における負の減速材反応度帰還効果が小さくなり、原子炉出力が高くなることから、評価項目となるパラメータに影響を与える。ただし、1 次系圧力が最も高くなる近傍において炉心内にボイドは有意に発生していないことから、

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>炉心の沸騰・ポイド率変化の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はないことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心におけるドップラ反応度帰還効果の不確かさ、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達及び2次側水位変化・ドライアウトの不確かさについては、これらの不確かさを重畳させた場合の影響を感度解析にて影響を評価することを確認した。なお、炉心における減速材反応度帰還効果の不確かさについては、(2)解析条件の不確かさの影響評価の2.1)(i)②で確認する。 <p>補足説明資料（添付資料 2.5.8 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉停止機能喪失））において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p>	<p>※ 本重要事故シーケンスでは、多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）が自動作動することでプラントを安定状態に導くため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(原子炉停止機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心熱出力、1次系圧力、1次系温度の不確かさは考慮されているか確認。</p> <p>② 減速材温度係数の不確かさ及び設定の考え方を確認。</p> <p>③ ドップラ係数の不確かさ及び設定の考え方を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響については、<u>炉心熱出力、1次冷却系圧力及び温度については定格値を用いており、その不確かさとして、正側の定常誤差（炉心熱出力：+2%、1次冷却系圧力：+0.21MPa、1次冷却材温度：+2.2℃）により、実際には定格値よりも大きくなる可能性があるとしている。これらの影響については、解析コードの不確かさの影響との重畳も考慮し、「c. 感度解析による影響評価」に記載することを確認した。具体的な確認内容は以下のとおり。</u></p> <p>① 炉心熱出力、1次系圧力及び1次冷却材平均温度について、初期定常誤差を考慮した場合には、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響について、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。このため、これらの初期定常誤差を考慮した場合の影響は感度解析にて確認する。</p> <p>② 減速材温度係数のサイクル寿命中の変化及び取替炉心毎の変動を考慮し、最確条件の減速材温度係数を用いた場合、解析条件として設定している減速材温度係数の絶対値より大きくなるため、1次系温度上昇による減速材反応度帰還効果が大きくなり、原子炉出力の上昇が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>③ ドップラ特性の取替炉心毎の変動を考慮し、最確条件のドップラ特性を用いた場合においても、解析条件として設定しているドップラ特性と大きく変わらないため、ドップラ反応度帰還効果の不確かさは大きくないが、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に与える影響について、加圧器安全弁の開度に余裕がある場合には、1次冷却材膨張量を加圧器安全弁からの放出により吸収できることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいが、加圧器安全弁が全開となる場合には、評価項目となるパラメータに影響を与える。このため、この不確かさを考慮した場合の影響は感度解析にて確認する。</p> <p>補足説明資料（添付資料 2.5.9 原子炉停止機能喪失の有効性評価における1次系圧力評価において解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合の影響について）において、MCT 初期値、ドップラ効果、初期定常誤差の組み合わせを含めた不確かさ評価の検討結果が示されている。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>※ 本重要事故シーケンスでは、多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）が自動作動することでプラントを安定状態に導くため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果</u>に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>※ 本重要事故シーケンスでは、多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）が自動作動することでプラントを安定状態に導くため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。</p>

(3) 感度解析

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 感度解析による不確かさの影響評価について</p> <p>1) 感度解析により、重要現象の不確かさは把握されているか確認する。</p> <p>(i) 解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを考慮した場合の評価結果に与える影響は把握されているか確認する。</p> <p>(原子炉停止機能喪失の場合)</p> <p>① 解析条件の不確かさである炉心熱出力、1次系圧力、1次冷却材平均温度の初期定常誤差並びに解析コードの不確かさであるドップラ反応度帰還効果の不確かさを重畳させた場合の評価結果に与える影響を確認。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを考慮した場合の評価結果に与える影響について、解析コードの不確かさとしてドップラフィードバック効果、解析条件の不確かさとして炉心熱出力、1次冷却系圧力及び温度の正側の定常誤差があり、これらの全てが厳しい方向に重畳する可能性もあることから、この重畳を考慮した感度解析を実施した。なお、ドップラフィードバック効果については、感度解析において、ドップラ係数の最確値に対して20%増加させる。結果として、「主給水流量喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」では、1次冷却系圧力の最高値は約19.0MPa[gage]、「負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」では、1次冷却系圧力の最高値は約19.2MPa[gage]となる。さらに、解析コードにおける加圧器及び蒸気発生器の挙動モデルに起因する不確かさとして、1次冷却系圧力を数百kPa程度、温度を数℃程度低く評価する傾向があることを考慮しても、原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa[gage])を下回ることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 表2.5.4、表2.5.5、図2.5.31、図2.5.32に示すとおり、初期定常誤差とドップラ反応度フィードバック効果を重畳させた場合の原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は、「主給水流量喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」において約19.0MPa[gage]、「負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」において約19.2MPa[gage]となり、初期定常誤差及びドップラ反応度フィードバック効果による不確かさを考慮しない場合の結果(約18.5MPa[gage])に比べて上昇するものの、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa[gage])を下回っており、不確かさを考慮しても評価項目を満足していることを確認した。</p>

(4) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。</p>	<p>※ 本重要事故シーケンスでは、多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）が自動作動することでプラントを安定状態に導くため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 （a）想定する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あつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>有効性評価ガイド 2.2 有効性評価に係る標準評価手法 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲 （4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p>	
<p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。 （i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。 ① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。 ② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの対応等に必要な要員は19名である。これに対して、運転員及び緊急時対応要員は32名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る緊急時対応要員等を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対応可能であることから、3号炉の重大事故等への対処と1・2号炉のSFPへの対処が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）本事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。 ① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、電源として、仮に外部電源の喪失を仮定しても、重大事故等対処設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいこと、対応が可能であることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 外部電源の喪失は想定していないが、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策時に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(iii) 安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>(iii) 水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 補助給水タンクを水源とする補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については、補助給水タンクが枯渇するまでの水量約 662m³ の使用を考慮し、事象発生後約 3.5 時間の注水継続が可能である。余熱除去系による炉心冷却は、事象発生約 7.5 時間後から使用可能となるため、補助給水タンク枯渇から余熱除去系による炉心冷却開始までの約 4 時間は、中型ポンプ車等による補助給水タンクへの補給が必要となる。余熱除去系による炉心冷却に切替以降は、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、炉心冷却のための蒸気発生器への注水は不要であり、補助給水タンクへの補給は不要であることを確認した。</p>
<p>(iv) 発災から 7 日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>(iv) 発災から 7 日間の資源、水源の充足性について、<u>本重要事故シーケンスが発生し、仮に外部電源の喪失を仮定しても、7 日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合に必要な重油量は約 516kL である。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽及び重油タンクに備蓄された重油量約 516kL で対応が可能である。また、緊急時対策所用発電機の 7 日間の運転継続に必要な軽油量及び中型ポンプ車による補助給水タンクへの給水に必要な軽油量の合計は、約 13kL である。これに対して、発電所内の軽油タンクに備蓄された軽油量約 55kL で対応が可能である</u>ことを確認した。水源については、上記 (iii) にあるとおり、初期対策としては補助給水タンクの保有水を用い、余熱除去系による炉心冷却に移行するまでの間は中型ポンプ車等による補助給水タンクへの水補給を実施することを確認しており、発災から 7 日間については電源、水源ともに外部支援は必要としないことを確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた炉心損傷防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から炉心損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して、申請者が炉心損傷防止対策として計画している多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）の自動作動による負のフィードバック効果によって原子炉出力を抑制する対策が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」において多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）の機能に期待した場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮し、それらを重畳させた場合でも、解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（制御棒駆動設備、主給水ポンプ等）の復旧や手動による原子炉停止操作等を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復等も重要な炉心損傷防止対策となり得る。</p> <p>また、多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）の機能による原子炉出力の抑制により炉心の損傷を回避した後、原子炉を未臨界状態とし、安定停止状態へ導くために、緊急ほう酸濃縮や余熱除去系による炉心冷却へ移行する対策が整備されていることを確認した。</p> <p>さらに、対策等に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」及び「負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

ECCS注水機能喪失

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策	2.6-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	2.6-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方	2.6-3
(3) 炉心損傷防止対策	2.6-4
2. 炉心損傷防止対策の有効性評価	2.6-10
(1) 有効性評価の方法	2.6-10
(2) 有効性評価の条件	2.6-12
(3) 有効性評価の結果	2.6-16
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	2.6-19
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	2.6-21
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	2.6-23
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	2.6-23
b. 操作条件	2.6-25
(3) 操作時間余裕の把握	2.6-26
4. 必要な要員及び資源の評価	2.6-27
5. 結論	2.6-29

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（炉心損傷防止対策の有効性評価：ECCS注水機能喪失）

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）						
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」における事故シーケンスは、以下の2つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故 ・ 小破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故 <p>（PRAまとめ資料抜粋）</p> <table border="1" data-bbox="1187 630 2789 882"> <tr> <td data-bbox="1187 630 1320 882">ECCS注水機能喪失</td> <td data-bbox="1320 630 1617 882"> ◎ 中破断LOCA+高圧注入失敗 ----- 小破断LOCA+高圧注入失敗 </td> <td data-bbox="1617 630 1810 882">2次系強制冷却+低圧注入</td> <td data-bbox="1810 630 1914 882"> 低 高 高 低 ----- 低 中 高 </td> <td data-bbox="1914 630 2626 882"> ECCS注水機能喪失の起因事象の選定にあたり、審査ガイドの着眼点を踏まえ、最も厳しい「中破断LOCA+高圧注入失敗」を選定。 a. 各事故シーケンスの事象が発生しても共通原因故障又は系統間の機能依存性はない。 b. 破断口径の大きい方が1次冷却材の系外への流出が多いため、炉心損傷防止のための対応操作に係る余裕時間が短くなる。 c. 破断口径の大きい方が1次冷却材の系外への流出が多いため、炉心損傷防止のために要求される設備容量(1次系への注水量)が大きくなる。 d. LOCA+ECCS注入失敗という当該事故シーケンスグループの特徴を有し、かつCDFへの寄与割合が高い「小破断LOCA+高圧注入失敗」を、代表的観点で「高」とした。 </td> <td data-bbox="2626 630 2789 882">中破断LOCA+高圧注入失敗</td> </tr> </table>	ECCS注水機能喪失	◎ 中破断LOCA+高圧注入失敗 ----- 小破断LOCA+高圧注入失敗	2次系強制冷却+低圧注入	低 高 高 低 ----- 低 中 高	ECCS注水機能喪失の起因事象の選定にあたり、審査ガイドの着眼点を踏まえ、最も厳しい「中破断LOCA+高圧注入失敗」を選定。 a. 各事故シーケンスの事象が発生しても共通原因故障又は系統間の機能依存性はない。 b. 破断口径の大きい方が1次冷却材の系外への流出が多いため、炉心損傷防止のための対応操作に係る余裕時間が短くなる。 c. 破断口径の大きい方が1次冷却材の系外への流出が多いため、炉心損傷防止のために要求される設備容量(1次系への注水量)が大きくなる。 d. LOCA+ECCS注入失敗という当該事故シーケンスグループの特徴を有し、かつCDFへの寄与割合が高い「小破断LOCA+高圧注入失敗」を、代表的観点で「高」とした。	中破断LOCA+高圧注入失敗
ECCS注水機能喪失	◎ 中破断LOCA+高圧注入失敗 ----- 小破断LOCA+高圧注入失敗	2次系強制冷却+低圧注入	低 高 高 低 ----- 低 中 高	ECCS注水機能喪失の起因事象の選定にあたり、審査ガイドの着眼点を踏まえ、最も厳しい「中破断LOCA+高圧注入失敗」を選定。 a. 各事故シーケンスの事象が発生しても共通原因故障又は系統間の機能依存性はない。 b. 破断口径の大きい方が1次冷却材の系外への流出が多いため、炉心損傷防止のための対応操作に係る余裕時間が短くなる。 c. 破断口径の大きい方が1次冷却材の系外への流出が多いため、炉心損傷防止のために要求される設備容量(1次系への注水量)が大きくなる。 d. LOCA+ECCS注入失敗という当該事故シーケンスグループの特徴を有し、かつCDFへの寄与割合が高い「小破断LOCA+高圧注入失敗」を、代表的観点で「高」とした。	中破断LOCA+高圧注入失敗		

※ 本資料の確認結果に記載の図表番号については、補足説明資料の図表番号であり、原子炉設置変更許可申請書の図表番号とは異なる。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起回事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p>	<p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>中小破断 LOCA の発生後、ECCS 注水機能の喪失に伴い 1 次冷却系の保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至る</u>ことを確認した。具体的には、「原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、ECCS による炉心への注水機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、1 次系保有水量が減少し、炉心損傷に至る」であり、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>炉心損傷を防止するためには、2 次冷却系を強制的に減温・減圧することにより 1 次冷却系を減温・減圧するとともに、炉心注水を行い、炉心を冷却する必要がある</u>ことを確認した。本事故シーケンスグループの特徴を踏まえた必要な機能は、2 次系を強制的に減圧することで 1 次系を減圧・減温する機能であり、具体的には、2 次系強制冷却による 1 次系の減圧・減温によって、漏えい量の低減を図るとともに炉心注水の促進を図ることで、炉心損傷を防止する必要があることを確認した。長期的な対策としては、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって炉心の除熱を行う必要があることを確認した。</p>

(3) 炉心損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>(i) 本事故シーケンスグループでは、1次冷却材の漏えい及び高圧注入機能の喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表 2.6.1 ECCS 注水機能喪失時における重大事故等対策について」において、1次冷却材の漏えい判断に係る計装として1次冷却材圧力、加圧器水位等が、高圧注入機能の喪失に係る計装として、高圧注入ライン流量、燃料取替用水タンク水位が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の炉心損傷防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、蒸気発生器2次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を実施する。このため、補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器、補助給水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける。さらに、2次系強制冷却により1次冷却系圧力が十分低下すれば、低圧注入による炉心冷却を実施する。このため、余熱除去ポンプ、燃料取替用水タンク等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。初期の炉心損傷防止対策である補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却、余熱除去ポンプによる低圧注入については、「技術的能力 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」、「技術的能力 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」、「技術的能力 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」で整備されていることを確認した。また、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表 2.6.1 ECCS 注水機能喪失時における重大事故等対策について」において、2次系強制冷却で用いる重大事故等対処設備として、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ等が、余熱除去ポンプによる低圧注入等で用いる重大事故等対処設備として、余熱除去ポンプ、燃料取替用水タンク等が挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態（低温停止状態[*]）へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>※有効性評価ガイドでは、安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）と定義されている。</p> <p>② 炉心の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p>	<p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備について、格納容器再循環サンプ水位及び燃料取替用水タンク水位がそれぞれ再循環切替条件に到達すれば、低圧再循環による炉心冷却に移行する。このため、余熱除去ポンプ、格納容器再循環サンプ等を重大事故等対処設備として位置付けることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定停止状態に向けた対策である余熱除去系による低圧再循環に係る手順については、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」で整備されていることを確認した。また当該対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表 2.6.1 ECCS 注水機能喪失時における重大事故等対策について」において、余熱除去系による炉心冷却で用いる重大事故等対処設備として、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器が挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 炉心の冷却状態の長期維持については①に示すとおり、余熱除去系による低圧再循環運転を実施することにより最終ヒートシンクへ熱を逃がせることから、炉心の冷却状態を長期的に維持できることを確認した。また、1次冷却材が原子炉格納容器内へと移行することで、原子炉格納容圧力・温度が上昇するが原子炉格納容器スプレイ系の作動により抑制できることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 2.6.7）には、本重要事故シーケンスにおける安定停止状態は、「原子炉安定停止状態として、1次冷却材温度が93℃以下の状態とする。」ことが示されている。</p> <p>補足説明資料（添付資料 2.6.1 ECCS 注水機能喪失時における低圧再循環運転への移行時間について）において、破断口径が2、4、6インチの場合の低圧再循環運転への切替時間の評価結果が示されている。</p>
<p>(iv) 初期の炉心損傷防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p>	<p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表 2.6.1 ECCS 注水機能喪失時における重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(ECCS 注水機能喪失の場合)</p> <p>① 2次系強制冷却に係る計装設備を確認。</p> <p>② 余熱除去系による炉心の冷却・除熱に係る計装設備を確認。</p>	<p>① 2次系強制冷却に係る計装設備として、1次冷却材高温側温度（広域）、1次冷却材圧力、主蒸気ライン圧力、余熱除去ループ流量等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 余熱除去系による炉心冷却に係る計装設備として、余熱除去ループ流量、格納容器再循環サンプ水位（広域）、燃料取替用水タンク水位等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p> <p>(ECCS 注水機能喪失の場合)</p> <p>① 余熱除去系の再循環運転による炉心冷却・除熱への移行条件を確認。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 燃料取替用水タンク水位計指示が16%になれば格納容器再循環サンプ水位（広域）指示70%以上を確認し、再循環切替操作を実施することが示されており、初期対策から安定停止状態に向けた対策への切り替える条件が明確となっていることを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水タンクへの補給 ・ イグナイタ起動操作 ・ 格納容器水素濃度計測装置等運転 ・ 高圧注入機能回復操作 ・ 充てんポンプによる炉心注水 ・ 格納容器再循環ファンの運転 <p>② 充てんポンプによる炉心注水については、「技術的能力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」において、フロントライン系故障時の手順として、1次冷却材喪失事象発生後、非常用炉心冷却設備である高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により炉心へ注水する機能が喪失した場合、充てんポンプによる炉心注水を行う手順を整備していること、燃料取替用水タンクへの補給については、「技術的能力1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」に、イグナイタ起動及び格納容器水素濃度計装装置等運転については、「技術的能力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、格納容器再循環ファンの運転については、「技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」に整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「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」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「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に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表2.6.1 ECCS 注水機能喪失時における重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等）</p> <p>（炉心の著しい損傷の防止）</p>	<p>2) 「付録1 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について 別紙表1-3-1 米国・欧州での重大事故対策に係る設備例との比較」において、炉心注入冷却、補助給水設備の容量、蒸気発生器代替給水手段等、米国・欧州での対策との比較を行っており、伊方3号炉の対策は国内外の先進的な対策と同等であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図においては、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>(i) 2次系強制冷却に関連する設備として、電動補助給水ポンプA、B、補助給水タンク、主蒸気逃がし弁等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定停止状態に向けた対策に関連する余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、格納容器再循環サンプA、B等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準、判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても網羅的に記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>1次冷却材の漏えい判断</u>：格納容器内圧力及び温度、格納容器サンプ水位、格納容器内モニタ、1次冷却材圧力、蒸気発生器圧力・水位等のパラメータにより判断。</p> <p><u>高圧注入機能喪失の判断</u>：高圧注入ポンプの起動失敗又は高圧注入ライン流量の指示が上昇しないことにより判断。</p> <p><u>補助給水流量調整判断</u>：蒸気発生器水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合、蒸気発生器狭域水位計指示範囲内に維持するよう調整。</p> <p><u>蓄圧タンク出口弁閉止判断</u>：余熱除去ポンプによる低圧注入が開始され、1次冷却材圧力計指示が安定（0.6MPa[gage]到達）すれば、蓄圧タンク出口弁を閉止。</p> <p><u>低圧再循環への切り替え判断</u>：燃料取替用水タンク水位計指示が16%になれば格納容器再循環サンプ水位（広域）指示70%以上を確認し、再循環切替操作を実施する。</p> <p><u>原子炉安定状態確認</u>：事象発生後約4時間後に低圧再循環に切り替え、炉心の長期的冷却が可能となる。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「図2.6.3 事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要（重要事故シーケンス「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」の事象進展）」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>
<p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p>	<p>(i) タイムチャートは「技術的能力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」等を踏まえ、以下のとおり整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1)(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は、「技術的能力 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」、「技術的能力 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」、「技術的能力 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」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」、「技術的能力 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」、「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 充てんポンプによる注水操作や燃料取替用水タンクへの補給操作、高圧注入機能の回復操作等、（実際には行うが）解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本重要事故シーケンスの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p> <p>(5) 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、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>a. 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報等の発信時点から10分後に開始する。</p> <p>b. a.の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、a.の操作から1分後に開始する。</p> <p>c. 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。</p> <p>d. 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。</p> <p>e. その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。</p> <p>なお、運転員等は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作現場までのアクセスルート状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。</p>

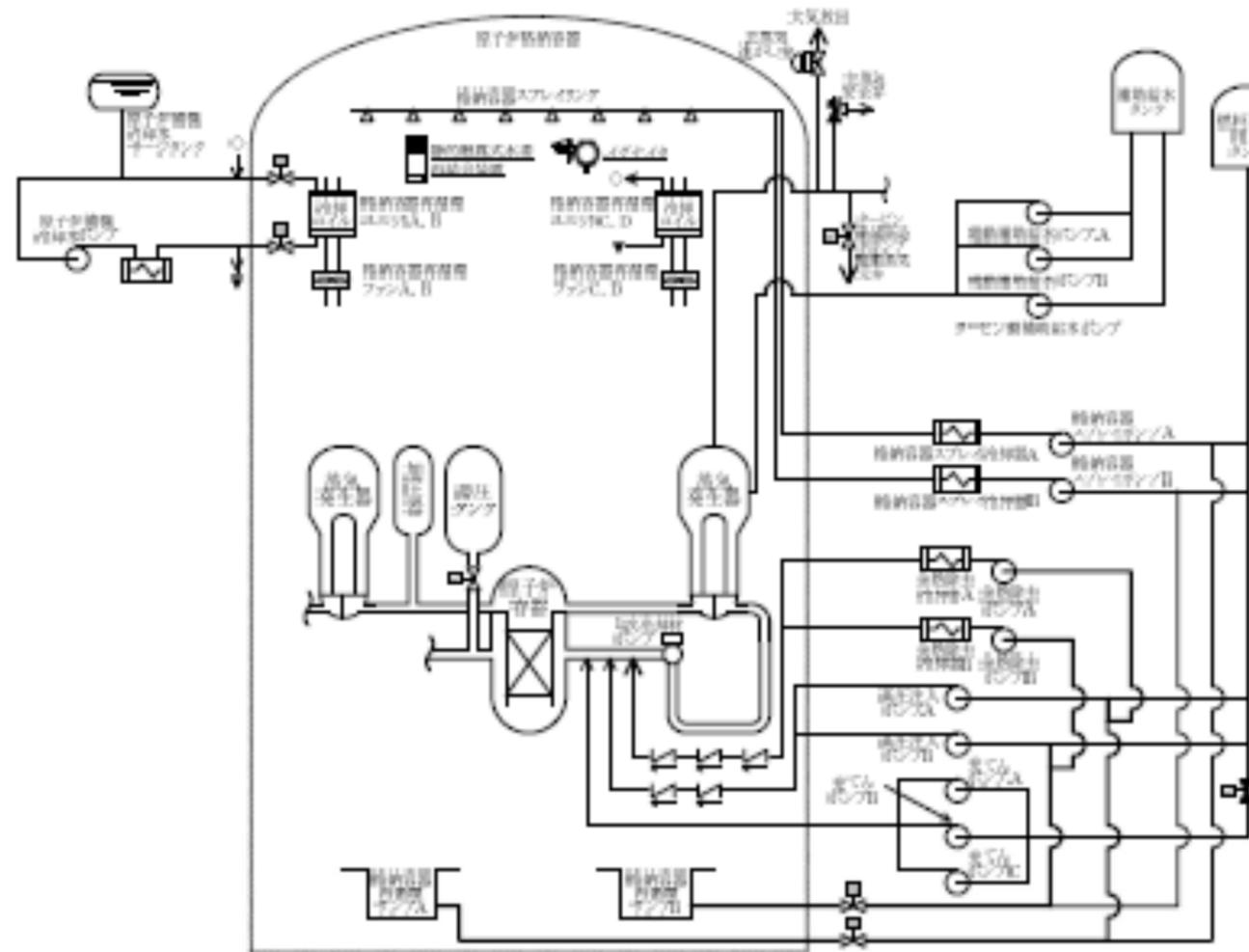


図 2.6.1 ECCS注水機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図

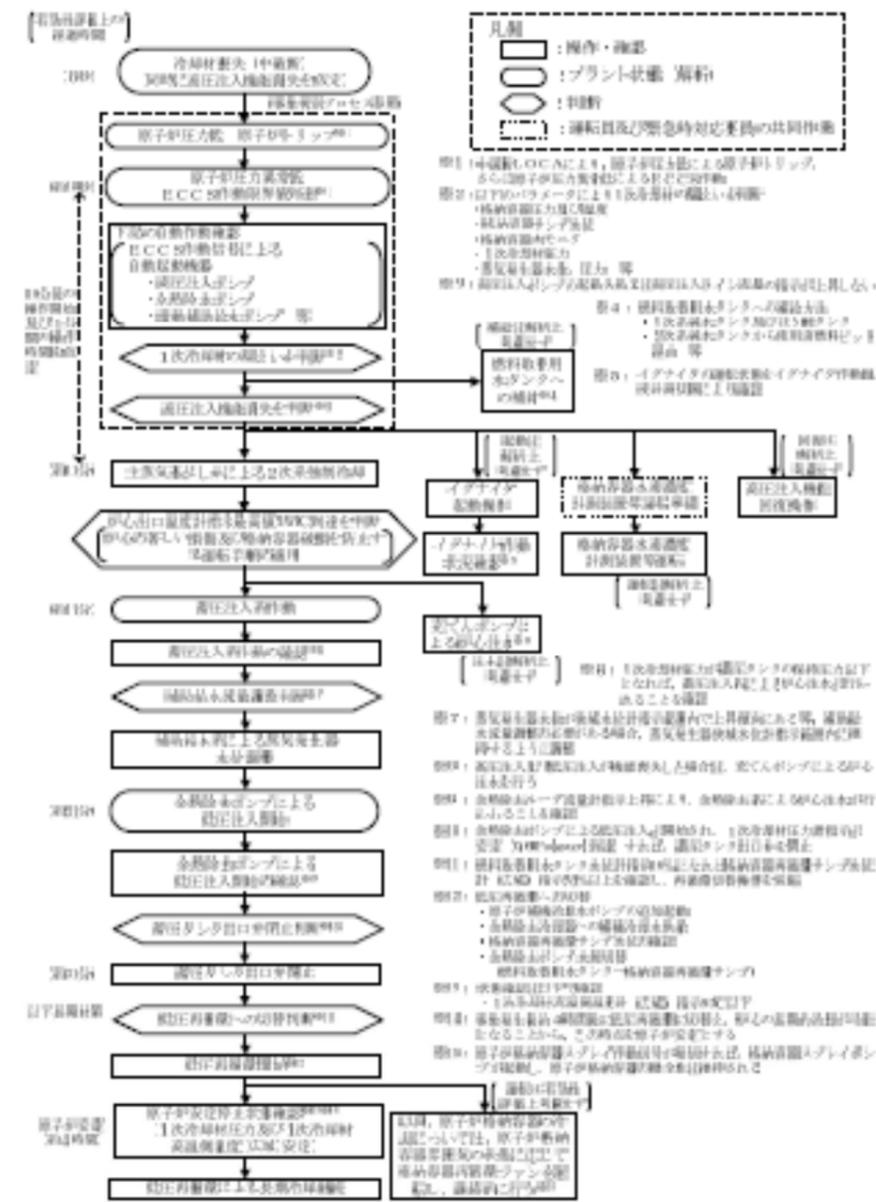
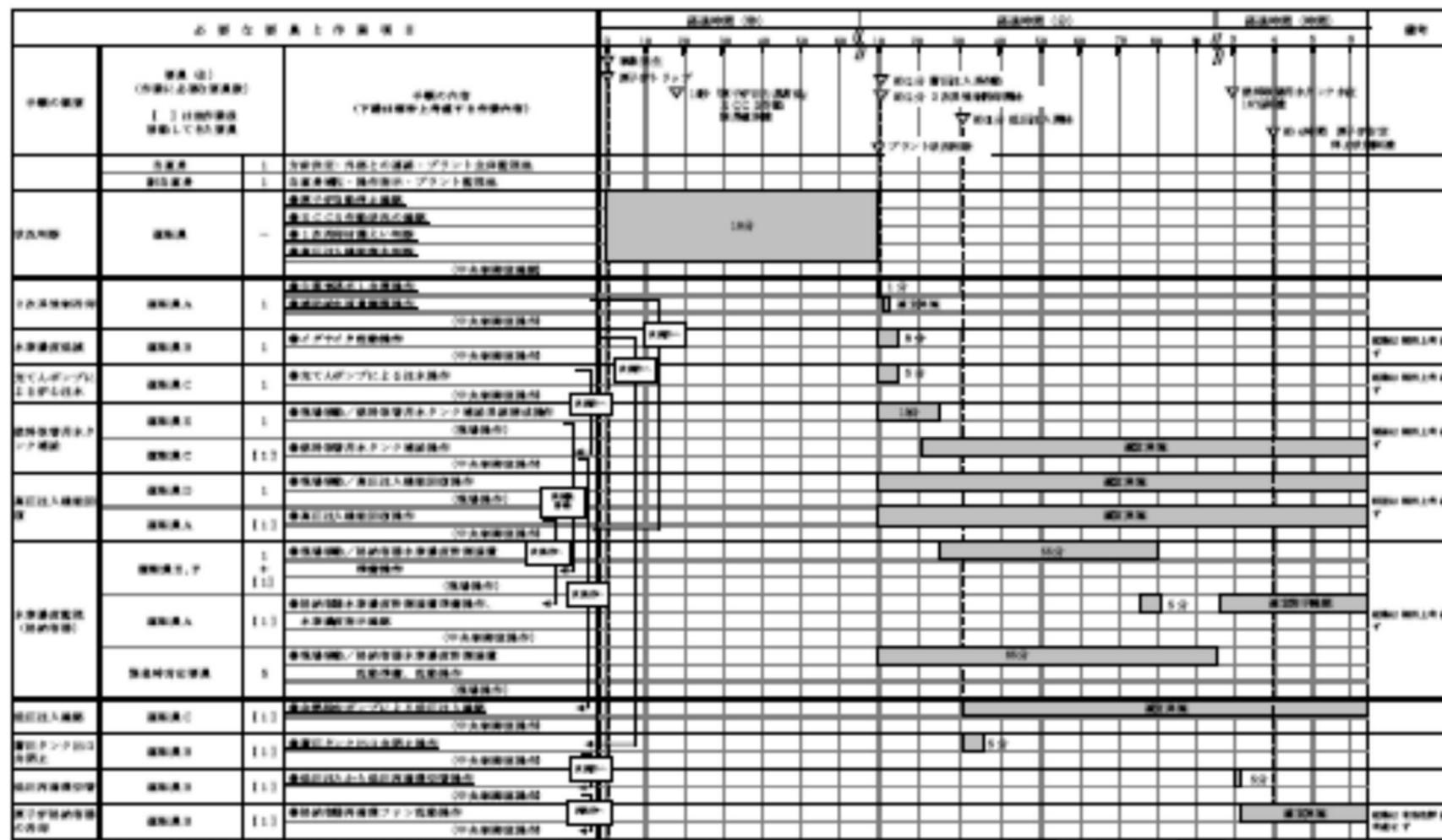


図 2.6.3 事故シナリオグループ「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要
（重要事故シナリオ「中絶新LOCA時に専任注入機能が喪失する事故」の事後処理）



上記所要時間は、4時間までの作業の最大所要時間である。その他、関係箇所へ連絡を行う連絡所要時間も確保する。
 各作業内容及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業準備、作業時間等を考慮した想定時間として記載する。

図2.6.4 ECCS注水機能喪失時（中破断LOCA時に赤田注入機能が喪失する事故）の作業と所要時間

2. 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(5) 複数の対策（例えば、常設設備と可搬型設備）がある場合には、各々の対策について有効性を評価することを基本とする。ただし、評価条件の包絡性が示すことができれば、包絡条件による有効性評価で代表してもよい。（例えば、起動に多くの人手及び時間を要し、かつ、容量が少ない可搬型設備の条件で常設設備の条件を包含させる場合。）</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRAの評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 選定された重要事故シーケンスはPRAで選定されたシーケンスと同一であることを確認した。</p> <p>② 本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」を選定する。これは、対策に必要な設備容量及び対策の実施に対する余裕時間の観点では、冷却材の流出流量が多いことから、より厳しい事故シーケンスとして選定することを確認した。重要事故シーケンスの選定にあたっては、有効性評価ガイド2.2.3の着眼点を踏まえ、破断口径の大きさによる1次冷却材の流出流量が多いことから、運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとすることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド 2.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>（i）評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <hr/> <p>（ii）使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>（i）本重要事故シーケンスにおける重要現象として、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流、1次系における冷却材放出、沸騰・凝縮・ポイド率変化、ECCS 強制注入及び ECCS 蓄圧タンク注入並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側給水が挙げられていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <hr/> <p>（ii）上記（i）で確認した重要現象である炉心における1次冷却材の沸騰やポイド率の変化、気液分離や対向流、1次冷却系からの冷却材の放出及び沸騰やポイド率の変化、蒸気発生器における1次側と2次側との熱伝達等を取り扱うことができる M-RELAP5 を用いることを確認した。M-RELAP5 の適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（1）有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>（3）不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド 2.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) PWR</p> <p>g. ECCS 注水機能喪失</p> <p>(a) 大破断 LOCA</p> <p>a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 大破断 LOCA の発生後、ECCS 注水機能喪失によって、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断を想定する。</p> <p>ii. 原子炉冷却材圧力バウンダリの破断口径及び破断位置は、蓄圧注入系及び低圧注入系による炉心冷却を必要とする範囲とする。</p> <p>iii. 低圧注入系（注入モード）の機能喪失を仮定する。</p> <p>c) 対策例</p> <p>i. 早期・大容量の代替注入による炉心冷却機能を確保</p> <p>(b) 中小破断 LOCA</p> <p>a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 中小破断 LOCA の発生後、ECCS 注水機能喪失によって、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断を想定する。</p> <p>ii. 原子炉冷却材圧力バウンダリの破断口径及び破断位置は、低圧注入を行うために原子炉の減圧又は高圧注入系による炉心冷却が必要な範囲とする。</p> <p>iii. 高圧注入系（注入モード）の機能喪失を仮定する。</p> <p>c) 対策例</p> <p>i. 原子炉が高圧の状態では高圧可能な代替注入、又は原子炉を減圧した上での低圧注入系又は代替注入設備による注入によって炉心冷却機能を確保</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(ECCS 注水機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 中破断 LOCA を想定している場合、中破断 LOCA の口径には幅があるため、選定の考え方を確認（破断口径のスペクトル解析を行って傾向が把握されているか）。 	<p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はないものとする。これは、常用系機器の機能喪失及び工学的安全設備の作動遅れにより、炉心の冷却の観点では、厳しい設定となることを確認した。</p> <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>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 15cm (6 インチ)、約 10cm (4 インチ)、約 5cm (2 インチ) とする。これは、高圧注入系が機能喪失した場合、低圧注入を行うために 1 次冷却系の減圧が必要な破断口径の範囲として、不確かさも考慮した設定である。破断位置は、低温側配管（原子炉圧力容器と ECCS の注水配管の間）とする。この場合、破断ループに接続された ECCS の注水効果に期待できないことなどにより、炉心の冷却の観点では、厳しい設定となることを確認した。また、安全機能喪失の仮定として、高圧注入機能が喪失するものとしており、起因事象や安全機能喪失の仮定は、PRA の評価で選定した重要事故シーケンスと一致した内容であることを確認した。</p> <p>② 「表 2.6.2 主要解析条件」において、初期条件、事故条件について炉心崩壊熱 1 次系圧力/温度、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 炉心損傷防止対策の実施時間</p> <p>(a) 炉心損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 炉心損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>(ECCS 注水機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 余熱除去ポンプの使用台数、用いる注入特性とその考え方を確認。 補助給水ポンプについて、使用台数、流量等を確認。 主蒸気逃がし弁の使用個数、容量を確認。 蓄圧タンクの初期保持圧力・初期保有水量の設定とその考え方を確認。 <p>(ii) 有効性評価ガイド 2.2.2(3)c. にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>確認結果（伊方）</p> <p>(i) 機器条件として、蓄圧タンクの保有水量は、最小保有水量 29.0m³/基を用いる。また、低圧注入における炉心注水流量は、余熱除去ポンプ 2 台使用時の最小注入特性を用いることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「表 2.6.2 主要解析条件」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p>原子炉トリップ信号：原子炉圧力低（12.73MPa[gage]、応答時間 2.0 秒）を用いることを確認した。その理由として、トリップ設定値に計器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、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。</p> <p>余熱除去ポンプ：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、炉心への注水流量を少なくする観点から、設計値に注水配管の流路抵抗等を考慮した最小注入特性（低圧注入特性：0～約 830m³/h、0～約 0.7MPa[gage]）として設定。</p> <p>補助給水ポンプ：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 ECCS 作動限界値到達から 60 秒後に給水を開始する設定とし、流量は蒸気発生器 3 基あたり 280m³/h と設定。</p> <p>蓄圧タンク：炉心への注水のタイミングを遅くする観点及び炉心注水を少なくする観点で、最低保持圧力及び最低保有水量（4.04MPa[gage]、29.0m³/基）として設定。</p> <p>主蒸気逃がし弁：定格主蒸気流量の 10%/個を設定。</p> <p>補足説明資料（添付資料 2.6.5 ECCS 注水機能喪失時における蓄圧タンク初期条件設定の影響）において、蓄圧タンクの初期圧力及び初期保有水量についての感度解析の結果が示されている。</p> <p>(iii) 本重要事故シーケンスにおいて、安全機能の喪失を仮定している高圧注入機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開</p>	<p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策の操作条件を確認するとともに、操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>ートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>本重要事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、2次系強制冷却及び補助給水流量調整、充てんポンプによる炉心注水、水素濃度低減、蓄圧タンク出口弁閉止、低圧再循環切替、格納容器再循環ファン起動操作については中央制御室からの操作であり、現場操作はない。</p> <p><u>燃料取替用水タンクへの補給操作（有効性評価上期待しない操作）</u>：「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員1名及び現場の緊急時対応要員2名であり、現場での系統構成に15分と想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。なお、中央制御室での燃料取替用水タンクへの補給操作は有効性評価上、考慮しない。</p> <p><u>格納容器水素濃度監視</u>：「技術的能力 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」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員1名、現場対応の運転員2名及び緊急時対応要員5名であり、現場での格納容器水素濃度計測装置準備操作に35分、中央制御室での格納容器水素濃度計測装置準備操作、水素濃度指示確認に20分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、<u>2次系強制冷却操作の開始時間は、ECCS 作動信号の発信から10分後とし、主蒸気逃がし弁の開操作に1分を要するとする</u>ことを確認した。この設定は「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」に倣ったものあることを確認した。さらに、実際には行うが有効性評価上は期待しない現場操作である、高圧注入機能の回復操作、格納容器内水素濃度監視等の作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間としていることを確認した。</p> <p>③ 2次系強制冷却の操作余裕時間の評価については、「(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(設置許可基準規則第 37 条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-3 上記1-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。 (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。 (b) 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の1.2倍又は限界圧力を下回ること。 (c) 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又は限界圧力を下回ること。 (d) 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又は限界温度を下回ること。</p> <p>1-5 上記1-3(a)の「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」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。 (a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。 (b) 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。</p> <p>1-6 上記1-3及び2-3の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。</p>	
<p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果をj確認できるパラメータを確認。</p>	<p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷の恐れに至るプロセス、初期の炉心損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 図 2.6.8、図 2.6.18 及び図 2.6.28 より、事象発生と同時に破断流量が確認できること、破断口径の相違に応じた破断流量の挙動となっていることを確認した。また、図 2.6.5、図 2.6.15 及び図 2.6.25 からは、LOCA の発生により 1 次系圧力が低下していること、破断口径の相違に応じた 1 次系圧力の低下挙動が示されていることを確認した。</p> <p>③ 図 2.6.14、図 2.6.24 及び図 2.6.34 より、2 次系強制冷却の開始により連続的な主蒸気流量が確認できること、図 2.6.12、図 2.6.22 及び図 2.6.32 からは 2 次系強制冷却の開始により 2 次系圧力が低下していること、図 2.6.13、図 2.6.23 及び図 2.6.33 からは主蒸気の放出による蒸気発生器の保有水の減少に追従して補助給水は最大流量（約 25kg/s/SG）で注入されていることから、2 次系強制冷却に関する動的機器が意図通り作動していることを確認した。</p> <p>④ 図 2.6.5、図 2.5.15 及び図 2.5.25 より、2 次系強制冷却により 1 次系の圧力が低下し、蓄圧タンク及び余熱除去系による注入が促進されること、図</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(ECCS 注水機能喪失の場合) 起因事象に関連するパラメータ： ・ 破断流量の推移 動的機器の作動状況： ・ 主蒸気流量 ・ ECCS 注水流量 ・ 補助給水流量 対策の効果： ・ 2 次系圧力 ・ 1 次系圧力 ・ ECCS 注水流量 ・ 破断流量 ・ 1 次系保有水量 ・ 気泡炉心水位 ・ 燃料被覆管温度</p> <p>記載要領（例） ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</p>	<p>2.6.8、図 2.6.18 及び図 2.6.28 において破断流量が低下していること（2 インチで顕著）、図 2.6.9、図 2.6.19 及び図 2.6.29 において、気泡炉心水位はループシールの形成時や蓄圧タンクや余熱除去系による注入が開始するまでの期間においては TAF 以下となるものの、それ以外の期間においては蓄圧タンク、余熱除去系の作動により冠水状態を維持していることから燃料被覆管の温度は 1200℃を下回っていることを確認した。また、破断流量の増減、1 次系圧力や炉心気泡水位の変曲点等については、蓄圧タンクや余熱除去系による注入の影響、1 次系内の流動状況等の関係を考察し、物理的に妥当な説明が加えられていることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 2.6.6 ECCS 注水機能喪失時における注水温度の影響について）において、燃料取替用水タンク等注水源の水温についての感度解析の結果が示されている。</p>
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。 ① 燃料被覆管温度（酸化量） ② 1 次系の圧力損失を考慮した 1 次系圧力 ③ 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、ECCS 注水機能の喪失に伴い 1 次冷却系の保有水量が減少し、4 インチ破断及び 2 インチ破断の場合は、炉心が露出するが、2 次系強制冷却、蓄圧注入及び低圧注入により、PCT は 6 インチ破断の場合は約 380℃、4 インチ破断の場合は約 731℃、2 インチ破断の場合は約 496℃であり、4 インチ破断の場合でも、燃料被覆管の酸化量は約 0.1%にとどまる。また、1 次冷却系の最高圧力は、いずれの場合も約 16.2MPa[gage]に抑えられる。中破断 LOCA により、1 次冷却材が原子炉格納容器内に漏えいすることで原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっている。なお、格納容器スプレイ設備の性能は、設計基準事故（原子炉冷却材喪失）において、大破断 LOCA を想定した解析で評価しており、原子炉格納容器の最高圧力は約 0.214MPa[gage]に、原子炉格納容器の最高温度は約 120℃に抑えられることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 燃料被覆管温度は、ループシールの形成時や蓄圧タンクや余熱除去系による注入が開始するまでの期間においては炉心気泡水位が TAF 以下となることから上昇傾向を示すものの、破断口径 2、4、6 インチの結果ともに、評価期間を通じて 1200℃以下となっていることを確認した。また、当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。</p> <p>② 本重要事故シーケンスでは LOCA を想定しており、1 次系圧力は初期値である 15.43MPa[gage]以下にとどまり、評価期間を通じて最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回っていることを確認した。</p> <p>③ LOCA の発生により 1 次冷却材が原子炉格納容器へと移行すれば、原子炉格納容器圧力・温度は上昇するが、格納容器スプレイの作動により抑制できることを確認した。（本重要事故シーケンスの結果は、原子炉格納容器圧力上昇の観点からより厳しい DBA 解析の結果で包絡できることを示している）</p>
<p>(iii) 初期の炉心防止対策により、炉心の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、図 2.6.11、図 2.6.21 及び図 2.6.31 にあるとおり、初期の炉心損傷防止対策である 2 次系強制冷却による蓄圧タンクと余熱除去系の作動促進及び漏えい量の低減により、燃料被覆管の温度は 1200℃以下に抑えられていることから炉心の著しい損傷は防止できていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド2.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>（i）原子炉が安定停止状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び1次系圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p>	<p>（i）安定停止状態になるまでの評価について、<u>低圧再循環による炉心冷却により原子炉を安定停止状態へ移行させることができる</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 図2.6.9、図2.6.19及び図2.6.29にあるとおり、事象発生後60分時点においても炉心気泡水位はTAF以上を維持すること、図2.6.11、図2.6.21及び図2.6.31より燃料被覆管温度は低下傾向を示していること、事象発生から約4時間以降は余熱除去系による低圧再循環運転に移行して継続的に炉心の冷却・除熱を実施することにより原子炉安定停止状態を維持できることを確認した。また、LOCAの発生により、1次冷却材が原子炉格納容器へと移行すれば、原子炉格納容器圧力・温度は上昇するが、格納容器スプレイの作動により抑制できることを確認した。（本重要事故シーケンスの結果は、原子炉格納容器圧力上昇の観点からより厳しいDBA解析の結果で包絡できることを示している。）</p> <p><u>補足説明資料（添付資料2.6.7安定停止状態について（中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故））において、余熱除去系が低圧再循環を実施できる条件となるまでの時間評価を行っており、低圧再循環が可能となる時間は6インチで約3時間後、4インチで約4時間後、2インチで約8時間後であることが示されている。</u></p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

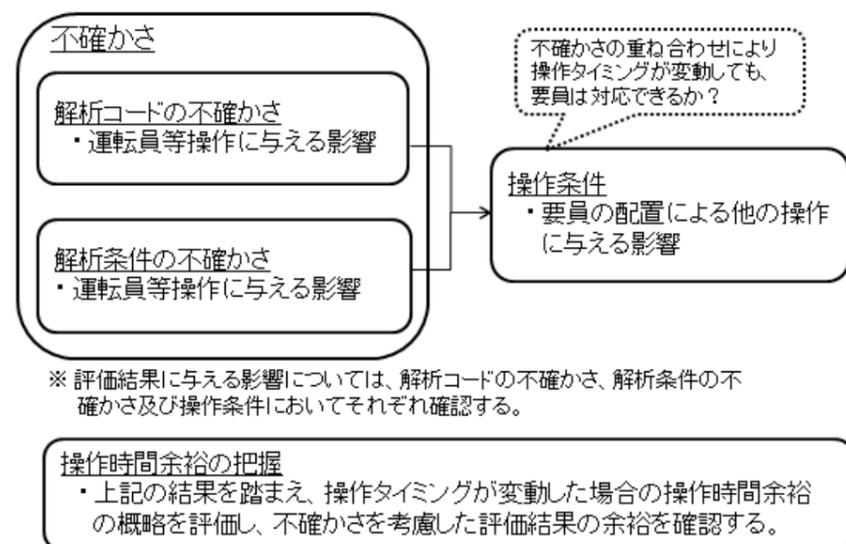
確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりが無いことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1) 解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3) 操作時間余裕を確認する。



※ 評価結果に与える影響については、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさ及び操作条件においてそれぞれ確認する。

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。また、「1.1(4) 有効性評価における解析条件の設定」において、「解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、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」としていることを確認した。</p> <p>参考：「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>（参考：1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針）</p> <p>1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。</p> <p>不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>（ii）解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>（ii）不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、ECCS 作動信号の発信を起点に操作を開始する2次系強制冷却であることを確認した。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象*の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響は以下の通りであることを確認した。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ORNL/THTF 試験等との比較から、炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達を最大で 40%小さく評価する可能性があることを確認した。 TMI 事故解析との比較から、炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、酸化量を大きく評価するジルコニウム-水反応式を採用しているため、酸化発熱を大きく、燃料被覆管温度を高く評価することを確認した。 ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験等との比較から、炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で 0.3 m 低く評価する可能性があることを確認した。 美浜 2 号機の蒸気発生器伝熱管損傷解析との比較から、1 次系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析において、サブクール領域での漏えい率を 10%大きく若しくは小さく評価する可能性があること、また、二相領域での漏えい率を 10%小さく若しくは 50%大きく評価する可能性があることを確認した。 ROSA/LSTF SB-CL-39 試験等との比較から、1 次系における沸騰・凝縮・ポイド率変化の不確かさとして、2 次系強制冷却による減圧時に 1 次系圧力を最大で 0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。 ROSA/LSTF SB-CL-39 試験等との比較から、蒸気発生器における 1 次側・2 次側の熱伝達の不確かさとして、2 次系強制冷却による減圧時に 1 次系圧力を最大で 0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。 <p>以上より、解析コードが有する不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさを踏まえた場合、燃料被覆管温度を起点としている運転員等操作はないこと、炉心水位を起点としている運転員等操作はないこと、1 次系における冷却材放出の不確かさはあるものの、破断口径に関するスペクトル解析（2、4、6 インチ）にて冷却材放出の不確かさを考慮していること、ECCS 信号は二相臨界流の状態（約 8MPa[gage]以下）ではなく、事象初期のサブクール臨界流の時点で発信（約 15.4MPa[gage]～約 8MPa[gage]の範囲）していること、ECCS 作動信号は、2 次系強制冷却開始より前に発信することから、いずれも運転員等操作に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが解析結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、<u>M-RELAP5 を用いて 1 次冷却系の挙動について解析した場合、試験データと比較して 2 次系強制冷却による 1 次冷却系の減温・減圧時に、1 次冷却系圧力を数百 kPa 程度高く評価する傾向がある。このため、解析結果よりも 1 次冷却系の減温・減圧が速くなることで、実際の漏えい流量は少なくなり評価項目に対する余裕は大きくなる</u>ことを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに対する影響の具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ORNL/THTF 試験等との比較から、炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達を最大で 40%小さく評価する可能性があることを確認した。 TMI 事故解析との比較から、炉心における燃料被覆管酸化の不確かさとして、酸化量を大きく評価するジルコニウム-水反応式を採用しているため、酸化発熱を大きく、燃料被覆管温度を高く評価することを確認した。 ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験等との比較から、炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で 0.3 m 低く評価する可能性があることを確認した。 美浜 2 号機の蒸気発生器伝熱管損傷解析との比較から、1 次系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析において、サブクール領域での漏えい率を 10%大きく若しくは小さく評価する可能性があること、また、二相領域での漏えい率を 10%小さく若しくは 50%

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>大きく評価する可能性があることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ ROSA/LSTF SB-CL-39 試験等との比較から、1次系における沸騰・凝縮・ポイド率変化の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。 ・ ROSA/LSTF SB-CL-39 試験等との比較から、蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に1次系圧力を最大で0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。 <p>以上より、解析コードが有する不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさ、炉心における燃料被覆管酸化の不確かさ、炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさ、1次系における沸騰・凝縮・ポイド率変化の不確かさ、蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達の不確かさを考慮した場合は評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。なお、1次系における冷却材放出の不確かさについては、破断口径に関するスペクトル解析（2、4、6 インチ）にて冷却材放出の不確かさを考慮し、それぞれについて評価項目となるパラメータが基準を満足していることを確認している。</p> <p>補足説明資料（添付資料 2.6.8 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（ECCS 注入機能喪失））において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(ECCS 注水機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、2 次系強制冷却操作の開始時間への感度を確認。</p> <p>② 破断口径が変動した場合について、2 次系強制冷却操作の開始時間への感度を確認。</p> <p>③ 蒸気発生器 2 次側保有水量が変動した場合について、2 次系強制冷却操作開始への感度を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響については、初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、破断口径及び蓄圧タンク初期保有水量について影響評価を行うことを確認した。影響評価内容は以下のとおり。なお、伊方 3 号炉は蒸気発生器 2 次側保有水量に設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しており、実際には解析設定値よりも小さいことから 1 次系圧力、温度の低下が早くなる。このため、実際の 2 次系強制冷却の開始タイミングは解析結果よりも早くなることを確認した。</p> <p>② 破断口径の変動を考慮した場合、1 次系からの漏えい率の変動することにより、1 次系圧力の低下に影響を与える。このため、1 次系圧力の低下により発信する ECCS 作動信号の発信を起点としている 2 次系強制冷却の開始タイミングが変動することを確認した。</p> <p>③ 該当なし。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(ECCS 注水機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、評価結果への影響を確認。</p> <p>② 破断口径が変動（2、4、6 インチ破断）した場合について、評価結果への影響を確認。</p> <p>③ 蓄圧タンクの初期保有水量が変動した場合について、評価項目となるパラメータへの感度を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響については、蓄圧タンクの保有水量について、全量が炉心へ注水される前に蓄圧タンク出口弁を閉止する場合には、解析条件として最小保有水量に設定することが保守的な設定とならない場合がある。これは、蓄圧タンク内の圧力変化と気相部体積の膨張量の関係から、蓄圧タンク内の初期の保有水量が少なく気相部の初期の体積が大きい方が、気相部圧力が持続しやすく、蓄圧タンク出口弁を閉止するまでの炉心への注水量が多くなるためである。解析条件では、蓄圧タンクの保有水量を最小保有水量に設定していることから、上記の影響を確認するため、解析結果において炉心が露出した 4 インチ破断及び 2 インチ破断において、蓄圧タンクの初期の保有水量に最大保有水量を与えた場合の感度解析を実施した。結果としては、4 インチ破断の場合、蓄圧タンクからの注水流量が少なくなり、PCT は約 791℃となる。2 インチ破断の場合は、炉心露出期間が短くなり、約 392℃となる。この結果より、PCT が 1,200℃以下であるという評価項目を満足することに変わりはない。破断口径の変動を考慮した場合、1 次冷却材の漏えい流量が変動することで、解析結果に影響を与える可能性がある。このため、4 インチから 2 インチ及び 4 インチから 6 インチの間の破断口径の場合について、事象初期の破断流量、蓄圧注入及び低圧注入開始時期等の観点から検討した。結果として、いずれの場合も PCT が低下する傾向となることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。なお、伊方 3 号炉は蒸気発生器 2 次側保有水量に設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しており、実際には解析設定値よりも小さいことから、1 次系からの漏えい率及び 1 次冷却材の蒸散率が小さくなり、1 次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>④ 蒸気発生器 2 次側保有水量が変動した場合について、評価項目となるパラメータへの感度を確認。</p>	<p>② 破断口径の変動を考慮した場合、1 次系からの漏えい率が変動することにより、1 次系保有水量に影響を与えることから、評価結果に対する影響について、2、4、6 インチ及びその間の傾向について以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p><u>6 インチ破断</u>：破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに、1 次系圧力の低下が速くなり、早期にループシールが解除されることにより、蓄圧注入が開始される。その後、2 次系強制冷却の開始後に低圧注入が開始される。その結果、炉心が露出することはない。</p> <p><u>4 インチ破断</u>：事象初期の破断流量及び 1 次系圧力の低下は 6 インチ破断と 2 インチ破断の中間程度であり、比較的早期にループシールが解除されるが、1 次系保有水量の減少により一時的に炉心は露出する。その後、1 次系圧力の低下により蓄圧注入が開始されるとともに、2 次系強制冷却を開始することにより炉心は再冠水し、燃料被覆管温度は低下に転じる。その後、低圧注入が開始される。</p> <p><u>2 インチ破断</u>：破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに 1 次系圧力の低下が遅くなり、2 次系強制冷却開始後に蓄圧注入及び低圧注入が開始される。その後、一時的に炉心は露出するが、ループシールが解除されることにより炉心は再冠水し、燃料被覆管温度は低下に転じる。</p> <p><u>4～2 インチの間</u>：破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに 1 次系圧力の低下が遅くなり、ループシールの解除は遅くなる傾向となる。また、2 次系強制冷却開始後に蓄圧注入及び低圧注入が開始されるが、1 次系保有水量の減少が遅く、炉心が露出しにくくなることから、燃料被覆管温度は低くなる傾向となる。</p> <p><u>6～4 インチの間</u>：破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに 1 次系圧力の低下が速くなり、事象初期にループシールが解除される。その後、2 次系強制冷却開始前に蓄圧注入が開始されることにより炉心水位は回復し、低圧注入開始までの時間が比較的早くなることから、燃料被覆管温度が低下する傾向となる。</p> <p>補足説明資料（添付資料 2.6.9 ECCS 注水機能喪失事象の破断スペクトルについて）において、破断口径が 2、4、6 インチの場合の解析結果及び 2～4 インチの間、4～6 インチの間の PCT の傾向が示されている。</p> <p>③ 蓄圧タンクの初期保有水量の変動を考慮した場合、解析条件として設定している初期保有水量より保有水量を多くした方が、初期の蓄圧タンク気相部の体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなることから、1 次系への注水量及び注水流量の観点から厳しくなるため、その影響を確認した。結果、4 インチの場合の燃料被覆管温度の最高値（PCT）は約 791℃（ベースケースは約 731℃）、2 インチの場合の PCT は約 392℃（ベースケースは約 496℃）となり、いずれの結果も評価項目に対して十分な余裕があり、蓄圧タンク初期保有水量が評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>④ 該当なし。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置については、<u>2次系強制冷却操作が必要なタイミングが変動する可能性があるが、この操作は中央制御室で専任の運転員が担当することから、必要なタイミングに変動があったとしても、この変動に対応が可能であり、対策の実施に与える影響はない</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 図 2.6.4 にあるとおり、2次系強制冷却は中央制御室で行う操作であり、その他現場で行う操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 2次系強制冷却操作を行う要員は、本操作を実施した後、高圧注入機能の回復操作、格納容器水素濃度計測装置準備操作や水素濃度計指示確認を行うが、いずれの操作も中央制御室からの操作となるため、操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 図 2.6.4 にあるとおり、各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果</u>に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>1) 2次系強制冷却操作は、炉心崩壊熱等の不確かさにより1次系温度及び圧力の低下が速くなると、ECCS 作動信号の発信が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。この場合には、1系からの漏えい量が少なくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕大きくなることを確認した。また、破断口径の不確かさにより、1次系からの破断流量が小さくなる場合は1次系圧力の低下が遅くなり、本操作が遅れ評価結果に影響を及ぼすと考えられるが、本操作の操作時間余裕については、「(3) 操作時間余裕の把握」にて確認する。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (ECCS 注水機能喪失の場合)</p> <p>① 2次系強制冷却の開始時間余裕を確認。</p>	<p>(i) 2次系強制冷却操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 2次系強制冷却の開始時間に対する時間余裕を確認するため、操作開始を5分遅らせた感度解析を行った。その結果、操作時間遅れはPCTへの感度（4インチの場合は808℃（ベースケースは731℃）、2インチの場合は580℃（ベースケースは496℃））があるものの、いずれも評価項目に対して十分な余裕があることから、時間余裕としてECCS作動信号の発信から15分程度は確保できることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料2.6.10 ECCS注水機能喪失時における2次系強制冷却操作の時間余裕について）において、破断口径が2、4、6インチの場合について、2次系強制減圧操作に5分の操作開始遅れを想定した場合の解析結果が示されている。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 （a）想定する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あつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>有効性評価ガイド 2.2 有効性評価に係る標準評価手法 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲 （4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p>	
<p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。 （i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は17名である。これに対して、運転員及び緊急時対応要員は32名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る緊急時対応要員等を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対応可能であることから、3号炉の重大事故等への対応と1・2号炉のSFPへの対応が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）本事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、重大事故等対策設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能であることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① ディーゼル発電機の電源負荷については、DBA時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策時に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(iii) 安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>(iii) 水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 初期対策である余熱除去ポンプの水源は燃料取替用水タンクであり、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位に到達した以降は、格納容器再循環サンプを水源とした低圧再循環により炉心注水を維持するため、水源の補給は必要とせずに安定停止状態まで移行できることを確認した。</p>
<p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>(iv) 発災から7日間の資源、水源の充足性について、<u>本重要事故シーケンスが発生し、7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合に必要となる重油量は約516kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽及び重油タンクに備蓄された重油量は約516kLであり対応が可能である。緊急時対策所用発電機の7日間の運転継続に必要な軽油量は約5kLである。これに対して、発電所内の軽油タンクに備蓄された軽油量約55kLで対応が可能である</u>ことを確認した。水源については、上記(iii)にあるとおり、初期対策としては燃料取替用水タンクの保有水を用い、長期対策としては、格納容器再循環サンプを水源とすることを確認しており、発災から7日間については電源、水源ともに外部支援は必要としないことを確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた炉心損傷防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から炉心損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している2次系強制冷却、低圧注入等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」において2次系強制冷却、低圧注入等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（高圧注入ポンプ等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。</p> <p>また、2次系強制冷却、低圧注入等により炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、低圧再循環による炉心冷却へ移行する対策が整備されていることを確認した。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

ECCS再循環機能喪失

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策	2.7-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	2.7-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方	2.7-3
(3) 炉心損傷防止対策	2.7-4
2. 炉心損傷防止対策の有効性評価	2.7-11
(1) 有効性評価の方法	2.7-11
(2) 有効性評価の条件	2.7-13
(3) 有効性評価の結果	2.7-17
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	2.7-20
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	2.7-22
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	2.7-23
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	2.7-23
b. 操作条件	2.7-25
(3) 感度解析	2.7-26
(4) 操作時間余裕の把握	2.7-27
4. 必要な要員及び資源の評価	2.7-28
5. 結論	2.7-30

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（炉心損傷防止対策の有効性評価：ECCS再循環機能喪失）

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）																			
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」における事故シーケンスは、以下の3つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故、 ・ 中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故 ・ 小破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故 <p>（PRAまとめ資料抜粋）</p> <table border="1" data-bbox="1202 682 2730 976"> <tr> <td rowspan="3">ECCS再循環機能喪失</td> <td>大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗</td> <td>代替再循環(蒸気発生器スプレッドポンプ活用)あるいは代替再循環(再循環ポンプ隔離弁バイパス弁+低圧再循環)+蒸気発生器内自然対流冷却</td> <td>低</td> <td>高</td> <td>高</td> <td>低</td> </tr> <tr> <td>中破断LOCA+高圧再循環失敗</td> <td>2次系強制冷却+低圧再循環</td> <td>低</td> <td>中</td> <td>中</td> <td>中</td> </tr> <tr> <td>小破断LOCA+高圧再循環失敗</td> <td></td> <td>低</td> <td>低</td> <td>低</td> <td>高</td> </tr> </table> <p>ECCS再循環機能喪失の起因事象として、審査ガイドの着眼点を踏まえ、最も厳しい「大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗」を選定。</p> <p>a. 各事故シーケンスについて、共通原因故障又は系統間の機能依存性はない。 b. 破断口径が大きい方が、1次冷却材の流出が多く、再循環切替までの時間が短いため、再循環失敗時点での炉心温度が大きく、炉心損傷防止のための対応操作に係る時間余裕が小さい。 c. 破断口径が大きい方が、1次冷却材の流出が多く、再循環切替までの時間が短いため、再循環失敗時点での炉心温度が大きく、炉心損傷防止のために要求される設備容量(再循環流量)が大きくなる。 d. LOCA+ECCS再循環失敗という当該事故シーケンスグループの特徴を有し、かつCDFへの寄与割合が最も高い「小破断LOCA+高圧再循環失敗」を、代表的観点で「高」とした。</p> <p>また、高圧再循環失敗時における炉心損傷防止対策である「2次系強制冷却+低圧再循環」は、「中破断LOCA+高圧注入失敗」等の対策である「2次系強制冷却+低圧注入」と使用形態が同じであるため、同対策の有効性を確認することで包絡できる。さらにその手段に失敗した場合においても、蒸気発生器スプレッドポンプを活用した代替再循環に期待できる。</p>	ECCS再循環機能喪失	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	代替再循環(蒸気発生器スプレッドポンプ活用)あるいは代替再循環(再循環ポンプ隔離弁バイパス弁+低圧再循環)+蒸気発生器内自然対流冷却	低	高	高	低	中破断LOCA+高圧再循環失敗	2次系強制冷却+低圧再循環	低	中	中	中	小破断LOCA+高圧再循環失敗		低	低	低	高
ECCS再循環機能喪失	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗		代替再循環(蒸気発生器スプレッドポンプ活用)あるいは代替再循環(再循環ポンプ隔離弁バイパス弁+低圧再循環)+蒸気発生器内自然対流冷却	低	高	高	低													
	中破断LOCA+高圧再循環失敗		2次系強制冷却+低圧再循環	低	中	中	中													
	小破断LOCA+高圧再循環失敗		低	低	低	高														

※ 本資料の確認結果に記載の図表番号については、補足説明資料の図表番号であり、原子炉設置変更許可申請書の図表番号とは異なる。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起回事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p>	<p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、LOCAの発生後、ECCS再循環機能の喪失に伴い1次冷却系の保有水量の減少が継続し、炉心損傷に至ることを確認した。具体的には、「原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生し、燃料取替用水タンクを水源としたECCSによる炉心への注水を行った後に、格納容器再循環サンプを水源とするECCSの再循環による炉心への注水機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、1次系保有水量が減少し、炉心損傷に至る」であり、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものであることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、炉心損傷を防止するためには、ECCS再循環機能の代替策により継続して炉心注水を行い、炉心を冷却する必要があることを確認した。本事故シーケンスグループの特徴を踏まえた必要な機能は、再循環を代替する機能であり、具体的には、初期の対策として、格納容器再循環サンプ隔離弁バイパス弁による代替再循環あるいは格納容器スプレイポンプによる代替再循環により炉心注水を継続することで炉心損傷を防止する必要があることを確認した。長期的な対策としては、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行う（代替再循環の継続）ことによって炉心の除熱を行う必要があることを確認した。</p>

(3) 炉心損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 重要事故シーケンス及びその他の事故シーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>(i) 本事故シーケンスグループでは、1次冷却材の漏えい、低圧再循環機能の喪失を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、「表 2.7.1 ECCS 再循環機能喪失時（格納容器スプレイポンプによる代替再循環を行う場合）における重大事故等対策について」、「表 2.7.2 ECCS 再循環機能喪失時（格納容器再循環サンプ隔離弁バイパス弁による代替再循環を行う場合）における重大事故等対策について」において、1次冷却材圧力、加圧器水位、余熱除去ループ流量、格納容器再循環サンプ水位（広域）等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の炉心損傷防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の炉心損傷防止対策として、<u>2系統の再循環サンプ隔離弁の開放に失敗した場合には、余熱除去ポンプと格納容器サンプ隔離弁のバイパス弁を用いた代替再循環運転による炉心の冷却を実施する。高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプが機能喪失した場合には、格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環運転による炉心冷却を実施する。このため、格納容器スプレイポンプ(B)、代替再循環配管使用)、格納容器再循環サンプ B 隔離弁バイパス弁を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器スプレイ冷却器(B)、格納容器再循環サンプ等を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。初期の炉心損傷防止対策である代替再循環については、「技術的能力 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」及び「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」で整備されている格納容器再循環サンプ隔離弁バイパス弁による代替再循環あるいは格納容器スプレイポンプによる代替再循環による炉心注水が整備されていることを確認した。また、対策に必要な常設設備、可搬設備及び関連する計装設備が記載されている「表 2.7.1 ECCS 再循環機能喪失時（格納容器スプレイポンプによる代替再循環を行う場合）における重大事故等対策について」、「表 2.7.2 ECCS 再循環機能喪失時（格納容器再循環サンプ隔離弁バイパス弁による代替再循環を行う場合）における重大事故等対策について」において、格納容器スプレイポンプによる代替再循環で用いる重大事故等対処設備として、格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器等が、格納容器再循環サンプ隔離弁バイパス弁による代替再循環で用いる重大事故等対処設備として、格納容器再循環サンプ B 隔離弁バイパス弁、余熱除去ポンプ (B) 等が挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態（低温停止状態[*]）へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>※有効性評価ガイドでは、安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）と定義されている。</p> <p>② 炉心の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p>	<p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備について、<u>代替再循環運転を継続する</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定停止状態に向けた対策として、上記(ii)に示した代替再循環の継続による炉心の冷却・除熱を挙げていること、「表 2.7.1 ECCS 再循環機能喪失時（格納容器スプレイポンプによる代替再循環を行う場合）における重大事故等対策について」、「表 2.7.2 ECCS 再循環機能喪失時（格納容器再循環サンプ隔離弁バイパス弁による代替再循環を行う場合）における重大事故等対策について」において、格納容器スプレイポンプによる代替再循環で用いる重大事故等対処設備として、格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器等が、格納容器再循環サンプ隔離弁バイパス弁による代替再循環で用いる重大事故等対処設備として、格納容器再循環サンプ B 隔離弁バイパス弁、余熱除去ポンプ (B) 等が挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 炉心の冷却状態の長期維持については①に示すとおり、格納容器再循環サンプ隔離弁バイパス弁による代替再循環の継続あるいは格納容器スプレイポンプによる代替再循環を継続することで最終ヒートシンクへ熱を逃がせることから、炉心の冷却状態を長期的に維持できることを確認した。原子炉格納容器の冷却については、「技術的能力 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」、「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」において整備されている格納容器スプレイの再循環あるいは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により、閉じ込め機能を維持できることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 2.7.5 安定停止状態について（大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故））には、本重要事故シ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>一ケンスにおける安定停止状態は、「1次系温度が93℃以下の状態」であることが示されている。</p>
<p>(iv) 初期の炉心損傷防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。 (ECCS再循環機能喪失の場合)</p> <p>① 代替再循環に係る計装設備を確認。 ② 格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 「表 2.7.1 ECCS 再循環機能喪失時（格納容器スプレイポンプによる代替再循環を行う場合）における重大事故等対策について」、「表 2.7.2 ECCS 再循環機能喪失時（格納容器再循環サンプ隔離弁バイパス弁による代替再循環を行う場合）における重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 初期の炉心損傷防止対策（代替再循環）に係る設備の稼働状況や対策の効果を監視するための計装設備として、格納容器スプレイポンプによる代替再循環を行う場合については、格納容器スプレイライン B 積算流量、1次冷却材高温側温度（広域）等が、格納容器再循環サンプ隔離弁バイパス弁による代替再循環を行う場合については、余熱除去ループ流量、1次冷却材低温側温度（広域）等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 安定停止状態に向けた対策に係る設備の稼働状況や対策の効果を監視するための計装設備として、格納容器スプレイについては、格納容器スプレイライン B 積算流量や格納容器圧力等が、格納容器内自然対流冷却については、格納容器温度や格納容器再循環ユニット入口温度、格納容器再循環ユニット出口温度等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (ECCS再循環機能喪失の場合)</p> <p>① 代替再循環への移行条件を確認。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 燃料取替用水タンク水位計指示 16%になれば格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示 70%以上を確認し再循環切替を実施するが、このとき、格納容器サンプ隔離弁の開不能による高圧注入ライン流量、余熱除去ループ流量及び格納容器スプレイライン流量の喪失を確認すれば、高圧、低圧及び格納容器スプレイ再循環機能喪失と判断し、代替再循環運転を開始することが示されており、初期対策から安定停止状態に向けた対策への切り替える条件が明確となっていることを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。 ② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。 ③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水タンクへの補給 ・ 再循環機能喪失に伴う処置（燃料取替用水タンク内の残水を用い、高圧注入系1台運転にて炉心注水を継続） ・ 高圧・低圧及び格納容器スプレイ再循環機能の回復操作 ・ 主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却 <p>② 有効性評価上は期待しないが燃料取替用水タンクへの補給に係る手順については、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」に、主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却に係る手順については、「技術的能力 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」において整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「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」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「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に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「表 2.7.1 ECCS 再循環機能喪失時（格納容器スプレイポンプによる代替再循環を行う場合）における重大事故等対策について」、「表 2.7.2 ECCS 再循環機能喪失時（格納容器再循環サンプ隔離弁バイパス弁による代替再循環を行う場合）における重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第 37 条 解釈) 第37条（重大事故等の拡大の防止等）</p>	<p>2) 「付録 1 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について 別紙表 1-3-1 米国・欧州での重大事故対策に係る設備例との比較」において、代替再循環機能について米国・欧州での対策との比較を行っており、伊方3号炉の対策は国内外の先進的な対策と同等であることを</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>確認した。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>（i）対策の概略系統図においては、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>（i）格納容器スプレイポンプによる代替再循環及び格納容器再循環サンプ隔離弁バイパス弁による代替再循環、格納容器内自然対流冷却や格納容器スプレイ再循環等に関連する設備として、格納容器再循環サンプや格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁、格納容器スプレイポンプ(B、代替再循環配管使用)等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>（i）対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準、判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても網羅的に記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	<p>（i）対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 図 2.7.4 事故シーケンスグループ「ECCS 再循環機能喪失」の対応手順の概要（重要事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」（格納容器スプレイポンプによる代替再循環を行う場合）の事象進展）、図 2.7.5 事故シーケンスグループ「ECCS 再循環機能喪失」の対応手順の概要（重要事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」（格納容器再循環サンプ隔離弁バイパス弁による代替再循環を行う場合）の事象進展）において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>
<p>（ii）事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていることを確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>（ii）事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 事故シーケンスグループ「ECCS 再循環機能喪失」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>1次冷却材漏えいの判断</u>：格納容器内圧力及び温度、格納容器サンプ水位、格納容器内モニタ、1次冷却材圧力、蒸気発生器水位及び圧力等のパラメータにより1次冷却材の漏えいを判断。</p> <p><u>再循環への切り替え判断</u>：燃料取替用水位タンク水位計指示 16%になれば格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示 70%以上を確認し、再循環切替操作実施。</p> <p><u>低圧再循環機能喪失を判断</u>：余熱除去ポンプの連続運転失敗等による余熱除去ループ流量の喪失にて判断。</p> <p><u>高圧、低圧及び格納容器スプレイ再循環機能喪失を判断</u>：格納容器再循環サンプ隔離弁の開不能による高圧注入ライン流量、余熱除去ループ流量及び格納容器スプレイライン流量の喪失にて判断。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>(i) タイムチャートは、「技術的能力 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」等を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1)(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は、「技術的能力 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」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」、「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」、「技術的能力 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」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 燃料取替用水タンク補給操作や再循環機能回復操作、主蒸気逃がし弁開操作等、（実際には行うが）解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要な人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本重要事故シーケンスの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間のうち、代替再循環については、中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達してから現場で実施する操作であるため、代替再循環開始は再循環機能喪失から 30 分としており、「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」にしたがって操作条件が設定されていることを確認した。</p> <p>（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p> <p>(5) 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>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、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>a. 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報等の発信時点から10分後に開始する。</p> <p>b. a.の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、a.の操作から1分後に開始する。</p> <p>c. 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。</p> <p>d. 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。</p> <p>e. その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。</p> <p>なお、運転員等は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作現場までのアクセスルート状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。</p>

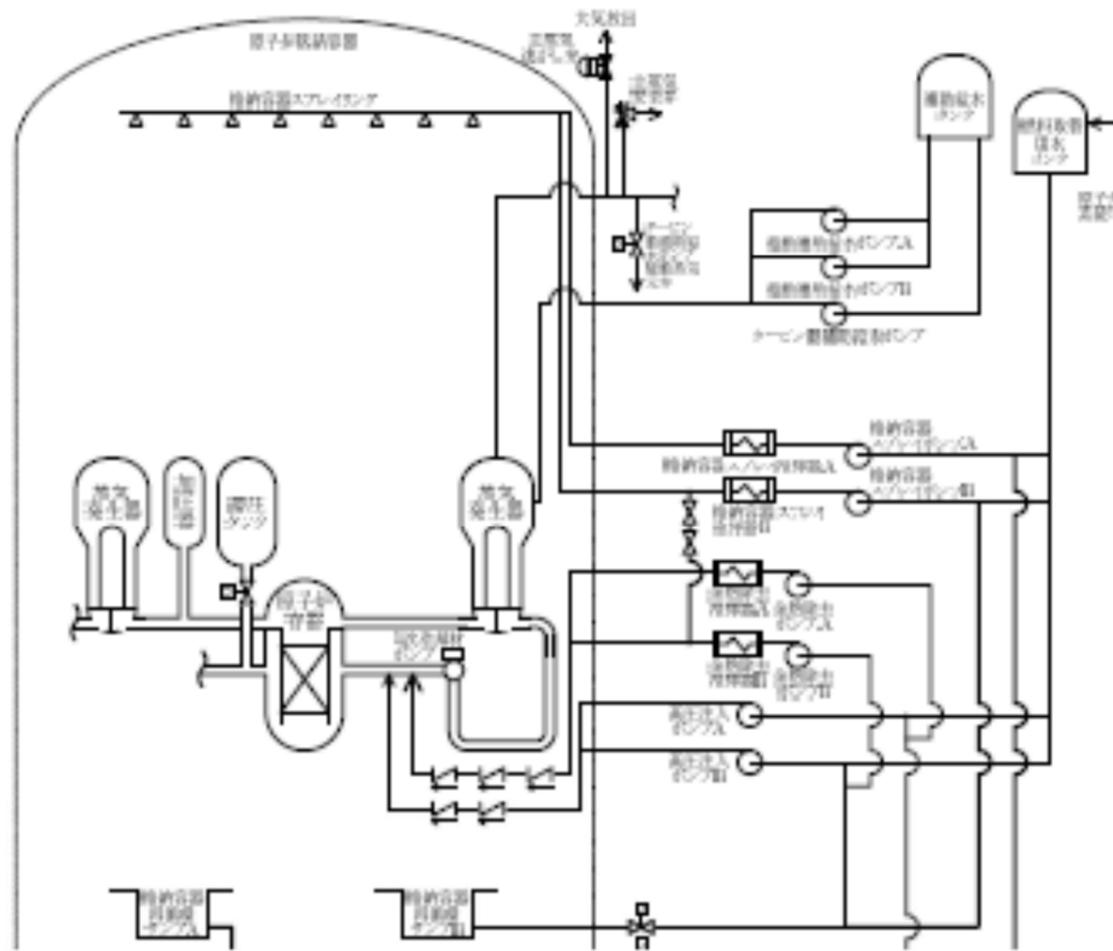


図 2.7.1 ECCS再循環機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図
(格納容器スプレイポンプによる代替再循環を行う場合)

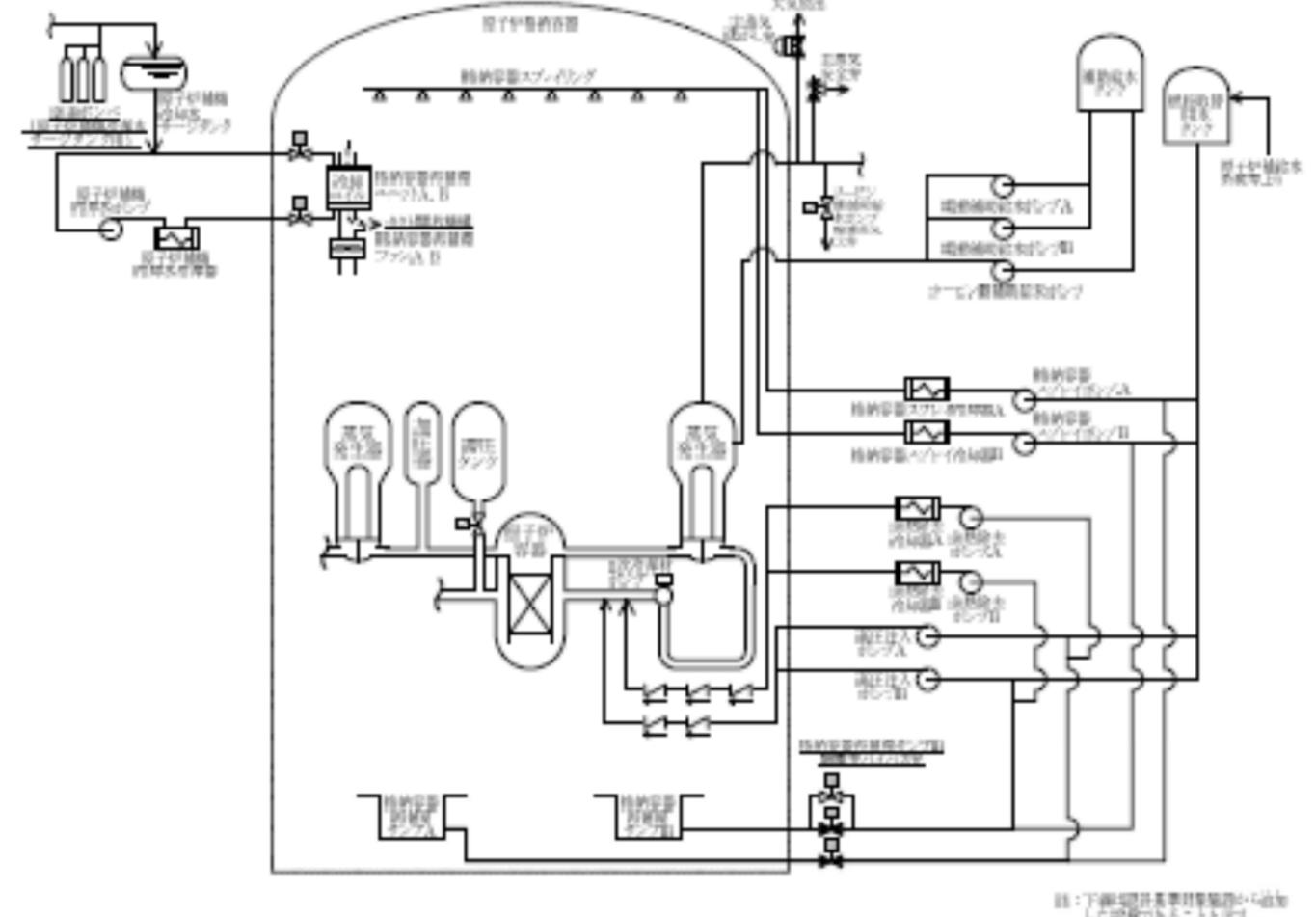


図 2.7.2 ECCS再循環機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図
(格納容器再循環サンプ隔離弁バイパス弁による代替再循環を行う場合)

注：下部図は本資料執筆時点から追加した設備であることを示す

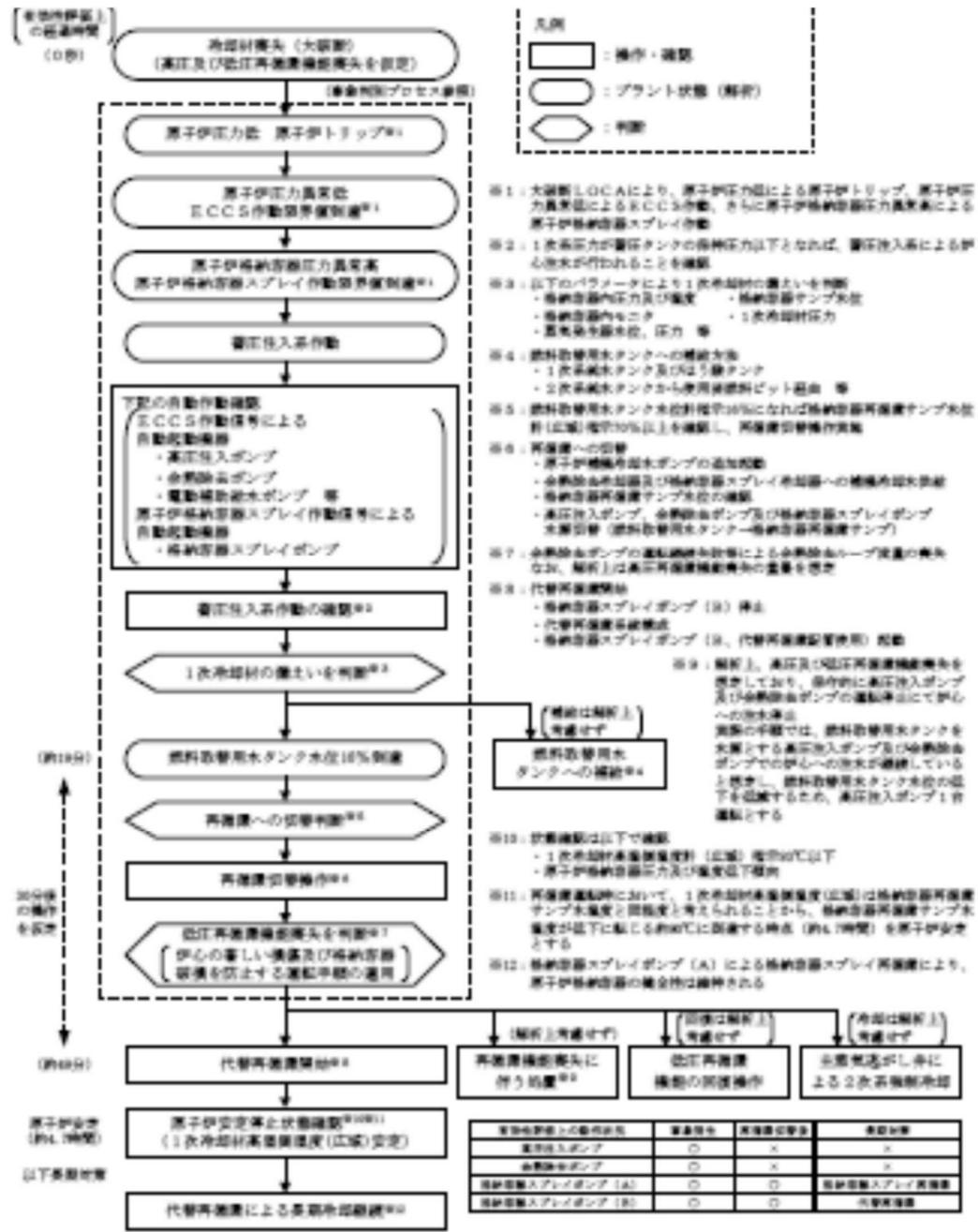


図2.7.4 事故シナリクスグループ「ECCS再循環機能喪失」の対応手順の概要
 (重要事故シナリクス「大断断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」
 (格納容器スプレイポンプによる代替再循環を行う場合)の事象進展)

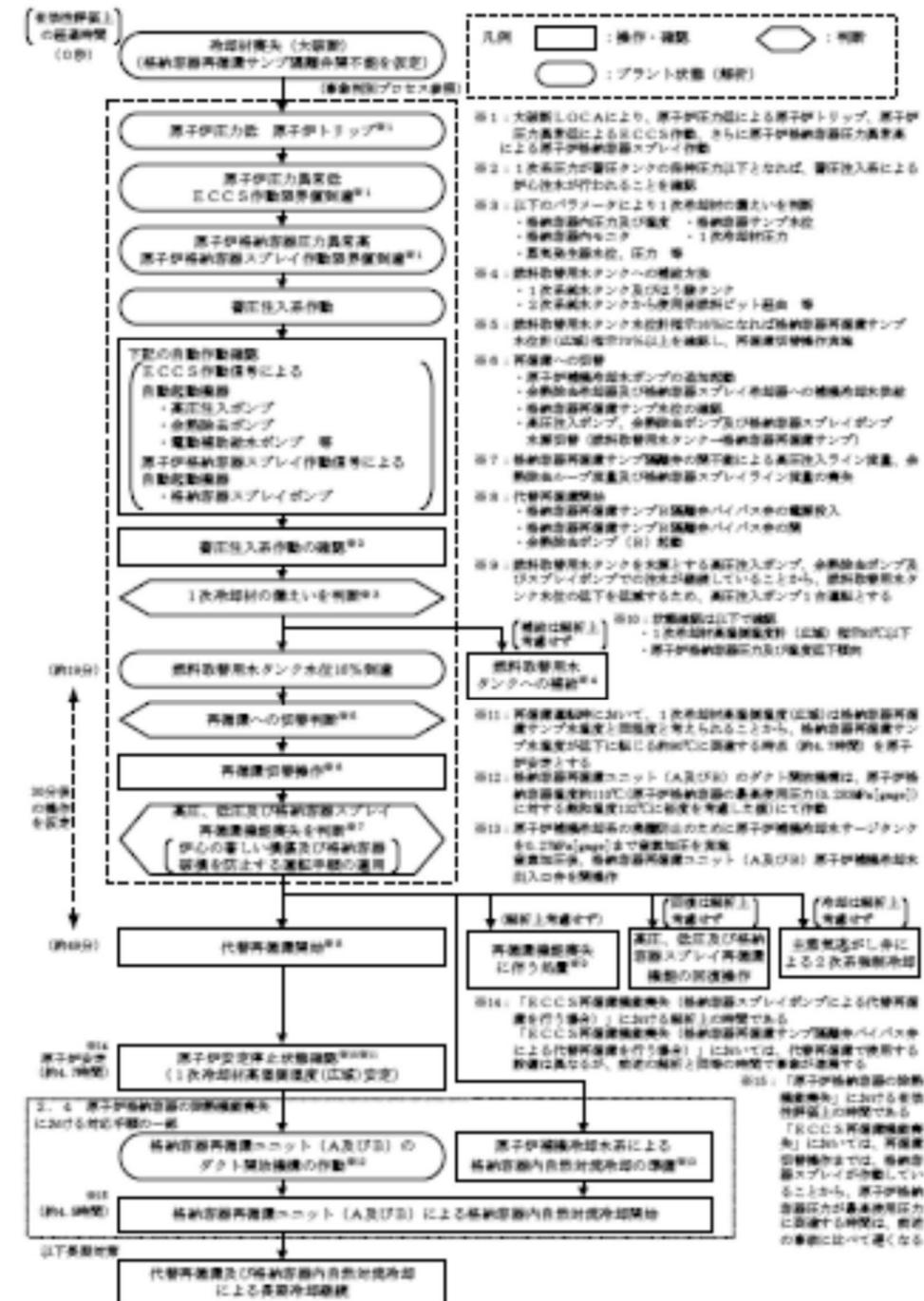


図2.7.5 事故シナリクスグループ「ECCS再循環機能喪失」の対応手順の概要
 (重要事故シナリクス「大断断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」
 (格納容器再循環サンプル隔離弁バイパス弁による代替再循環を行う場合)の事象進展)

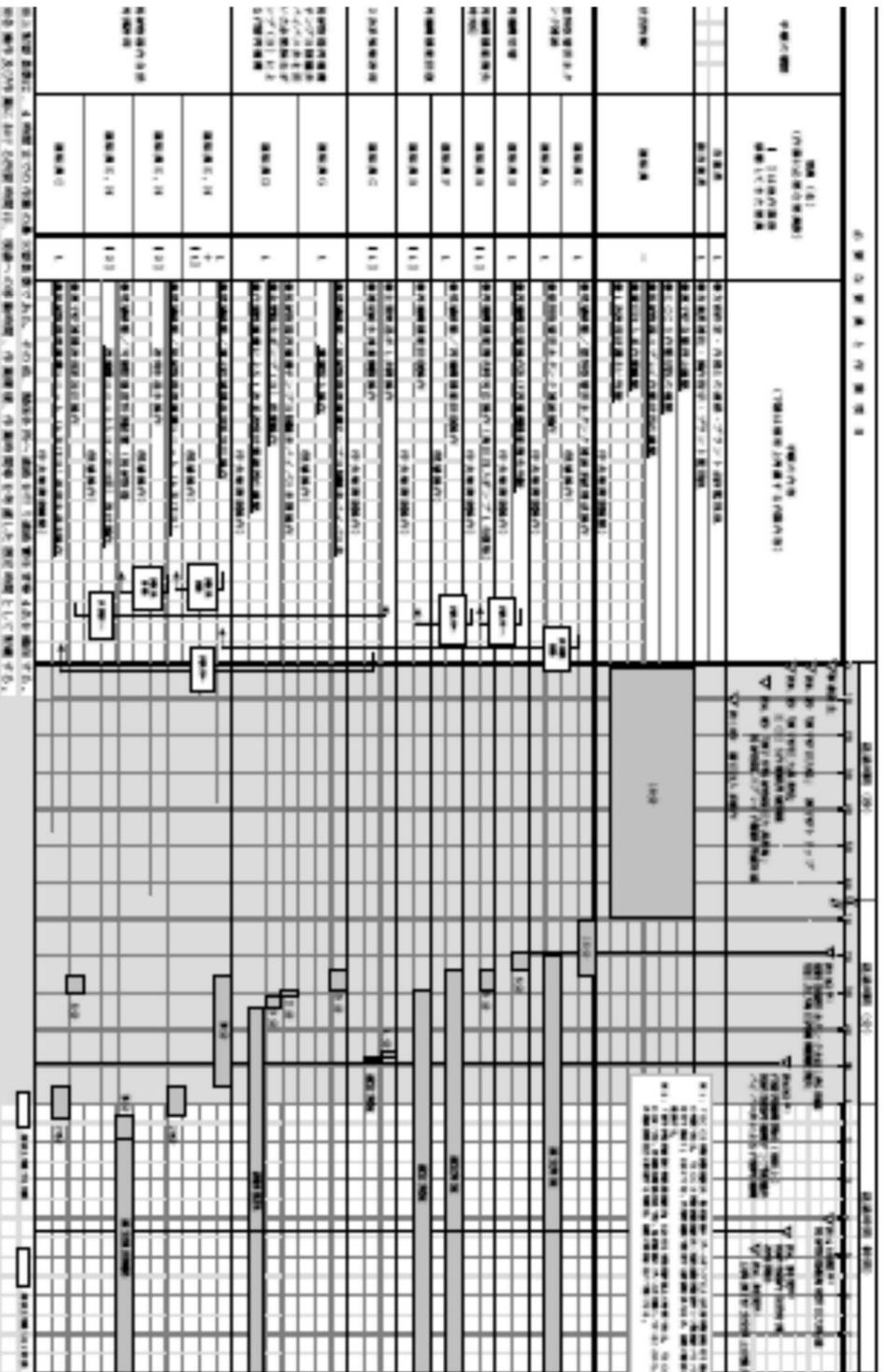


図 2.7.2 ECCS再循環機能喪失時（大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故（格納容器再循環ポンプイバスキによる代替再循環を行う場合））の作業と所要時間

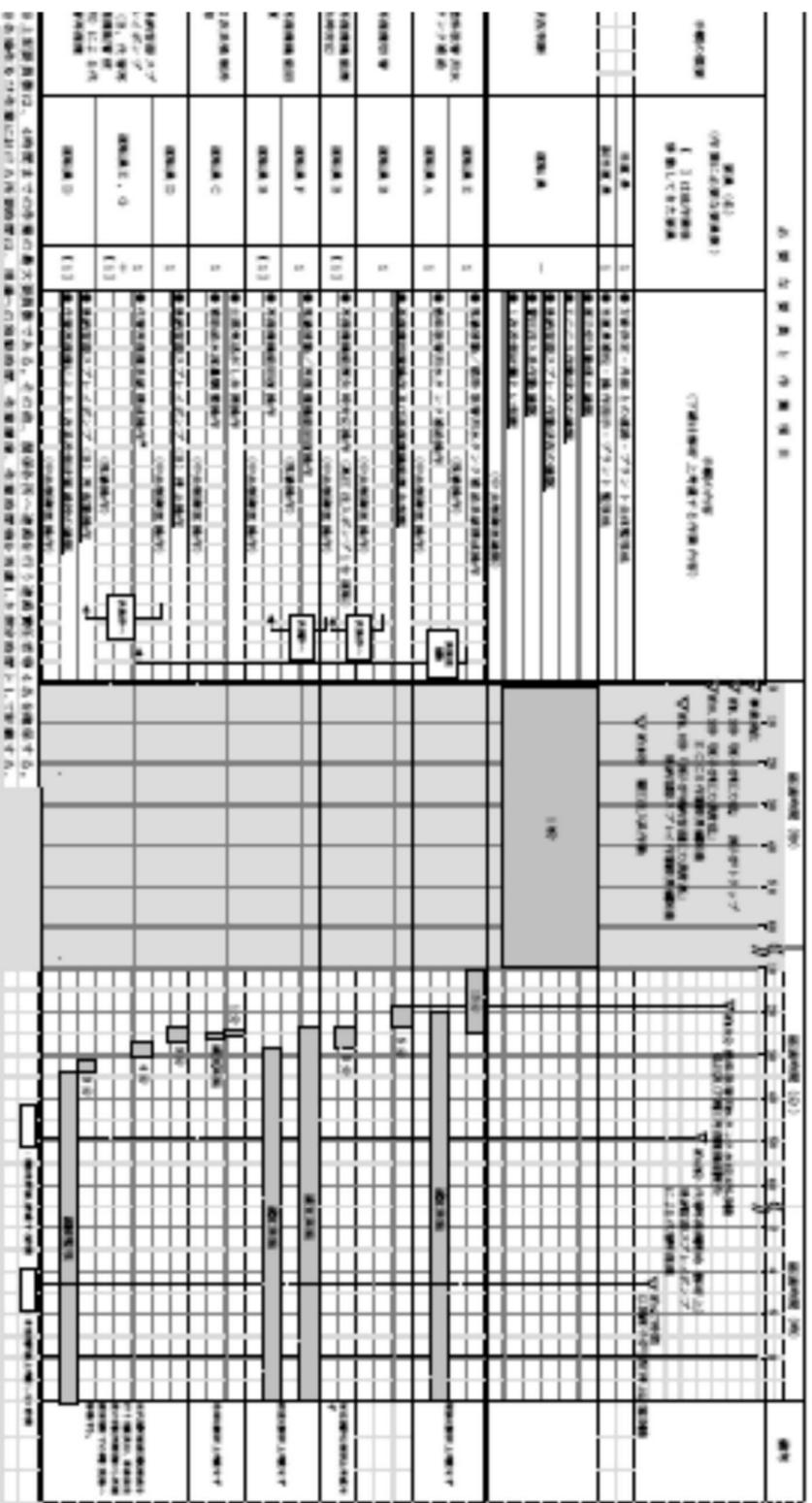


図 2.7.5 ECCS再循環機能喪失時（大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故（格納容器スノイドポンプによる代替再循環を行う場合））の作業と所要時間

2. 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(5) 複数の対策（例えば、常設設備と可搬型設備）がある場合には、各々の対策について有効性を評価することを基本とする。ただし、評価条件の包絡性が示すことができれば、包絡条件による有効性評価で代表してもよい。（例えば、起動に多くの人手及び時間を要し、かつ、容量が少ない可搬型設備の条件で常設設備の条件を包含させる場合。）</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRAの評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>確認結果（伊方）</p> <p>(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 選定された重要事故シーケンスはPRAで選定されたシーケンスと同一であることを確認した。</p> <p>② 本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」を選定する。これは、対策に必要な設備容量及び対策の実施に対する余裕時間の観点では、1 次冷却材の流出流量が多いことから、より厳しい事故シーケンスとして選定する。本事故シーケンスグループのうち、中小破断 LOCA 等の発生時に高圧再循環機能が喪失する事故シーケンスでは、破断口径が小さいことから、大破断 LOCA が発生する場合と比べて 1 次冷却系圧力の低下が緩やかなため、2 次系強制冷却による 1 次冷却系の減圧が必要である。このため、本重要事故シーケンスと対策が異なるが、この対策は「ECCS 注水機能喪失」における対策と同一であり、そこでこの対策の有効性を確認することを確認した。重要事故シーケンスの選定にあたっては、有効性評価ガイド 2.2.3 の着眼点を踏まえ、破断口径の大きさにより 1 次冷却材の流出流量が多くなるとともに、再循環切替までの時間が短いことにより再循環機能が喪失する時点での崩壊熱が大きくなることから、運転員等操作の余裕時間が短く、かつ、要求される設備容量の観点で厳しくなる「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとすることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド 2.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>（i）評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <hr/> <p>（ii）使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>（i）本重要事故シーケンスにおける重要現象として、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次冷却系における気液分離・対向流及び ECCS 強制注入が挙げられていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <hr/> <p>（ii）上記（i）で確認した重要現象である炉心における1次冷却材の沸騰やポイド率の変化、気液分離や対向流、1次冷却系における気液分離や対向流などを取り扱うことができる MAAP を用いる。なお、MAAP については、大破断 LOCA 時の事象初期の原子炉圧力容器内水位、燃料被覆管温度及び原子炉格納容器温度に対する適用性が低い。このため、これらの事象初期の結果については、設計基準事故（原子炉冷却材喪失）における大破断 LOCA を想定した解析結果を参照することを確認した。上記のとおり、解析コード MAAP は LOCA 直後の炉心の流動のような短期間に発生する現象を精緻に取扱う場合には適していないため、事象初期の挙動のうち、燃料被覆管温度については、「原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化」の「原子炉冷却材喪失」の評価結果を、原子炉格納容器温度について、「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「原子炉冷却材喪失」の評価結果を参照することを確認した。MAAP の適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>補足説明資料（添付資料 2.7.3 解析コード MAAP の大破断 LOCA への適用性について（ECCS 再循環機能喪失））において、MAAP コードは大破断 LOCA 初期の燃料被覆管最高温度及び炉心水位、原子炉格納容器温度・圧力についての適用性は低いものの、事象初期以降の過渡応答については現行の DBA コードと概ね同程度の評価が行えることが示されている。</p>
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（1）有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>（3）不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド 2.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) PWR</p> <p>h. ECCS 再循環機能喪失</p> <p>(a) 大破断 LOCA</p> <p>a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 大破断 LOCA の発生後、ECCS 再循環機能喪失によって、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断を想定する。</p> <p>ii. 原子炉冷却材圧力バウンダリの破断口径及び破断位置は、蓄圧注入系及び低圧注入系による炉心冷却を必要とする範囲とする。</p> <p>iii. 低圧注入系（再循環モード）の機能喪失を仮定する。</p> <p>c) 対策例</p> <p>i. ECCS 水源補給をして時間余裕を確保しつつ、ECCS 再循環機能の代替手段によって長期の炉心冷却機能を確保</p> <p>(b) 中小破断 LOCA</p> <p>a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 中小破断 LOCA の発生後、ECCS 再循環機能喪失によって、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断を想定する。</p> <p>ii. 原子炉冷却材圧力バウンダリの破断口径及び破断位置は、低圧注入を行うために原子炉の減圧又は高圧注入系による炉心冷却が必要な範囲とする。</p> <p>iii. 高圧注入系（再循環モード）の機能喪失を仮定する。</p> <p>c) 対策例</p> <p>i. ECCS 水源補給をして時間余裕を確保しつつ、ECCS 再循環機能の代替手段によって長期の炉心冷却機能を確保</p> <p>ii. 原子炉を減圧した上で、低圧注入系（再循環モード）によって長期</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>の炉心冷却機能を確保</p> <p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> <hr/> <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p>	<p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はあるものとする。これは、ECCS の作動が早くなることで、ECCS 再循環切替失敗時期が早くなるため、その時点での炉心崩壊熱が高くなることで、ECCS 再循環切替失敗による炉心水位の低下が速くなり、炉心の露出の観点では、厳しい設定となることを確認した。</p> <hr/> <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、LOCA が発生するものとし、破断口径は、1 次冷却系配管の完全両端破断とする。破断位置は、低温側配管（原子炉压力容器と ECCS の注水配管の間）とする。これは、破断ループに接続された ECCS の注水効果に期待できないことなどにより、炉心の冷却の観点では、厳しい設定となることを確認した。また、安全機能の喪失に対する仮定は、低圧再循環機能及び高圧再循環機能の喪失であり、起因事象と安全機能喪失の仮定は PRA の評価で選定した重要事故シーケンスと一致した内容であることを確認した。</p> <p>② 「表 2.7.3 主要解析条件（ECCS 再循環機能喪失）」において、初期条件、事故条件について、炉心崩壊熱や 1 次系圧力/温度、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 炉心損傷防止対策の実施時間</p> <p>(a) 炉心損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 炉心損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>(ECCS再循環機能喪失の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 非常用炉心冷却設備作動信号、格納容器スプレイポンプ作動信号の設定値について確認。 高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの使用台数、用いる注入特性とその考え方を確認。 格納容器スプレイポンプの使用台数、用いる注入特性とその考え方を確認。 補助給水ポンプについて、電動補助給水ポンプとタービン動補助給水ポンプの台数、流量を確認。 蓄圧タンクの初期保持圧力・初期保有水量の設定とその考え方を確認。 代替再循環の注入流量を確認（崩壊熱による蒸散量を上回る流量か） 	<p>(i) 機器条件として、ECCS再循環切替失敗前の炉心注水流量は、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプそれぞれ2台使用時の最大注入特性を用いる。最大注入特性とする場合、燃料取替用水タンクの水位の低下が速くなることで、ECCS再循環切替時期が早くなるため、その時点での炉心崩壊熱が高くなることよって、ECCS再循環切替失敗による炉心水位の低下が速くなり、炉心の露出の観点では、厳しい設定となる。代替再循環による炉心注水流量は、200m³/hとする。この流量は、ECCS再循環切替時点での炉心崩壊熱に相当する蒸発量を上回る値であることを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「表2.7.3 主要解析条件（ECCS再循環機能喪失）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示される通りであることを確認した。</p> <p><u>原子炉トリップ信号</u>：原子炉圧力低（12.73MPa[gage]、応答時間2.0秒）を用いることを確認した。その理由として、トリップ設定値に計器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、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</p> <p><u>原子炉格納容器スプレイ作動信号</u>：原子炉格納容器圧力異常高（0.136Mpa[gage]、応答時間0秒）を用いることを確認した。その理由として、原子炉格納容器スプレイ作動設定値に計装誤差を考慮した高めの値として、解析に用いる作動限界値を設定。原子炉格納容器スプレイ設備の作動が早くなることで、再循環切替の時期が早くなるため、再循環機能喪失時点での炉心崩壊熱が大きくなり、1次系保有水量の減少が速く、炉心冷却の観点から厳しくなることから、応答時間は0秒と設定</p> <p><u>高圧注入ポンプ</u>：2台を使用するものとし、再循環切替時刻を早くする観点から設計値に注水配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性（高圧注入特性：0～約350m³/h、0～約15.6MPa[gage]）として設定。</p> <p><u>余熱除去ポンプ</u>：2台を使用するものとし、再循環切替時刻を早くする観点から設計値に注水配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性（低圧注入特性：0～約1820m³/h、0～約1.3MPa[gage]）として設定。</p> <p><u>格納容器スプレイポンプ</u>：格納容器スプレイポンプによる代替再循環を行う場合には注入時2台、再循環時は1台を使用し、格納容器再循環サンプ隔離弁バイパス弁による代替再循環を行う場合は、注入時2台、再循環時0台を使用するものとする。また、流量は再循環切替時刻を早くする観点から最大流量と設定。</p> <p><u>補助給水ポンプ</u>：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ECCS作動限界値到達から60秒後に給水を開始する設定とし、流量は蒸気発生器3台当たり280m³/hと設定。</p> <p><u>蓄圧タンク</u>：炉心への注水のタイミングを遅くする観点及び炉心注水を少なくする観点で、最低保持圧力及び最低保有水量として設定</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>(4.04MPa[gage]、29.0m³/基) していることを確認した。</p> <p>代替再循環：流量は、再循環切替時点での炉心崩壊熱に相当する蒸散量（約112m³/h）を上回る流量として200m³/hとし、代替再循環の開始タイミングは、運転員等操作時間として、代替再循環のための現場での系統構成や中央制御室での操作等に余裕を考慮して、再循環機能喪失から30分を想定して設定。</p>
<p>(ii) 有効性評価ガイド 2.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(ii) 本重要事故シーケンスの起因事象として喪失を仮定している低圧再循環機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性[*]による時間内であることを確認。</p> <p>[*] 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策の操作条件を確認するとともに、操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>格納容器再循環サンプ隔離弁バイパス弁による代替再循環操作と格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作：「技術的能力 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」の操作の成立性において、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による代替再循環の場合、本操作に係る要員は中央制御室1名、現場2名であり、中央制御室での格納容器スプレイ（B、代替再循環配管使用）停止操作に5分、現場での代替再循環系統構成操作に15分、中央制御室での代替再循環系統構成操作に5分、中央制御室での格納容器スプレイ（B、代替再循環配管使用）の起動に5分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容が整理されていることを確認した。なお、技術的能力の操作の成立性における想定時間と有効性評価の想定時間が異なっているが、有効性評価においては、事象発生後の状況判断開始後から再循環切替までの間に運転員が現場に移動するためであることを確認した。格納容器再循環サンプ隔離弁バイパス弁による代替再循環の場合、本操作に係る要員は中央制御室1名、現場1名であり、現場での格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁電源投入操作に5分、格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁開操作に2分、余熱除去ポンプ(B)起動操作に3分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>格納容器内自然対流冷却：「技術的能力 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」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員1名、現場対応の運転員6名であり、原子炉補機冷却水系加圧操作に30分、格納容器再循環ユニット(A及びB)への冷却水通水操作に20分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、代替再循環の開始時間は、現場での代替再循環の系統構成等に必要な時間を考慮し、ECCS再循環切替失敗から30分後とする[□]ことを確認した。なお、代替再循環に係る操作余裕時間の評価については、「(4)感度解析」で確認する。</p> <p>③ 該当なし。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-3 上記1-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。 (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。 (b) 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の1.2倍又は限界圧力を下回ること。 (c) 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又は限界圧力を下回ること。 (d) 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又は限界温度を下回ること。</p> <p>1-5 上記1-3(a)の「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」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。 (a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。 (b) 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。</p> <p>1-6 上記1-3及び2-3の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。</p>	
<p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果をj確認できるパラメータを確認。</p>	<p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷の恐れに至るプロセス、初期の炉心損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。 ② 図2.7.10、図2.7.1より、事象発生と同時に破断流量が確認できること、大破断LOCAの発生により1次系圧力が急激に低下していることを確認した。 ③ 図2.7.11、図2.7.12及び図2.7.13より、大破断LOCAの発生にしたがって、1次系圧力が急低下し安全注入信号の発信により高圧注入系、低圧注入系が作動していること、その後、燃料取替用水タンク水位が16%に到達した段階で再循環切替に失敗したことにより、高圧注入系、低圧注入系の流量がゼロとなっていることを確認した。再循環切替失敗+30分より、格納容器スプレイポンプを用いた代替再循環が開始し、所定の流量(200m³/h→</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(ECCS 再循環機能喪失の場合)</p> <p>起因事象に関連するパラメータ：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 破断流量の推移 ・ 1次系圧力 <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧注入流量 ・ 低圧注入流量 ・ 代替再循環流量 <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉容器内水位 ・ 1次系温度 ・ 燃料被覆管温度 ・ 格納容器再循環サンプル水温度 ・ 格納容器圧力 ・ 格納容器温度 <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること 	<p>約 55.6kg/s) で炉心注水されていることから、動的機器が意図通りに作動していることを確認した。</p> <p>④ 図 2.7.14、図 2.7.15 より、事象発生直後には原子炉容器水位が一時的に低下するものの、高圧注入系、低圧注入系の作動により水が回復・維持されていること、その後、再循環機能喪失により原子炉容器水位は低下傾向を示すものの、再循環機能喪失+30分より開始する代替再循環により原子炉容器水位は回復し TAF 以上が維持されていることから、燃料被覆管温度は有意に上昇していないことを確認した。なお、原子炉容器内水位の解析コード間の比較、代替再循環開始までの操作時間余裕については、「(3) 感度解析」で確認する。図 2.7.9 より、再循環機能喪失に伴って 1次系温度は上昇傾向を示すものの、その後の代替再循環により 1次系温度の上昇は抑制されていることを確認した。図 2.7.17、図 2.7.18 及び図 2.7.18 より、代替再循環及び格納容器スプレイ再循環により炉心、原子炉格納容器の冷却・除熱が確立していることから、格納容器再循環サンプル水位はサブクールを維持していること、原子炉格納容器圧力・温度の上昇は抑制されていることを確認した。また、破断流量の増減については、1次系圧力や代替再循環流量等の関係を考察し、物理的に妥当な説明が加えられていることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 2.7.10 ECCS 再循環機能喪失における事象初期の応答について）において、図 2.7.10 と図 2.7.18 の事象初期部分の拡大図が示されている。</p>
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 燃料被覆管温度（酸化量） ② 1次冷却系の圧力損失を考慮した 1次冷却系圧力 ③ 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度 	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、大破断 LOCA により、事象初期に、一時的に炉心が露出するが、ECCS による炉心注水により、冠水状態となる。その後、ECCS 再循環切替失敗により炉心水位は低下するが、代替再循環による炉心注水により炉心水位は回復する。これらの期間を通じて燃料被覆管温度が最も上昇するのは、事象初期であるため、設計基準事故（原子炉冷却材喪失）の解析結果を参照する。その結果、PCT は約 1,039℃であり、1,200℃を超えることはない。燃料被覆管の酸化量は約 4.0%であり、15%以下である。また、1次冷却系の最高圧力は、約 16.2MPa[gage]に抑えられる。大破断 LOCA により、1次冷却材が原子炉格納容器内に漏えいすることで原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっている。なお、格納容器スプレイ設備の性能は、設計基準事故（原子炉冷却材喪失）において大破断 LOCA を想定した解析で評価しており、原子炉格納容器の最高圧力は約 0.214MPa[gage]に、原子炉格納容器の最高温度は約 120℃に抑えられることを確認した。なお、上記の結果は格納容器スプレイポンプ(B、代替再循環配管使用)による代替再循環を行う場合の評価結果であるが、格納容器再循環サンプルB 隔離弁バイパス弁による代替再循環を行う場合の解析結果のうち、ECCS 再循環切替失敗までの事象進展は、格納容器スプレイポンプ(B、代替再循環配管使用)による代替再循環を行う場合と同じである。また、ECCS 再循環機能喪失後は、格納容器再循環サンプルB 隔離弁バイパス弁による代替再循環を行うこととしており、ECCS 再循環機能喪失から 15分以内に対応が可能であること及び炉心注水流量は系統構成上 200m³/h を確保可能であることから、上記の格納容器スプレイポンプ(B、代替再循環配管使用)による代替再循環を行う場合の結果で対策の有効性を確認できることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① MAAP は事象初期の適用性が低いことから、DBA 解析の結果を参照し、その結果、燃料被覆管の最高温度は 1039℃としており、評価期間を通じて 1200℃以下となっていること、燃料被覆管の酸化割合は約 4%であり、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下であることを確認した。 ② 本重要事故シーケンスでは LOCA を想定しており、1次系圧力は初期値である 15.43MPa[gage]以下にとどまり、評価期間を通じて最高使用圧力の 1.2倍 (20.59MPa[gage]) を下回っていることを確認した。 ③ 上記(i)④にあるとおり、代替再循環及び格納容器スプレイ再循環により炉心、原子炉格納容器の冷却・除熱が確立していることから、原子炉格納

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(iii) 初期の炉心防止対策により、炉心の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>容器圧力・温度の上昇は抑制されていることを確認した。加えて、本重要事故シーケンスにおける原子炉格納容器圧力・温度の挙動は、より厳しい条件である DBA 解析の結果で包絡できることを示している。</p> <p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、図 2.7.14、図 2.7.15 にあるとおり、初期の炉心損傷防止対策である燃料取替用水タンクを水源とした高圧注入系、低圧注入系による炉心注水、代替再循環による炉心注水により燃料被覆管の温度は 1200℃以下に抑えられ、燃料被覆管の酸化割合は 15%以下に抑えられていることから炉心の著しい損傷は防止できていることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして 7 日間評価する。ただし、7 日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド 2.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定停止状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び 1 次冷却系圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p>	<p>(i) 安定停止状態になるまでの評価について、代替再循環による炉心冷却により原子炉を安定停止状態へ移行させることができるとしていることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 図 2.7.14、図 2.7.15、図 2.7.18 及び図 2.7.19 にあるとおり、事象発生後 5 時間時点においても原子炉容器水位は TAF 以上を維持することから燃料被覆管温度の温度は低く抑えられていること、格納容器スプレイ再循環及び代替循環により炉心・原子炉格納容器の冷却・除熱が確立していることから、原子炉格納容器圧力・温度の上昇は抑制されており、原子炉は安定停止状態を維持していることを確認した。なお、代替再循環の水源は格納容器再循環サンプであり、1 次系温度は格納容器サンプ水温と同じかこれに近いものであり、格納容器再循環サンプ水温は約 4.7 時間後に 93℃以下となっていることから約 4.7 時間後を原子炉安定停止状態としている。</p> <p>補足説明資料（添付資料 2.7.5 安定停止状態について（大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故））には、本重要事故シーケンスにおける安定停止状態は、「1 次系温度が 93℃以下の状態」であることが示されている。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

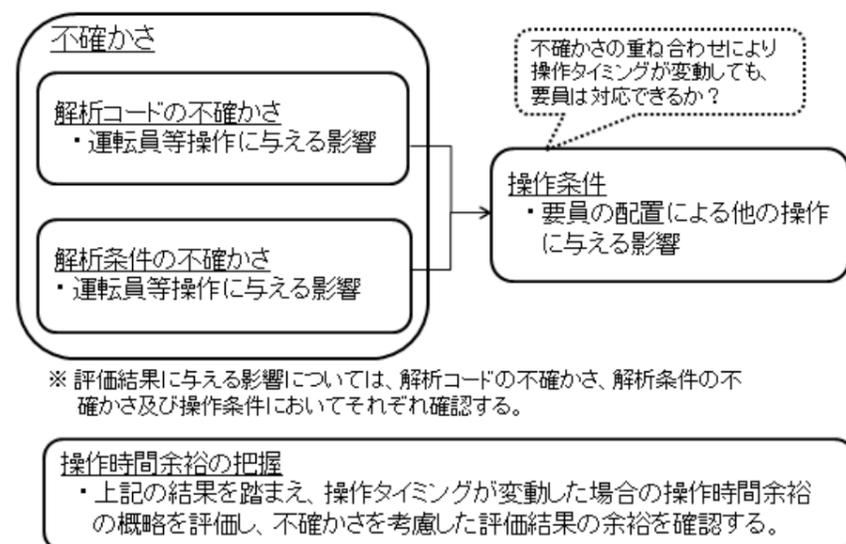
確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1) 解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3) 操作時間余裕を確認する。



審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。また、「1.1(4) 有効性評価における解析条件の設定」において、「解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、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」としていることを確認した。</p> <p>参考：「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>（参考：1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針）</p> <p>1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。 不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>（ii）解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>（ii）不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、再循環機能喪失を起点に操作を開始する代替再循環であることを確認した。本操作は、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位（16%）に達する時間の不確かさによって、操作が必要となるタイミングが影響を受ける（遅くなる/早くなる）。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象※の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>※ 本評価事故シーケンスにおいては、解析コードの不確かさとして、MAAP と M-RELAP5 のコードの炉心露出時刻の相違を「(3) 感度解析」で評価しており、ここでは確認不要。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> </div> <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが解析結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認。</p>	<p>※ 本評価事故シーケンスにおいては、解析コードの不確かさとして、MAAP と M-RELAP5 のコードの炉心露出時刻の相違を「(3) 感度解析」で評価しており、ここでは確認不要。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(ECCS 再循環機能喪失の場合)</p> <p>① 破断口径が変動した場合について、代替再循環開始タイミングへの感度を確認。</p> <p>② 炉心崩壊熱が変動した場合について、代替再循環開始タイミングへの感度を確認。</p> <p>③ 原子炉格納容器自由体積の変動を考慮した場合について、代替再循環開始タイミングへの感度を確認。</p> <p>④ 燃料取替用水タンク保有水量の変動を考慮した場合について、代替再循環開始タイミングへの感度を確認。</p> <p>⑤ 高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの注入特性並びに格納容器スプレイポンプ流量の変動を考慮した場合について、代替再循環開始タイミングへの感度を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響については、初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、破断口径について影響評価を行うことを確認した。影響評価内容は以下のとおり。なお、伊方3号炉では原子炉格納容器自由体積、燃料取替用水タンク保有水量、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの注入特性並びに格納容器スプレイポンプ流量は設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件では、炉心の崩壊熱に保守的な（大きめの）値を設定しているため、1次冷却系圧力及び温度が高めに解析されている。炉心の崩壊熱として最確値を与えた場合には、1次冷却系圧力が低くなることでECCSによる炉心注水流量が多くなり、再循環切替水位に到達する時間が早くなる。しかし、代替再循環切替操作時間の余裕を踏まえると解析結果に与える影響は小さいことを確認した。具体的な確認結果は「(3)感度解析」にて確認している。</p> <p>② 破断口径は、解析では低温側配管の両端破断、すなわち破断想定 MAX 値で評価を行っているが、実際には解析での想定よりも小さくなる可能性があり、その場合は破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、1次系圧力の低下が遅くなる。このため、ECCSによる炉心注水流量が少なくなり、燃料取替用水タンクの水位低下が遅くなることから、燃料取替用水タンク水位を起点としている代替再循環の開始が遅くなることを確認した。</p> <p>③ 該当なし。</p> <p>④ 該当なし。</p> <p>⑤ 該当なし。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(ECCS 再循環機能喪失の場合)</p>	<p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響は以下のとおりであることを確認した。なお、伊方3号炉では、蒸気発生器2次側保有水量、原子炉格納容器自由体積、燃料取替用水タンク保有水量、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの注入特性並びに格納容器スプレイポンプ流量は設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しており、実際には解析設定値よりも小さいことから、1次系からの漏えい率及び1次冷却材の蒸散率が小さくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② 破断口径の変動を考慮した場合、解析条件として設定している破断口径より小さくなるため、破断口からの1次冷却材の流出流量が少なくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>③ 該当なし。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、評価項目となるパラメータへの感度を確認。</p> <p>② 破断口径が変動した場合について、評価項目となるパラメータへの感度を確認。</p> <p>③ 蒸気発生器2次側保有水量が変動した場合について、評価項目となるパラメータへの感度を確認。</p> <p>④ 原子炉格納容器自由体積の変動を考慮した場合について、評価項目となるパラメータへの感度を確認。</p> <p>⑤ 燃料取替用水タンク水量の変動を考慮した場合について、評価項目となるパラメータへの感度を確認。</p> <p>⑥ 高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの注入特性並びに格納容器スプレイポンプ流量の変動を考慮した場合について、評価項目となるパラメータへの感度を確認。</p>	<p>④ 該当なし。</p> <p>⑤ 該当なし。</p> <p>⑥ 該当なし。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置については、<u>上記のとおり、代替再循環切替操作が必要なタイミングが早くなるなど、そのタイミングは変動する可能性があるが、現場での代替再循環ライン系統構成は専任の運転員が担当することから、必要なタイミングに変動があったとしても、この変動に対応が可能であり、対策の実施に与える影響はない</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 図 2.7.6 にあるとおり、代替再循環は中央制御室(1名専任)及び現場 2 名で行う操作であるが、それぞれ別の運転員による操作を想定していることから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 図 2.7.6 にあるとおり、代替再循環を行う要員のうち、中央制御室での作業は専任の運転員が行うこと、現場操作を行う運転員のうち、1名は専任、もう一名は燃料取替用水タンク補給操作後に本操作を行うが、時間余裕が考慮されていることから操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 図 2.7.6 にあるとおり、各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>1) 代替再循環は、炉心崩壊熱等の不確かさにより 1 次系温度及び圧力の低下が速くなると、ECCS 注水流量が多くなることで燃料取替用水タンク水位の低下が速くなり、これに伴って操作開始が早くなる。この場合には、再循環切替時点での炉心崩壊熱が大きくなることから炉心での蒸散率が大きくなり、1 次系保有水の減少が速くなり、評価項目に対する余裕が小さくなることが考えられるが、「(3) 感度解析」において、再循環機能喪失から 15 分以内に代替再循環を開始することにより、炉心は露出しないことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、破断口径の変動を考慮した場合、解析条件として設定している破断口径より小さくなるため、破断口からの 1 次冷却材の流出流量が少なくなり、1 次系保有水量の減少が抑制されることから、これに伴って操作開始が早くなる。この場合には、再循環切替時点における炉心崩壊熱が小さくなることから、1 次冷却材の蒸散率が小さくなり 1 次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p>

(3) 感度解析

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 重要現象の予測の不確かさは他の方法で評価されているか</p> <p>1) 他コードとの比較により解析結果の妥当性を確認しているか。</p> <p>(i) 感度解析により、重要現象の不確かさは把握されているか確認する。</p> <p>(ECCS 再循環機能喪失の場合)</p> <p>① 炉心露出の予測時刻について、MAAP の結果のみならず、他のコードの結果でも評価しているかを確認。</p> <p>② 炉心露出時刻の不確かさを考慮しても運転員は対応可能かを確認。</p>	<p>(i) 感度解析により、重要現象の不確かさは把握されているかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① MAAP を用いて LOCA について解析した場合、炉心水位挙動に対する不確かさがある。この影響を確認するため、M-RELAP5 と炉心露出開始時間を比較した。結果として、MAAP による炉心露出開始時間は、M-RELAP5 による炉心露出開始時間と比べて約 15 分遅くなるケースがあった。このため、不確かさの影響の評価として、M-RELAP5 を用いて代替再循環切替の開始時間を 15 分早めた感度解析を実施した。結果として、ECCS 再循環切替失敗以降において燃料被覆管温度が上昇することはなく、PCT が 1,200℃以下であるという評価項目を満足することに変わりはないことを確認した。具体的には、MAAP における重要現象の不確かさのうち、炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流並びに 1 次系における気液分離・対向流による炉心水位の予測に関する不確かさを確認するため、本重要事故シーケンスについて、MAAP のみならず M-RELAP5 においても評価を行った。その結果、図 2.7.20 にあるとおり、MAAP は M-RELAP5 より約 15 分炉心露出を遅めに予測する傾向があること、図 2.7.21 にあるとおり、M-RELAP5 による評価で再循環機能喪失から 15 分後に代替再循環を開始した場合でも再循環機能喪失後においても炉心は露出せず燃料被覆管温度は上昇しないことを確認したことから、本重要事故シーケンスにおける炉心露出の予測に対する不確かさとして、15 分を考慮することを確認した。なお、MAAP、M-RELAP5 双方の原子炉格納容器へのエネルギー放出量の差はわずかであることから、原子炉格納容器側から 1 次系（原子炉容器内水位）への影響は軽微であり、M-RELAP5 の炉心露出の予測に与える影響は軽微であることを確認した。</p> <p>② ①にあるとおり、本重要事故シーケンスの対策である代替再循環切替操作については、ECCS 再循環切替失敗から 15 分後までに完了する必要があるが、これまでの訓練実績を踏まえると ECCS 再循環切替失敗から 9 分後までに完了できる。（3.（1）参照。）なお、M-RELAP5 を用いて LOCA について解析した場合、炉心水位挙動において、試験データとの比較等により炉心露出予測は保守的な傾向を示していることを確認した。具体的には、MAAP は M-RELAP5 と比較して、炉心露出を約 15 分遅く評価する可能性があり、この場合には再循環機能喪失から代替再循環開始までの操作時間余裕は小さくなり、評価項目に対する余裕も小さくなる。これに対し、解析条件として考慮している「再循環機能喪失から 30 分」よりも 15 分早く代替再循環を開始できるように、要員を配置している（訓練実績として判断 3 分、再循環切替 6 分の計 9 分で操作できる）ことから、炉心は露出することなく評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 2.7.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（ECCS 再循環機能喪失））において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。</p> <p>補足説明資料（添付資料 2.7.7 ECCS 再循環機能喪失時における解析コード MAAP の不確かさについて）において、MAAP と M-RELAP5 との炉心露出時間の比較が示されている。</p>

(4) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (ECCS 再循環機能喪失の場合)</p> <p>① 格納容器スプレイポンプによる代替再循環の開始時間余裕を確認。</p>	<p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を以下のとおり確認した。</p> <p>① 上記(3)で確認した炉心露出時刻の不確かさ15分に対して、操作開始を5分遅らせた解析を実施した。その結果、図2.7.22及び図2.7.23にあるとおり、操作開始を5分遅らせた場合には原子炉容器水位は一時的にTAF以下となるが、代替再循環により水位を回復すること、燃料被覆管温度は約600℃まで上昇するが、1200℃に対して十分余裕があることから操作時間余裕として、再循環機能喪失から20分程度は確保できることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料2.7.8 ECCS 再循環機能喪失時の代替再循環操作の時間余裕について）において、代替再循環について5分の操作開始遅れを想定した解析結果が示されている。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 （a）想定する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あつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>有効性評価ガイド 2.2 有効性評価に係る標準評価手法 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲 （4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について 1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。 （i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。 ① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。 ② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p> <p>（ii）本事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。 ① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。 ① 本重要事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は14名である。これに対して、運転員及び緊急時対応要員は32名であり対応が可能であることを確認した。 ② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る緊急時対応要員等を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対応可能であることから、3号炉の重大事故等への対応と1・2号炉の SFP への対応が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p> <p>（ii）電源供給量の充足性について、電源として、仮に外部電源の喪失を仮定しても、重大事故等対策設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいこと、対応が可能であることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。 ① 外部電源の喪失は想定していないが、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策時に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(iii) 安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>(iii) 水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 初期対策である余熱除去ポンプの水源は燃料取替用水タンクであり、格納容器スプレイポンプによる代替再循環を行う場合、格納容器再循環サンプ隔離弁バイパス弁による代替再循環を行う場合のいずれにおいても、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位に到達した以降は、格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環により炉心注水を維持するため、水源の補給は必要とせずに安定停止状態まで移行できることを確認した。</p>
<p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>(iv) 発災から7日間の資源、水源の充足性について、<u>本重要事故シーケンスが発生し、仮に外部電源の喪失を仮定しても、7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合に必要な重油量は約516kL、緊急時対策所用発電機の7日間の運転継続に必要な軽油量は約5kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽及び重油タンクに備蓄された重油量約516kL、軽油タンクに備蓄された軽油量約55kLで対応が可能である</u>ことを確認した。水源については、上記(iii)にあるとおり、初期対策としては燃料取替用水タンクの保有水を用い、長期対策としては、格納容器再循環サンプを水源とすることを確認しており、発災から7日間については電源、水源ともに外部支援は必要としないことを確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた炉心損傷防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から炉心損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>事故シーケンスグループ「ECCS 再循環機能喪失」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している代替再循環等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」において代替再循環等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、代替再循環切替について、ECCS 再循環切替失敗から 15 分後までに完了できることを踏まえれば、解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（余熱除去ポンプ等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。</p> <p>また、代替再循環により炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、代替再循環による炉心冷却を継続することを確認した。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>本事故シーケンスグループのうち、中小破断 LOCA 等の発生時に高圧再循環機能が喪失する事故シーケンスでは、本重要事故シーケンスと対策が異なるが、この対策は「ECCS 注水機能喪失」における対策と同一であり、そこで対策の有効性を確認したことと併せれば、「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」における有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「ECCS 再循環機能喪失」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損）

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策	2.8-2
(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス	2.8-2
(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方	2.8-3
(3) 炉心損傷防止対策	2.8-4
2. 炉心損傷防止対策の有効性評価	2.8-13
(1) 有効性評価の方法	2.8-13
(2) 有効性評価の条件	2.8-15
(3) 有効性評価の結果	2.8-22
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	2.8-26
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	2.8-28
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	2.8-30
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	2.8-30
b. 操作条件	2.8-32
(3) 操作時間余裕の把握	2.8-33
4. 必要な要員及び資源の評価	2.8-34
5. 結論	2.8-36

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項
 （炉心損傷防止対策の有効性評価：格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損））

1. 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各事故シーケンスと一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」における事故シーケンスは、以下の2つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ インターフェイスシステムLOCA ・ 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 <p>（PRA まとめ資料 抜粋）</p> 

※ 本資料の確認結果に記載の図表番号については、補足説明資料の図表番号であり、原子炉設置変更許可申請書の図表番号とは異なる。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 事故シーケンスグループの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p>	<p>(i) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴は、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリ機能の喪失に伴い、1次冷却材の原子炉格納容器内外への漏えいが継続することで、保有水量が減少し、炉心損傷に至る</u>ことを確認した。具体的には、「原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器が破損し、さらに1次冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいする。このため、緩和措置がとられない場合には、1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えいが継続することにより、1次冷却系保有水量が減少し、炉心損傷に至る」であり、事故シーケンスグループ全体の特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>炉心損傷を防止するためには、炉心注水を継続するとともに、1次冷却系の減温・減圧を行うことで、原子炉格納容器内外への漏えいを抑制する必要がある</u>ことを確認した。本事故シーケンスグループの特徴を踏まえた必要な機能は、1次冷却系を減温・減圧し漏えい量を低減する機能、炉心注水する機能であり、具体的な初期の対策として、ECCSによる炉心注水を確保するとともに、2次系強制冷却及び加圧器逃がし弁の開閉操作を行うことにより漏えいを抑制し、炉心損傷を防止する必要があることを確認した。</p>

(3) 炉心損傷防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 事故シーケンスグループ全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 事故シーケンスグループ内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備の時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p> <p>(CV バイパスの場合)</p> <p>① IS-LOCA の発生を判別するための計装設備を確認。</p> <p>② SGTR の発生を判別するための計装設備を確認。</p>	<p>(i) 本事故シーケンスグループの対応における事象を判別するパラメータに関する計装設備について、以下のとおり確認した。</p> <p>① インターフェイスシステム LOCA (IS-LOCA) では、IS-LOCA の発生を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表 2.8.1 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）の重大事故等対策について」において、1 次冷却系圧力、格納容器内温度、格納容器内圧力（広域）、格納容器再循環サンプル水位（広域）等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 蒸気発生器伝熱管破損（SGTR）では、SGTR の発生を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表 2.8.2 格納容器バイパス（蒸気発生器細管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）の重大事故等対策について」において、1 次冷却系圧力、主蒸気ライン圧力、格納容器内温度、格納容器内圧力（広域）、蒸気発生器水位（広域）等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の炉心損傷防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 本事故シーケンスグループの事象進展の概要・特徴を踏まえ、初期の炉心損傷防止対策として、<u>蒸気発生器 2 次側への注水と主蒸気逃がし弁の開操作による 2 次系強制冷却及び加圧器逃がし弁の開操作による 1 次冷却系の減圧と高圧注入ポンプによる炉心注水を実施する。このため、高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク、補助給水ポンプ、蒸気発生器、補助給水タンク、主蒸気逃がし弁、加圧器逃がし弁等を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。初期の対策である 2 次系強制冷却及び加圧器逃がし弁の開閉操作による 1 次冷却系の減圧に係る手順については、「技術的能力 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」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁、電動補助給水ポンプ等が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「表 2.8.1 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）の重大事故等対策について」、「表 2.8.2 格納容器バイパス（蒸気発生器細管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）の重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。高圧注入ポンプによる炉心注水で用いる重大事故等対処設備として、高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク等が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「表 2.8.1 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）の重大事故等対策について」、「表 2.8.2 格納容器バイパス（蒸気発生器細管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）の重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>補足説明資料（添付資料 2.8.1 インターフェイスシステム LOCA 時に隔離操作対象となる弁について）において、中央制御室操作及び 1 次系減圧後の現場操作により閉止する弁の一覧が示されている。</p>
<p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態（低温停止状態[*]）へ導くための対策が整備されていることを確認。</p> <p>(CV バイパスの場合)</p> <p>・ 余熱除去系の系統構成を確認し、健全側の余熱除去系が使用できるかを確認。（IS-LOCA 時、余熱除去系の隔離弁が高圧側にある場合は、余熱除去系は A、B 系同時に機能喪失しないため、健全側の余熱除去系で冷却できる）</p> <p>※ 有効性評価ガイドでは、安定停止状態（高温停止状態又は低</p>	<p>(iii) 安定停止状態に向けた対策とその設備について、<u>インターフェイスシステム LOCA の場合は、健全側余熱除去系による炉心冷却を実施する。このため、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器等を重大事故等対処設備として位置付ける。蒸気発生器伝熱管破損の場合は、1 次冷却系の減温・減圧が進み、余熱除去系が使用可能な温度及び圧力に到達すれば、余熱除去系による炉心冷却に移行する。このため、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器等を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 伊方 3 号炉の余熱除去系は、余熱除去系の隔離弁が高圧側にあるため、A 系、B 系どちらかで IS-LOCA が生じても他方の余熱除去系は機能喪失しない（A 系、B 系同時に機能喪失しない）ことを確認した。これを踏まえ、IS-LOCA 時の安定停止状態に向けた対策は、健全側余熱除去系による炉心冷却であり、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備はこれらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「表 2.8.1 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）の重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。補</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>温停止状態）と定義されている。</p> <p>② 炉心の冷却状態、原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p>	<p>足説明資料（添付資料 2.8.4 インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系の破断箇所及び破断面積について）において、余熱除去系概略系統図が示されており、A系、B系の隔離弁が高圧設計であることが示されている。）</p> <p>SGTR 時の安定停止状態に向けた対策は、余熱除去系による炉心冷却であり、当該対策で用いる重大事故等対処設備として、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「表 2.8.2 格納容器バイパス（蒸気発生器細管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）の重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。また、余熱除去系の接続に失敗する場合を想定し、充てんポンプを用いた1次冷却系のフィードアンドブリードを実施し、再循環切替が可能となれば格納容器スプレイポンプ(B、代替再循環配管使用)を用いた代替再循環による1次冷却系のフィードアンドブリードにより炉心の冷却を実施する。当該対策の手順については、「技術的能力 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」において整備されていることを確認した。また、当該対策で用いる重大事故等対処設備として加圧器逃がし弁、充てんポンプ、格納容器スプレイポンプ(B、代替再循環配管使用)、格納容器再循環サンプ等が挙げられていることを確認した。これらの設備以外の常設設備、可搬設備及び関連する計装設備は「表 2.8.2 格納容器バイパス（蒸気発生器細管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）の重大事故等対策について」において、整理されていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p> <p>② 炉心の冷却状態の長期維持については①に示すとおり、余熱除去系による炉心の冷却、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）による代替再循環による炉心の冷却により最終ヒートシンクへ熱を逃がせることから、炉心の冷却状態を長期的に維持できることを確認した。また、原子炉格納容器の冷却については、格納容器再循環ファンにより継続的に実施することとし、原子炉格納容器内の圧力、温度が上昇した場合には、格納容器スプレイにより原子炉格納容器内雰囲気冷却・減圧することにより、閉じ込め機能を維持できることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 2.8.6 安定停止状態について（インターフェイスシステム LOCA））には、本重要事故シーケンスにおける安定停止状態の定義は、「原子炉安定停止状態として、漏えいが停止し、1次冷却材高温側温度（広域）が93℃以下に維持されている状態」であることが示されている。また、補足説明資料（添付資料 2.8.7 安定停止状態について（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））には、本重要事故シーケンスにおける安定停止状態の定義は、「原子炉安定停止状態として、漏えいが停止（1次冷却系と破損側蒸気発生器2次側が均圧）し、1次冷却材高温側温度（広域）が93℃以下に維持されている状態」であることが示されている。</p>
<p>(iv) 初期の炉心損傷防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。 (CVバイパスの場合)</p> <p>① ECCSによる炉心注水に係る計装設備を確認。</p> <p>② 2次系強制冷却及び加圧器逃がし弁による1次冷却系の減圧に係る計装設備を確認</p> <p>③ 余熱除去系による炉心冷却に係る計装設備を確認。</p> <p>④ 充てんポンプによる1次冷却系のフィードアンドブリード及び代替再循環による1次冷却系のフィードアンドブリードに係る計装設備を確認。(SGTR時に余熱除去系の接続に失敗した場合)</p> <p>参考：クールダウンアンドリサーキュレーションとは、上記①～④の操作を含んでいる。例えば、SGTR等が発生し、漏えい箇所の隔離に失敗した場合に2次系強制冷却、1次冷却系減圧でRCSを減圧して漏えい量を低減させるとともに、余熱除去系による</p>	<p>(iv) 対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表 2.8.1 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）の重大事故等対策について」、「表 2.8.2 格納容器バイパス（蒸気発生器細管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）の重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① ECCSによる炉心注水に係る計装設備として、1次冷却材圧力、1次冷却材高温側温度（広域）、高圧注入ライン流量等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 2次系強制冷却及び加圧器逃がし弁の開閉操作による1次冷却系の減圧に係る計装設備として、1次冷却材高温側温度（広域）、1次冷却材圧力、主蒸気ライン流量、加圧器水位等が挙げられていることを確認した。</p> <p>③ 余熱除去系による炉心冷却に係る計装設備として、1次冷却材高温側温度（広域）、余熱除去ループ流量等が挙げられていることを確認した。</p> <p>④ 充てんポンプによる1次冷却系のフィードアンドブリード及び代替再循環による1次冷却系のフィードアンドブリードに係る計装設備として、1次冷却材高温側温度（広域）、格納容器内温度、余熱除去ループ流量、格納容器スプレイラインB積算流量等が挙げられていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>冷却で長期的に炉心を冷却する操作である。詳細は以下参照。</p> <p>蒸気発生器伝熱管損傷等が発生し、漏えい箇所の隔離に失敗した場合に、ECCS等により原子炉への注水を確保しつつ、主蒸気逃がし弁等を用いたSGによる除熱および加圧器逃がし弁等による原子炉の減圧を実施して漏えいを抑制するとともに、余熱除去系により長期的に炉心を冷却する。また、余熱除去系による冷却に失敗した場合はRWS Tへほう酸水の補給を行い、フィードアンドブリードを実施した後、ECCS再循環を実施する。</p>	<p>確認結果（伊方）</p>
<p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (CV バイパスの場合)</p> <p>① 余熱除去系を用いた炉心冷却への移行条件を確認。 ② 余熱除去系による炉心冷却に失敗した場合の対策である代替再循環への移行条件を確認 (SGTR 時に余熱除去系の接続に失敗した場合)。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定停止状態に向けた対策に切り替える条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 1次冷却材圧力計指示が2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材高温側温度計(広域)指示が176℃以下となり余熱除去系が使用可能となれば、余熱除去系による炉心冷却へ移行することが示されており、初期対策から安定停止状態に向けた対策への切り替える条件が明確となっていることを確認した。 なお、インターフェイスシステムLOCA時は、健全側の余熱除去系で炉心の冷却を実施する。</p> <p>② SGTR時に余熱除去系の接続に失敗した場合には、充てんポンプ及び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を実施し、原子炉格納容器内へ燃料取替用水位タンク水を持ち込んだ後、格納容器再循環サンプ水位計(広域)指示が75%以上であることを確認し、代替再循環による1次冷却系のフィードアンドブリードを実施することを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。 ② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。 ③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 中央制御室からの余熱除去系の隔離操作 ・ 燃料取替用水タンクへの補給 ・ 格納容器再循環ファン起動 <p>② 有効性評価上は期待しないが燃料取替用水タンクへの補給に係る手順については、「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」に、格納容器再循環ファン起動に係る手順については、「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」において整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①、②に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準が「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」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本事故シーケンスグループにおける手順及びその着手の判断基準は、「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に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備(常設、可搬、計装)については、「表2.8.1 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)時における重大事故等対策について」、「表2.8.2 格納容器バイパス(蒸気発生器伝熱管破損発生時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)時における重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈) 第37条(重大事故等の拡大の防止等) (炉心の著しい損傷の防止)</p>	<p>2) 「付録1 I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について 別紙表1-3-1 米国・欧州での重大事故対策に係る設備例との比較」において、格納容器バイパス防止について米国・欧州での対策との比較を行っており、伊方3号炉の対策は国内外の先進的な対策と同等であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に関係する主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>(i) 初期の対策である ECCS による炉心注水や2次系強制冷却、加圧器逃がし弁の開閉操作による漏えい量の低減に係る設備として、高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク、主蒸気逃がし弁、加圧器逃がし弁等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、長期対策である余熱除去系による炉心冷却や充てん系、格納容器スプレイポンプ（B、代替再循環配管使用）を用いた1次冷却系のフィードアンドブリードに係る設備として、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、加圧器逃がし弁、充てんポンプ、格納容器再循環サンプB等及びこれらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準、判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても網羅的に記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であること。 	<p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 図 2.8.4 事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」の対応手順の概要（重要事故シーケンス「インターフェイスシステム LOCA」の事象進展）、図 2.8.6 事故シーケンスグループ「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）」の対応手順の概要（重要事故シーケンス「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」の事象進展）において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていること及びその根拠や妥当性を確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>IS-LOCA:</u></p> <p><u>蓄圧注入系作動の確認:</u> 1次冷却系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となれば、蓄圧注入系による炉心注水が行われていることを確認。</p> <p><u>1次冷却材の余熱除去系からの漏えいを判断:</u> 格納容器内圧力及び温度、格納容器サンプ水位、格納容器内モニタ、1次冷却材圧力、補助建屋排気筒モニタ等のパラメータにより余熱除去系からの漏えいを判断。</p> <p><u>余熱除去ポンプ停止及び余熱除去系の隔離:</u> 破損している余熱除去系から燃料取替用水タンクの保有水の流出を防止するため、燃料取替用水タンクを余熱除去系から隔離し、余熱除去ポンプを全台停止するとともに中央制御室からの操作により1次冷却系を余熱除去系から隔離。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>補助給水流量調整判断：蒸気発生器水位が狭域水位計指示範囲内で上昇傾向にある等、補助給水流量調整の必要がある場合、蒸気発生器水位が蒸気発生器狭域水位計指示範囲にあるよう補助給水流量を調整。</p> <p>主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却：準備が完了した段階で1次冷却系保有水の減少抑制のため実施。</p> <p>1次冷却系減圧操作判断：2次系強制冷却により1次冷却系のサブクール度を確保した段階で実施し、1次冷却系保有水量の確保を図る。</p> <p>蓄圧タンク出口弁閉止判断：ECCS停止条件の満足又は1次冷却材圧力系指示が0.6MPa[gage]にて蓄圧タンク出口弁を閉止。</p> <p>ECCS停止判断：サブクール度、加圧器水位、1次冷却材圧力等を確認し判断。</p> <p>健全側余熱除去系が使用可能：1次冷却材圧力系指示2.7MPa[gage]以下及び1次冷却材高温側温度計（広域）指示176℃にて使用可能と判断。</p> <p>余熱除去系からの漏えい停止確認：1次冷却材圧力及び加圧器水位等の挙動から漏えい停止を確認。</p> <p>原子炉安定停止時状態確認：余熱除去系からの漏えいが停止するとともに1次冷却材高温側温度計（広域）指示が93℃以下。</p> <p>SGTR：</p> <p>1次冷却材の蒸気発生器伝熱管からの漏えいを判断：格納容器圧力温度・圧力、格納容器サンプ水位、蒸気発生器水位・圧力、蒸気発生器ブローダウン水モニタ、高感度型主蒸気管モニタ等のパラメータにより判断。</p> <p>破損側蒸気発生器の隔離：破損側蒸気発生器に繋がる補助給水隔離弁、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁、主蒸気隔離弁を閉止。</p> <p>破損側蒸気発生器圧力の減圧継続を判断：破損側蒸気発生器圧力が無負荷時圧力より低下し、減圧が継続していることにより破損側蒸気発生器の減圧継続を判断。</p> <p>主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却：IS-LOCAと同様である。</p> <p>1次冷却系減圧操作判断：IS-LOCAと同様である。</p> <p>蓄圧タンク出口弁閉止判断：ECCS停止条件の満足により蓄圧タンク出口弁を閉止。</p> <p>ECCS停止判断：IS-LOCAと同様である。</p> <p>充てんポンプによる注水開始及び高圧注入ポンプの停止：原子炉格納容器外への漏えいを抑制するため、充てんポンプによる注水はECCS停止条件を満足してから実施。</p> <p>補助給水流量調整判断：IS-LOCAと同様である。</p> <p>余熱除去系が使用可能：IS-LOCAと同様である。</p> <p>原子炉安定停止時状態確認：1次冷却系・2次系の均圧により漏えいが停止し、1次冷却系高温側計（広域）指示93℃以下を確認。</p> <p>再循環切替判断（1次冷却系のフィードアンドブリード時）：格納容器サンプ水位計（広域）指示75%以上を確認し、再循環切替操作を実施。</p>
<p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）</p>	<p>(i) タイムチャートは、「技術的能力 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」等を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 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」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 有効性評価においては、中央制御室からの余熱除去系の隔離操作や燃料取替用水タンクへの補給、格納容器再循環ファン起動等には期待しないが実際には行う操作である。このため、これらの操作も含めてタイムチャートに必要人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本重要事故シーケンスの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。 ・ タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p> <p>(5) 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>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、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報等の発信時点から10分後に開始する。 a.の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、a.の操作から1分後に開始する。 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。 その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。 <p>なお、運転員等は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、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上記の運転員等操作時間を設定する。</p>

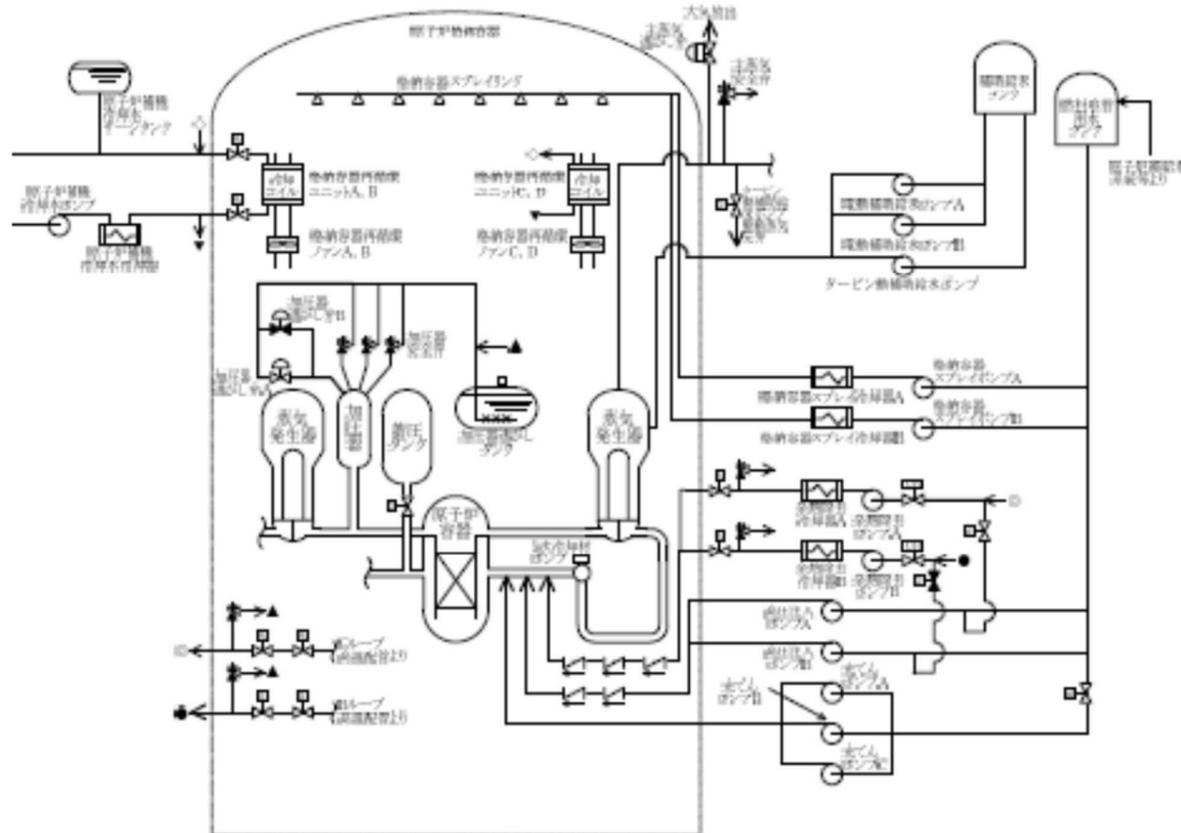


図 2.8.1 格納容器バイパス時の重大事故時対策の管路系統図 (インターフェイスシステムLOCA)

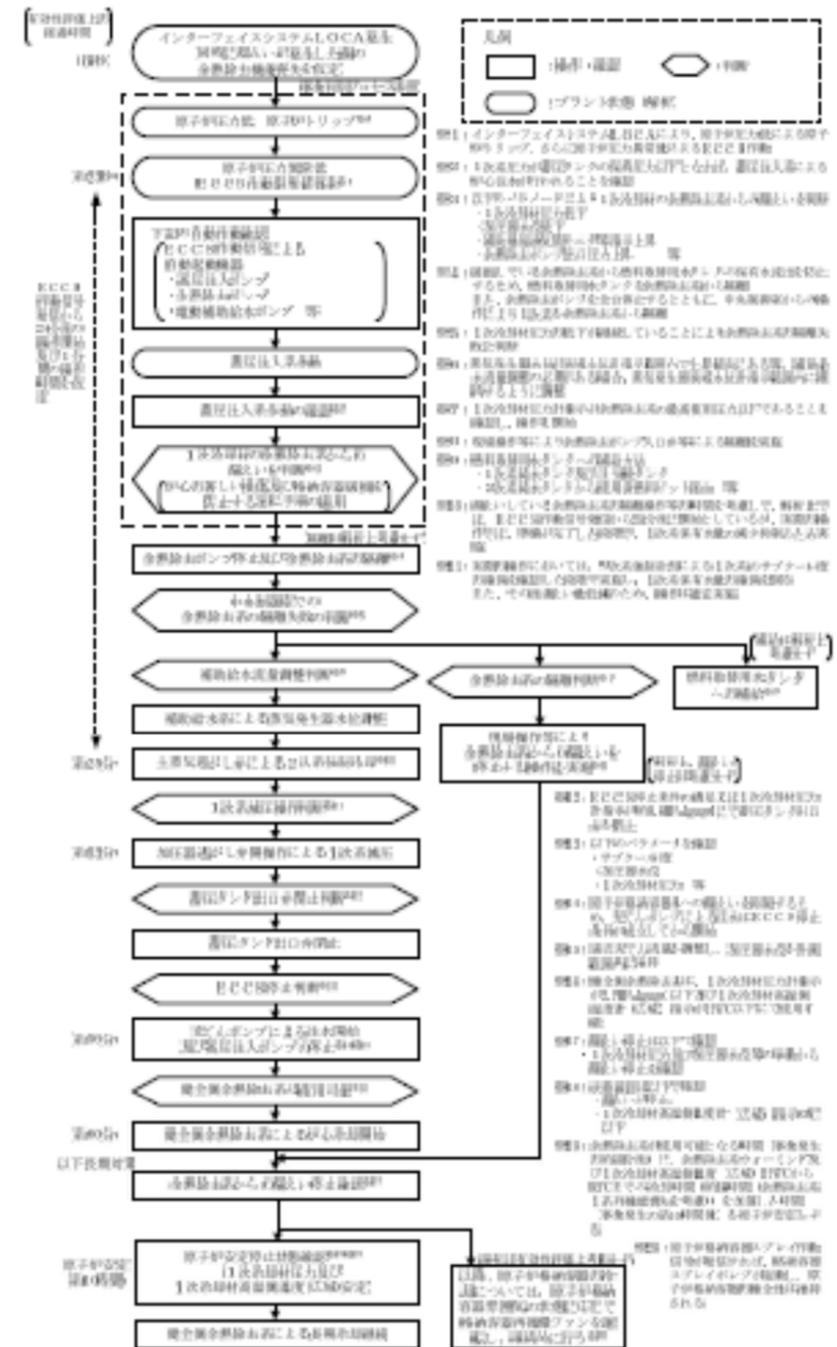


図 2.8.4 事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)」の対応手順の概要 (重要事故シーケンス「インターフェイスシステムLOCA」の事象進展)

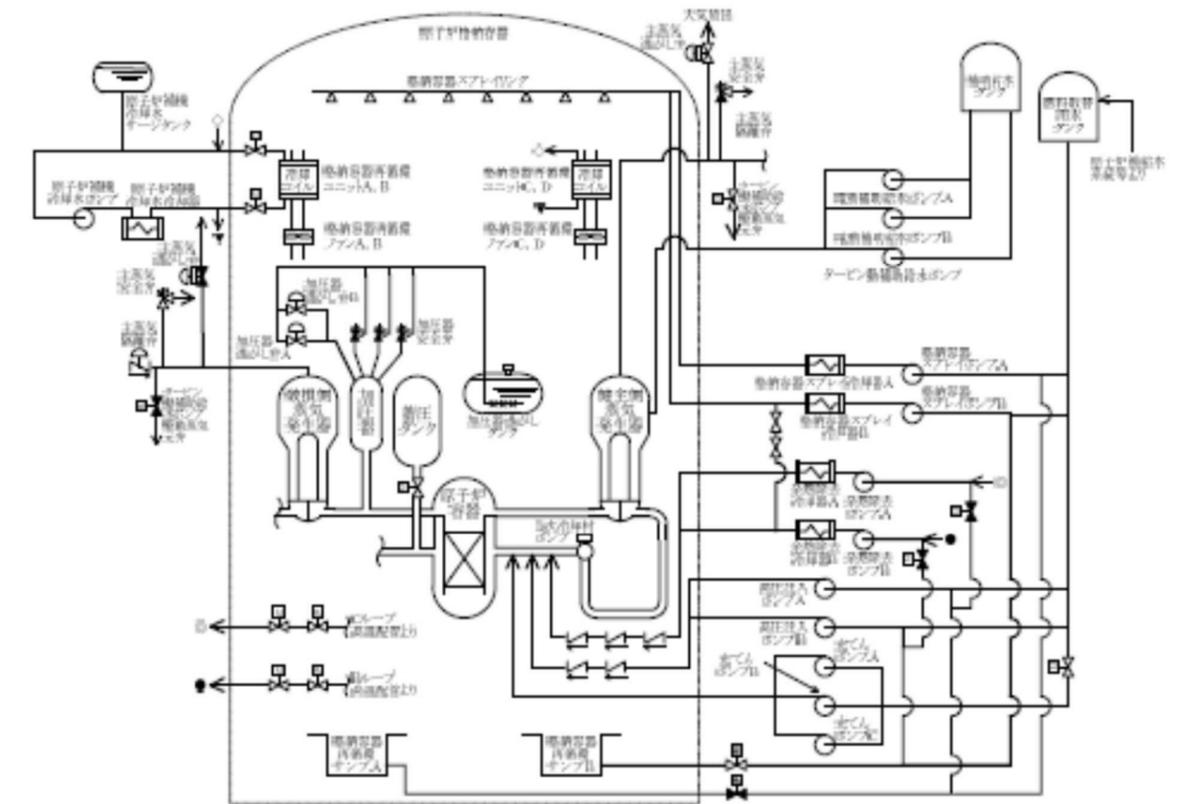


図 2.8.2 格納容器バイパス時の重大事故時対策の管路系統図 (蒸気発生器伝動管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故)

2. 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(5) 複数の対策（例えば、常設設備と可搬型設備）がある場合には、各々の対策について有効性を評価することを基本とする。ただし、評価条件の包絡性が示すことができれば、包絡条件による有効性評価で代表してもよい。（例えば、起動に多くの人手及び時間を要し、かつ、容量が少ない可搬型設備の条件で常設設備の条件を包含させる場合。）</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。</p> <p>a. 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。</p> <p>c. 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。</p> <p>d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。</p> <p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、重要事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 事故シーケンスグループから、重要事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 重要事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRAの評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>(i) 重要事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 選定された重要事故シーケンスはPRAで選定されたシーケンスと同一であることを確認した。</p> <p>② 本事故シーケンスグループの重要事故シーケンスは、「インターフェイスシステム LOCA」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」を選定する。これは、格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮して両方の事故シーケンスを選定することを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>2）有効性評価ガイド 2.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>（i）評価対象の事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p> <hr/> <p>（ii）使用する解析コードが、事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>（i）本重要事故シーケンスにおける重要現象として、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流、1次冷却系における冷却材流量変化、冷却材放出、沸騰・凝縮・ポイド率変化、気液分離・対向流、圧力損失、ECCS 強制注入及び ECCS 蓄圧タンク注入、加圧器における冷却材放出並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側給水が挙げられていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <hr/> <p>（ii）上記（i）で確認した重要現象である炉心における1次冷却材の沸騰やポイド率の変化、気液分離や対向流、1次冷却系からの冷却材の放出、加圧器からの冷却材の放出、蒸気発生器における1次側と2次側との熱伝達等を取り扱うことができるM-RELAP5を用いることを確認した。M-RELAP5の適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（1）有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>（3）不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3）有効性評価ガイド 2.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3）解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等</p> <p>(2) PWR</p> <p>f. 格納容器バイパス</p> <p>(a) インターフェイスシステム LOCA</p> <p>a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. インターフェイスシステム LOCA の発生後、破断箇所の隔離に失敗し、原子炉冷却材の有効な注入が不可能となり、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統の配管において、高圧設計部分と低圧設計部分を分離するための隔離弁の誤開又は内部破損によって、低圧設計部分が過圧され、破断する事象を想定する。</p> <p>ii. 低圧設計部分の破断箇所は、原子炉圧力が加わることによって、耐圧性が最も低い機器、配管等の部位とする。</p> <p>c) 対策例</p> <p>i. インターフェイスシステム LOCA 発生箇所の隔離対策</p> <p>ii. 加圧器逃がし弁による 1 次冷却系強制減圧及び補助給水系と主蒸気逃がし弁による 2 次冷却系からの冷却による原子炉の減圧、ECCS 水源の補給を伴うフィードアンドブリード、並びに ECCS 再循環及び原子炉格納容器冷却</p> <p>(b) 蒸気発生器伝熱管破損</p> <p>a) 重要事故シーケンスの例</p> <p>i. 蒸気発生器伝熱管破損の発生後、破損蒸気発生器の隔離に失敗することによって、原子炉冷却材の漏えいが継続し、炉心の著しい損傷に至る。</p> <p>b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>i. 蒸気発生器伝熱管の破損を想定する。</p> <p>ii. 破損蒸気発生器の隔離失敗を仮定する。</p> <p>iii. 原子炉の冷却・減圧後に、「RHR によって除熱する場合」及び「RHR</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>の接続に失敗する場合」を想定する。</p> <p>c) 対策例</p> <p>i. 加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧及び補助給水系と主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの冷却による原子炉の減圧、並びに RHR による崩壊熱の除去</p> <p>ii. 加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧及び補助給水系と主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの冷却による原子炉の減圧、ECCS 水源の補給を伴うフィードアンドブリード、並びに ECCS 再循環及び原子炉格納容器冷却</p> <p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> <hr/> <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(CV バイパスの場合)</p> <p>IS-LOCA :</p> <ul style="list-style-type: none"> IS-LOCA の破断口径と設定の考え方を確認。 <p>SGTR :</p> <ul style="list-style-type: none"> 破損側蒸気発生器の隔離失敗の想定を確認。 	<p>確認結果（伊方）</p> <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源はないものとする。これは、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により、炉心の冷却の観点では、厳しい設定となることを確認した。</p> <hr/> <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>IS-LOCA :</p> <p>① 起因事象として、1次冷却系から原子炉格納容器外への漏えいが発生するものとし、1次冷却材の漏えい箇所は、余熱除去系逃がし弁及び余熱除去系機器等とする。破断口径は、原子炉格納容器外の余熱除去冷却器出口逃がし弁では等価直径約 2.5cm (約 1 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では等価直径約 7.6cm (約 3 インチ) 相当とする。余熱除去系機器等では、等価直径約 2.9cm (約 1.15 インチ) 相当とすることを確認した。具体的には、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損による余熱除去系の圧力上昇により、余熱除去系からの漏えいが発生するものとする。1次冷却材の漏えい箇所として、余熱除去系逃がし弁の作動、余熱除去系機器等からの漏えいが発生するものとする。また、破断口径は、余熱除去系逃がし弁については実機における口径に基づいた値とし、余熱除去系機器等については実機における破断面積に係る評価値に余裕を考慮した値とする。以下に漏えい発生箇所及び漏えい面積を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器外の余熱除去冷却器出口逃がし弁 (等価直径約 2.5cm (1inch) 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 7.6cm (3inch) 相当) 原子炉格納容器外の余熱除去系機器等 (等価直径約 2.9cm (1.15inch) 相当) <p>なお、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、余熱除去系の低圧側に静的に1次冷却系の圧力及び温度相当まで加圧及び加温されるものとすることを確認した。また、安全機能の喪失に対する仮定として、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去機能が喪失することを確認した。</p> <p>② 「表 2.8.3 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）」において、初期条件、事故条件について炉心崩壊熱、1次冷却系圧力/温度、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>SGTR :</p> <p>① 起因事象として、1次冷却系から原子炉格納容器外への漏えいが発生するものとし、破断位置及び破断口径は、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することを確認した。また、安全機能の喪失に対する仮定として、破損側蒸気発生器の隔離失敗の想定は、原子炉の自動停止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することを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>② 「表 2.8.4 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）」において、初期条件、事故条件について炉心崩壊熱1次冷却系圧力/温度、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。</p>
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「2.2.3 事故シーケンスグループの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 炉心損傷防止対策の実施時間</p> <p>(a) 炉心損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 炉心損傷防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(i)使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その考え方を確認。</p> <p>(CV バイパスの場合)</p> <p>IS-LOCA :</p> <ul style="list-style-type: none"> 高圧注入ポンプの使用台数、用いる注入特性を確認。 補助給水ポンプの使用台数と流量を確認。 主蒸気逃がし弁の使用個数を確認。 余熱除去冷却器出口/入口逃がし弁の吹き止まり圧力を確認。 蓄圧タンクの初期保持圧力、保有水量の設定を確認。 <p>SGTR :</p> <ul style="list-style-type: none"> 高圧注入ポンプの使用台数、用いる注入特性を確認。 補助給水ポンプの使用台数と流量を確認。 主蒸気逃がし弁の使用個数を確認。 蓄圧タンクの初期保持圧力、保有水量の設定を確認 	<p>(i) 機器条件として、IS-LOCA の場合は、<u>炉心注水流量は、高圧注入ポンプ 2 台使用時の最大注入特性を用いる。これは、1 次冷却材の漏えい量の観点では、1 次冷却系からの漏えい量を増加させるため厳しい設定である。2 次系強制冷却に使用する主蒸気逃がし弁は 3 個とする。また、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吹き止まり圧力は、設計値を用いる</u>ことを確認した。SGTR の場合は、<u>炉心注水流量は、高圧注入ポンプ 2 台使用時の最大注入特性を用いる。これは、1 次冷却材の漏えい量の観点では、1 次冷却系からの漏えい量を増加させるため厳しい設定である。また、2 次系強制冷却に使用する主蒸気逃がし弁は健全側の 2 個とする</u>ことを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>IS-LOCA :</p> <p>① 「表 2.8.3 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）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p><u>原子炉トリップ信号</u>：原子炉圧力低（12.73MPa [gage]、応答時間 2.0 秒）を用いることを確認した。その理由として、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、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。</p> <p><u>高圧注入ポンプ</u>：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を小さく、ポンプ揚程を大きく設定した最大注入特性（高圧注入特性：0～約 350m³/h、0～約 15.6MPa[gage]）を用いる。</p> <p><u>補助給水ポンプ</u>：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、蒸気発生器 3 基当たり 280m³/h を設定。</p> <p><u>主蒸気逃がし弁</u>：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。</p> <p><u>余熱除去冷却器出口/入口逃がし弁の吹き止まり圧力</u>：当該弁の閉止圧力を基に設定。</p> <p><u>蓄圧タンク</u>：炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力（約 4.04MPa [gage]）、標準的に最小の保有水量（約 29.0m³）を設定。</p> <p><u>補足説明資料（添付資料 2.8.5 インターフェイスシステム LOCA 時における蓄圧タンク初期条件設定の影響）</u>において、蓄圧タンクの初期保有水量についての感度解析の結果が示されている。</p> <p>SGTR :</p> <p>① 「表 2.8.4 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）」より、本重要事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p><u>原子炉トリップ信号</u>：原子炉圧力低（12.73MPa [gage]、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）を用いることを確認した。その理由として、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、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。</p> <p><u>高圧注入ポンプ</u>：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を小さく、ポンプ揚程を大きく設定した最大注入特性（高圧注入特性：0～約 350m³/h、0～約 15.6MPa[gage]）を用いる。</p> <p><u>補助給水ポンプ</u>：補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して、ECCS 作動限界値到達から 60 秒後に注水開始するものとし、流量は、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の流量として、蒸気発生器 3 基当たり 280m³/h を設定。</p> <p><u>主蒸気逃がし弁</u>：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。</p> <p><u>蓄圧タンク</u>：炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力（約 4.04MPa [gage]）、標準的に最小の保有水量（約 29.0m³）を設定。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(ii) 有効性評価ガイド 2.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(ii) 本重要事故シーケンスにおいて、安全機能の喪失を仮定している余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去機能（IS-LOCA の場合）、破損側蒸気発生器につながる主蒸気安全弁（SGTR の場合）について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性*による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p><u>IS-LOCA :</u></p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>本評価事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、2次系強制冷却、加圧器逃がし弁の開閉操作による1次冷却系減圧、充てんポンプによる炉心注水、高圧注入ポンプ停止、余熱除去系による炉心冷却、蓄圧タンク出口弁閉止、及び原子炉格納容器の冷却については中央制御室での対応であり、現場操作はない。</p> <p><u>余熱除去ポンプの停止及び隔離操作</u>：「技術的能力 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」において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員1名及び現場の2名であり、中央制御室での隔離操作に14分、現場での隔離操作に50分と想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。なお、中央制御室からの隔離操作は有効性評価上、考慮しない。</p> <p><u>燃料取替用水タンクへの補給</u>：「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員1名、現場対応の運転員1名であり、現場での系統構成に15分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。なお、中央制御室からの補給操作は有効性評価上、考慮しない。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、<u>2次系強制冷却の開始時間は、余熱除去系統からの漏えいの判断や余熱除去系統の隔離操作等に必要な時間を考慮し、ECCS 作動信号発信から25分後とする。また、高圧注入ポンプによる炉心注水を、充てんポンプに切替えるための操作開始時間は、ECCS 停止条件（1次冷却材のサブクール度 40℃以上及び加圧器水位 50%以上で安定又は上昇中等）成立時点からとし、操作完了に2分を要するものとする。また、加圧器逃がし弁の開閉操作は、以下の条件が成立すれば、1個の加圧器逃がし弁を開閉するものとする。i) ECCS 停止条件成立前は、1次冷却材のサブクール度 60℃以上で開とし、サブクール度 40℃以下又は加圧器水位 50%以上で閉とする。ii) ECCS 停止条件成立後は、1次冷却材のサブクール度 20℃以上で開とし、サブクール度 10℃以下で閉とする</u>ことを確認した。以下に加圧器逃がし弁の操作条件、高圧注入ポンプから充てんポンプへの切替条件を示す。</p> <p><u>加圧器逃がし弁の操作条件</u></p> <p>ECCS 停止条件成立前</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ サブクール度 60℃以上で開操作 ・ サブクール度 40℃以下又は加圧器水位 50%以上で閉操作 <p>ECCS 停止条件成立後</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ サブクール度 20℃以上で開操作 ・ サブクール度 10℃以下で閉操作 <p><u>高圧注入ポンプから充てんポンプへの切替条件</u></p> <p>以下の ECCS 停止条件が成立すれば、高圧注入ポンプから充てんポンプへの切替を実施し、切替操作には2分を要するものとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ サブクール度 40℃以上 ・ 加圧器水位 50%以上で安定又は上昇中

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>・ 1次冷却系圧力が安定又は上昇、かつ、蓄圧タンク不作動又は隔離中</p> <p>・ 蒸気発生器狭域水位下端以上又は電動補助給水ポンプ1台の設計流量以上で注水中</p> <p>なお、2次系強制冷却の操作余裕時間の評価については、「(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 2次系強制冷却は、有効性評価上は ECCS 作動信号発信から 25 分後に操作実施としているが、実際には 1 次冷却材の漏えい抑制の観点から準備が完了した段階で実施することを確認した。</p> <p><u>SGTR :</u></p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>本評価事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、破損側蒸気発生器隔離、2次系強制冷却、蓄圧タンク出口弁閉止、加圧器逃がし弁の開閉操作による1次冷却系減圧、充てんポンプによる炉心注水、高圧注入ポンプ停止、余熱除去系による炉心冷却、原子炉格納容器の冷却、充てんポンプ及び加圧器逃がし弁によるフィードアンドブリード（余熱除去系の接続に失敗する場合）については中央制御室での対応であり、現場操作はない。</p> <p><u>燃料取替用水タンクへの補給:</u>「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員1名、現場対応の運転員1名であり、現場での系統構成に15分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。なお、中央制御室からの補給操作は有効性評価上、考慮しない。</p> <p><u>代替再循環による1次冷却系のフィードアンドブリード:</u>「技術的能力 1.4 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員1名、現場対応の運転員2名であり、現場での系統構成に4分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、<u>破損側蒸気発生器の隔離操作の開始時間は、原子炉トリップ信号発信から10分後とし、操作完了に2分を要するものとする。2次系強制冷却操作の開始時間は、破損側蒸気発生器隔離操作の完了時点からとし、主蒸気逃がし弁の開操作完了に1分を要するものとする。高圧注入ポンプによる炉心注水を、充てんポンプに切替えるための操作開始時間は、ECCS 停止条件（1次冷却材のサブクール度 40℃以上及び加圧器水位 50%以上で安定又は上昇中等）成立時点からとし、操作完了に2分を要するものとする。また、加圧器逃がし弁の開閉操作は、以下の条件が成立すれば、1個の加圧器逃がし弁を開閉するものとする。 i) ECCS 停止条件成立前は、1次冷却材のサブクール度 60℃以上で開とし、サブクール度 40℃以下又は加圧器水位 50%以上で閉とする。 ii) ECCS 停止条件成立後は、1次冷却材のサブクール度 20℃以上で開とし、サブクール度 10℃以下で閉とする</u>ことを確認した。以下に加圧器逃がし弁の操作条件、高圧注入ポンプから充てんポンプへの切替条件を示す。</p> <p><u>加圧器逃がし弁の操作条件</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ IS-LOCA と同様である。 <p><u>高圧注入ポンプから充てんポンプへの切替条件</u></p> <p>以下の ECCS 停止条件が成立すれば、高圧注入ポンプから充てんポンプへの切替を実施し、切替操作には2分を要するものとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ サブクール度 40℃以上 ・ 加圧器水位 50%以上で安定又は上昇中 ・ 1次冷却系圧力が安定又は上昇、かつ、蓄圧タンク不作動又は隔離中 ・ 健全側の蒸気発生器狭域水位下端以上又は健全側蒸気発生器へ電動補助給水ポンプ1台の設計流量以上で注水中 <p>なお、2次系強制冷却の操作余裕時間の評価については、「(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 2次系強制冷却は、有効性評価上は破損側蒸気発生器隔離完了後1分で実施するものとしているが、実際には破損側蒸気発生器隔離完了後、速や</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	かに実施することを確認した。

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-3 上記1-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。 (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。 (b) 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の1.2倍又は限界圧力を下回ること。 (c) 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又は限界圧力を下回ること。 (d) 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又は限界温度を下回ること。</p> <p>1-5 上記1-3(a)の「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」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。 (a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。 (b) 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。</p> <p>1-6 上記1-3及び2-3の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について 1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。 (i) 事象進展の説明は事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であることを確認する。 ① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果をj確認できるパラメータを確認。</p>	<p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>IS-LOCA :</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷の恐れに至るプロセス、初期の炉心損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 図2.8.17、図2.8.18より、1次冷却材の漏えいに伴って1次冷却系圧力が低下していることから、想定した起因事象に沿った解析結果が得られていることを確認した。また、破断流クオリティの上昇により破断流量（質量流量）が低下しており、パラメータ間の挙動に齟齬がないことを確認した。</p> <p>③ 図2.8.21、図2.8.22より連続的な主蒸気流量が確認できること、2次系強制冷却に伴う主蒸気流量の増加に追従して補助給水流量が増加していること、図2.8.15より加圧器逃がし弁の開閉操作に伴う加圧器逃がし弁流量が確認できること、図2.8.13、図2.8.14より、高圧注入ポンプ、充てんポンプによる炉心注水流量を確認できること、高圧注入ポンプから充てんポンプへの切替に伴って、注入流量の積分値に変曲点が現れていることから、2次系強制冷却や加圧器逃がし弁の開閉操作による1次冷却系の減圧、高圧注入ポンプ・充てんポンプによる炉心注水に関する動的機器が意図通り作動していることを確認した。</p> <p>④ 図2.8.9、図2.8.10より2次系強制冷却により1次冷却系圧力・温度が低下していること、加圧器逃がし弁の開閉に伴って1次冷却系圧力・温度は低下するが、サブクール度を確保できており1次冷却材の減圧沸騰を防止できていることを確認した。図2.8.17からは上記の操作により、漏えい量の低減が図られていることを確認した。図2.8.12、図2.8.11、図2.8.18、図2.8.19、図2.8.20より、高圧注入ポンプ・充てんポンプによる炉心注水により、1次冷却材の保有水量が回復していること、加圧器に水位が形成されていること、炉心注水の開始に伴って炉心上端ボイド率が低下傾向を示し、約60分以降は炉心上端ボイド率がゼロとなっており、炉心は冠水状態を維持していることから燃料被覆管温度は有意に上昇していないことを確認した。</p> <p>SGTR :</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷の恐れに至るプロセス、初期の炉心損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 図2.8.33、図2.8.35、図2.8.23、図2.8.25より、事象発生とともに破断流量が確認できること、破損側蒸気発生器の主蒸気安全弁の開固着により蒸気発生器水位が一旦は低下するが、1次冷却系から2次系への冷却材の漏えいにより上昇傾向を示すこと、連続的な蒸気流量が破損側蒸気発生器で確認できること、1次冷却系圧力が低下傾向を示していること、破損側蒸気発生器圧力が低下傾向を示していること、加圧器水位が低下していることから、蒸気発生伝熱管破損及び破損側蒸気発生器の主蒸気安全弁の開固着が生じていることを確認した。</p> <p>③ 図2.8.25、図2.8.23、図2.8.34より健全側蒸気発生器において連続的な主蒸気流量が確認できること、健全側蒸気発生器の圧力が低下していること、2次系強制冷却に伴う主蒸気流量の増加に追従して補助給水流量が増加していること、図2.8.27より加圧器逃がし弁の開閉に伴う加圧器逃がし弁流量が確認できること、図2.8.25より高圧注入ポンプ、充てんポンプによる炉心注水流量を確認できることから、2次系強制冷却、加圧器逃がし弁の開閉操作による1次冷却系の減圧及び高圧注入ポンプ・充てんポンプによる炉心注水に関する動的機器が意図通り作動していることを確認した。</p> <p>④ 図2.8.23、図2.8.24より2次系強制冷却により1次冷却系圧力・温度が低下していること、加圧器逃がし弁の開閉に伴って1次冷却系圧力・温度は低下するが、サブクール度を確保できており1次冷却材の減圧沸騰を防止できていること及び2次系強制冷却、加圧器逃がし弁の開閉操作による1次冷却系の減圧により事象発生後約3.5時間には1次冷却系と2次系が均圧となり、図2.8.26からは上記の操作により、同時刻以降は漏えいが停止していることを確認した。図2.8.28、図2.8.29、図2.8.30、図2.8.31、図2.8.32より、高圧注入流量、充てんポンプによる炉心注水により、1次冷却材の保有水量が回復していること、加圧器に水位が形成されていること、原子炉容器水位は解析期間中 TAF 以上を維持していることから、燃料被覆管温度は有意に上昇していないことを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料2.8.8 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時における長期炉心冷却について）において、燃料取替用水タンクが枯渇するまでの時間（10時間）の評価が示されている。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(CV バイパスの場合)</p> <p><u>IS-LOCA</u></p> <p>起因事象に関連するパラメータ：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 破断流量 ・ 破断流クオリティ ・ 1次冷却系圧力 <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 主蒸気流量 ・ 加圧器逃がし弁・安全弁流量 ・ 補助給水流量 ・ 1次冷却系注水流量・積分値 <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却系圧力 ・ 破断流量 ・ 1次冷却系温度 ・ 1次冷却系保有水量 ・ 燃料被覆管温度 ・ 炉心上端ボイド率、加圧器水位 <p><u>SGTR</u></p> <p>起因事象に関連するパラメータ：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 破断流量 ・ 破損側蒸気発生器圧力 ・ 1次冷却系圧力 ・ 蒸気発生器水位 ・ 蒸気流量 <p>動的機器の作動状況：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気流量 ・ 補助給水流量 ・ 1次冷却系注水流量 <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却系圧力・2次系圧力 ・ 破断流量 ・ 1次冷却系温度 ・ 1次冷却系保有水量 ・ 原子炉容器内水位 ・ 燃料被覆管温度 ・ 加圧器水位 	<p>補足説明資料（添付資料 2.8.10 加圧器が設置されているループの蒸気発生器伝熱管が破損した場合の評価結果へ与える影響について）において、加圧器設置有無による1次系圧力及び温度の挙動比較が示されている。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・トレンド図の変曲点については、説明を加えること 	
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが基準を満足しているか確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 燃料被覆管温度（酸化量） ② 1次冷却系の圧力損失を考慮した1次冷却系圧力 ③ 原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度 	<p>(ii) 上記（i）の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、IS-LOCAの評価項目となるパラメータについては、余熱除去系逃がし弁及び余熱除去系機器等からの漏えいにより、1次冷却系の保有水量が減少するが、高圧注入ポンプによる炉心注水及び2次系強制冷却による1次冷却系の減温・減圧を行うことにより、保有水量は回復し、PCTは約380℃に、1次冷却系の最高圧力は約16.2MPa[gage]に抑えられる。余熱除去ポンプ入口逃がし弁等から原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えいにより、原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するが、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっていることを確認した。SGTRの評価項目となるパラメータについては、破損した蒸気発生器伝熱管から蒸気発生器2次側への漏えいにより、1次冷却系の保有水量が減少するが、高圧注入ポンプによる炉心注水、2次系強制冷却及び加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系の減温・減圧を行うことにより、保有水量は回復し、PCTは約340℃に、1次冷却系の最高圧力は約16.2MPa[gage]に抑えられる。加圧器逃がし弁の開操作により、1次冷却材が加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいするが、その量はわずかである。また、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇した場合には、格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっていることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>IS-LOCA：</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 燃料被覆管温度は、2次系強制冷却及び加圧器逃がし弁の開閉操作による1次冷却系減圧による漏えい量の低減、高圧注入ポンプ・充てんポンプによる炉心注水により炉心は冠水状態にあることから事故発生当初の温度（約380℃）以下にとどまり、評価期間を通じて1200℃以下となっていることを確認した。また、当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。 ② 本重要事故シーケンスでは1次冷却材の漏えいを想定しており、1次冷却系圧力は初期値である15.6MPa[gage]以下にとどまり、評価期間を通じて最高使用圧力の1.2倍（20.59MPa[gage]）を下回っていることを確認した。 ③ 余熱除去ポンプ入口逃がし弁の作動、加圧器逃がし弁の開閉操作により加圧器逃がしタンクのラプチャディスクが作動し1次冷却材が原子炉格納容器内に移行すれば原子炉格納容器圧力・温度は上昇するが、格納容器スプレイの作動により抑制できることを確認した（本重要事故シーケンスの結果はDBA解析の結果で包絡できることを示している）。 <p>SGTR：</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 燃料被覆管温度は、2次系強制冷却及び加圧器逃がし弁の開閉操作による1次冷却系減圧による漏えい量の低減、高圧注入ポンプ・充てんポンプによる炉心注水により炉心は冠水状態にあることから事故発生当初の温度（約340℃）以下にとどまり、評価期間を通じて1200℃以下となっていることを確認した。また、当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。 ② 本重要事故シーケンスでは1次冷却材の漏えいを想定しており、1次冷却系圧力は初期値である15.6MPa[gage]以下にとどまり、評価期間を通じて最高使用圧力の1.2倍（20.59MPa[gage]）を下回っていることを確認した。 ③ 加圧器逃がし弁の開閉操作により加圧器逃がしタンクのラプチャディスクが作動し1次冷却材が原子炉格納容器内に移行すれば原子炉格納容器圧力・温度は上昇するが、格納容器スプレイの作動により抑制できることを確認した。（本重要事故シーケンスの結果はDBA解析の結果で包絡できることを示している）
<p>(iii) 初期の炉心防止対策により、炉心の著しい損傷を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記（ii）にあるとおり、解析結果は炉心損傷防止対策の評価項目を満足していることを確認した。具体的には、初期の炉心損傷防止対策である1次冷却系の減圧による漏えい量の低減及び高圧注入ポンプ・充てんポンプによる炉心注水により評価期間を通じて炉心は冠水状態を維持していること、燃料被覆管の温度は低く抑えられていることから炉心の著しい損傷は防止できていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド2.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉が安定停止状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 低温停止状態まで解析を実施していない場合には、燃料被覆管温度及び1次冷却系圧力が低下傾向となるまでは解析結果を示した上で、その後低温停止状態まで導くための対策が整備されていることを確認。</p>	<p>(i) 安定停止状態になるまでの評価について、IS-LOCA の場合については、1次冷却系の減温・減圧が進むと、余熱除去系逃がし弁からの漏えいが停止する。さらに、余熱除去ポンプの入口弁を専用工具にて異なるフロアから遠隔操作で閉止することにより、余熱除去系機器等からの漏えいが停止する。また、健全側余熱除去系による炉心冷却を開始することで原子炉を安定停止状態へ移行させることができること、SGTR の場合については、1次冷却系の減温・減圧が進むと1次冷却系圧力と2次冷却系圧力が均圧することで、漏えいが停止する。また、余熱除去系による炉心冷却により原子炉を安定停止状態へ移行させることができることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>IS-LOCA :</p> <p>① 図2.8.9、図2.8.10にあるとおり、事象発生後120分時点においても1次冷却系圧力及び温度は低下傾向を示していることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、事象発生約10時間後に低温停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、安定停止状態を維持できる。また、余熱除去ポンプ入口逃がし弁の作動、加圧器逃がし弁の開閉操作により加圧器逃がしタンクのラプチャディスクが作動し原子炉格納容器内に移行すれば原子炉格納容器圧力・温度は上昇するが、格納容器スプレイの作動により抑制できることを確認した。（本重要事故シーケンスの結果はDBA解析の結果で包絡できることを示している。）</p> <p>SGTR :</p> <p>① 図2.8.23及び図2.8.24にあるとおり、事象発生後5時間時点においても1次冷却系圧力及び温度は低下傾向を示していることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、事象発生約8.2時間後に低温停止状態になり、安定停止状態に到達する。その後も、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、安定停止状態を維持できる。また、余熱除去系の接続に失敗した場合においても、充てん系によるフィードアンドブリードを行うことで原子炉格納容器内に冷却材を持ち込んだ後、格納容器スプレイによる代替再循環を実施することにより、事象発生約24時間後に低温停止状態になり、以降も安定停止状態を維持できる。また、加圧器逃がし弁の開閉操作により加圧器逃がしタンクのラプチャディスクが作動し原子炉格納容器内に移行すれば原子炉格納容器圧力・温度は上昇するが、格納容器スプレイの作動により抑制できることを確認した。（本重要事故シーケンスの結果はDBA解析の結果で包絡できることを示している。）</p> <p>補足説明資料（添付資料2.8.6 安定停止状態について（格納容器バイパス）において、本事故シーケンスグループの原子炉安定停止状態は、「漏えいが停止し、1時冷却材高温側温度（広域）が93℃以下に維持されている状態」であることが示されている。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

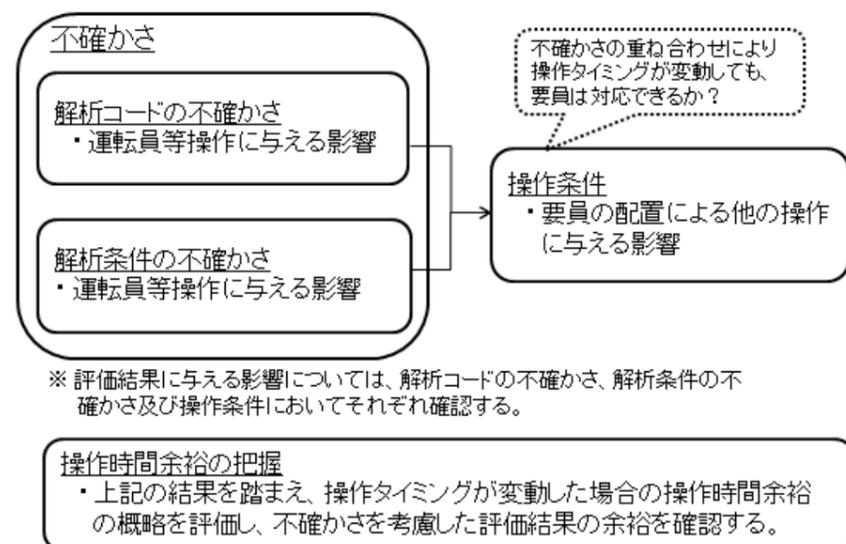
確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりが無いことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1) 解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3) 操作時間余裕を確認する。



※ 評価結果に与える影響については、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさ及び操作条件においてそれぞれ確認する。

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>2.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。また、「1.1(4) 有効性評価における解析条件の設定」において、「解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、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」としていることを確認した。</p> <p>参考：「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>（参考：1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針）</p> <p>1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。</p> <p>不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>（ii）解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>（ii）不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、原子炉トリップ信号又は ECCS 作動信号の発信を起点に操作を開始する2次系強制冷却並びに1次冷却系温度及び圧力（サブクール条件）等を起点に操作を開始する加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替であることを確認した。本操作は原子炉トリップ信号あるいは ECCS 作動信号発信時刻や1次冷却系圧力・温度の不確かさによって、操作が必要となるタイミングが影響を受ける（遅くなる/早くなる）。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象*の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響は以下の通りであることを確認した。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ORNL/THTF 試験等との比較から、炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、M-RELAP5 は燃料棒表面熱伝達を最大で 40%小さく評価する可能性があることを確認した。 ORNL/THTF 炉心露出熱伝達試験等との比較から、炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、M-RELAP5 は炉心水位を最大で 0.3m低く評価する可能性があることを確認した。 Marviken 臨界流試験との解析結果との比較から、1次冷却系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析において、M-RELAP5 は破断流量を実際より多く予測し、二相臨界流での漏えい流量をほとんどの領域で過大評価することを確認した。 ROSA/LSTF SB-CL-39 試験等との比較から 1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に 1次冷却系圧力を最大で 0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。 ROSA/LSTF SB-CL-39 試験等との比較から、1次冷却系における気液分離・対向流の不確かさとして、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での伝熱が実際よりも小さくなることにより、M-RELAP5 は最大で 1次冷却系圧力を 0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。 ROSA/LSTF SB-CL-39 試験等との比較から、蒸気発生器における 1次側・2次側の熱伝達の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に 1次冷却系圧力を最大で 0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。 <p>以上より、解析コードの不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 1次冷却系における冷却材放出の不確かさにより、ECCS 作動信号の発信を起点としている 2次系強制冷却の開始タイミングが遅くなり、1次冷却系温度及び圧力（サブクール条件）を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替の開始タイミングが早くなることを確認した。 1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化の不確かさにより、1次冷却系温度及び圧力（サブクール条件）を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替の開始タイミングに影響を与えることを確認した。 1次冷却系における気液分離・対向流の不確かさにより、1次冷却系温度及び圧力（サブクール条件）を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替の開始タイミングが早くなることを確認した。 蒸気発生器における 1次側・2次側の熱伝達の不確かさにより、1次冷却系温度及び圧力（サブクール条件）を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替の開始タイミングが早くなることを確認した。 <p>なお、他の不確かさを考慮した場合は、いずれも運転員等操作に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）につい</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、M-RELAP5 を用いて 1次冷却系の挙動について解析した場合、試験データと比較して 2次系強制冷却による 1次冷却系の減温・減圧時に、1次冷却系圧力を数百 kPa 程度高く評価する傾向がある。そのため、実際には解析結果よりも 1次冷却系の減温・減圧が速く、漏えい流量は少なくなり、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに対する影響の具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心における燃料棒表面熱伝達の不確かさとして、燃料棒表面熱伝達を最大で 40%小さく評価する可能性があることを確認した。 炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流の不確かさとして、炉心水位を最大で 0.3m低く評価する可能性があることを確認した。 1次冷却系における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの臨界流モデルの試験解析において、破断流量を実際より多く予測し、二相臨界流での漏えい流量をほとんどの領域で過大評価することを確認した。

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>て確認。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却系における沸騰・凝縮・ポイド率変化の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に1次冷却系圧力を最大で0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。 ・ 1次冷却系における気液分離・対向流の不確かさとして、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での伝熱が実際よりも小さくなることにより、最大で1次冷却系圧力を0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。 ・ 蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達の不確かさとして、2次系強制冷却による減圧時に1次冷却系圧力を最大で0.5MPa 高く評価する可能性があることを確認した。 <p>以上より、解析コードの不確かさが抽出され、不確かさの傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさを考慮した場合、いずれも評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料 2.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（格納容器バイパス））において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(CV バイパスの場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、加圧器逃がし弁の開閉操作や ECCS から充てん系への切り替え操作への影響を確認。</p> <p>② IS-LOCA の破断口径が変動した場合について、2 次系強制冷却操作への影響を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響について、初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、IS-LOCA 時の破断口径、評価項目に与える影響の観点から蓄圧タンク初期保有水量について影響評価を行うことを確認した。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しているため、実際の 1 次冷却系圧力・温度の低下は早くなる。このため、1 次冷却系圧力の低下により発信する ECCS 作動信号の発信を起点としている 2 次系強制冷却並びに 1 次冷却系温度及び圧力（サブクール条件）を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替の開始が早くなることを確認した。</p> <p>② IS-LOCA の破断口径が変動した場合には、解析条件として設定している破断口径より小さくなるため、破断箇所からの漏えい量が少なくなり、1 次冷却系圧力の低下が遅くなることから、ECCS 作動信号の発信を起点としている 2 次系強制冷却の開始が遅くなる。一方、1 次冷却系圧力の低下が遅くなることにより 1 次冷却材の飽和温度の低下も遅くなることから、1 次冷却系温度及び圧力（サブクール条件）を起点としている加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替の開始が早くなることを確認した。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価結果に与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(CV バイパスの場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱が変動した場合について、評価項目となるパラメータへの影響を確認。</p> <p>② IS-LOCA の破断口径が変動した場合について、評価項目となるパラメータへの影響を確認。</p> <p>③ 蓄圧タンクの初期保有水量が変動した場合について、評価項目となるパラメータへの影響を確認。</p> <p>④ 蒸気発生器 2 次側保有水量が変動した場合について、評価項目</p>	<p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響について、解析条件では、炉心の崩壊熱に保守的な（大きめの）値を設定しているため、1 次冷却系の保有水量の低下が速めに解析されている。崩壊熱の最確値を与えた場合には、1 次冷却系の保有水量の低下は緩やかとなり、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。具体的な確認内容は以下のとおり。なお、操作開始時刻を遅らせた感度解析結果は、(3) 操作時間余裕の把握にて確認している。なお、伊方 3 号炉は蒸気発生器 2 次側保有水量に設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しているため、実際の 1 次冷却材の蒸散率は小さくなり、1 次冷却系圧力は低く推移することから炉心注水量は多くなる。よって、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② IS-LOCA の破断口径の変動を考慮した場合、解析条件として設定している破断口径より小さくなるため、破断箇所からの漏えい量が少なくなり、1 次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>③ 蓄圧タンクの初期保有水量の変動を考慮した場合、解析条件として設定している初期保有水量より保有水量を多くした方が、初期の蓄圧タンク気相部の体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなることから、1 次冷却系への注水量の観点から厳しくなるが、蓄圧タンクによる炉心注水より前に ECCS により 1 次冷却系保有水量は回復に転じていることから、評価項目となるパラメータに与える影響はないことを確認した。</p> <p>④ 該当なし。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
となるパラメータへの影響を確認。	

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置については、<u>2次系強制冷却操作及び加圧器逃がし弁開閉操作が必要なタイミングが変動する可能性があるが、この操作は中央制御室での操作であり、必要なタイミングに変動があったとしても、この変動に対応が可能であることから、対策の実施に与える影響はない。</u>また、「インターフェイスシステム LOCA」においては、<u>漏えい側余熱除去ポンプ入口弁を専用工具にて異なるフロアから遠隔操作で閉止し、漏えいを停止させることで事象が収束する。</u>この弁の操作場所は漏えいの影響を受けにくい場所にあるため、<u>漏えい量の変動があったとしても、この弁の操作を実施し、漏えいを停止させることが可能であることから対策の実施に与える影響はない</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 本重要事故シーケンスにおける2次系強制冷却、加圧器逃がし弁の開閉操作による1次冷却系減圧、高圧注入ポンプから充てんポンプの切替等の操作は中央制御室において同一の運転員が行う操作であるが、事象進展上重複する操作ではないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。また、余熱除去系の隔離操作は現場で行う操作であるが、中央制御室で操作を行う運転員とは別の運転員による操作を想定していることから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 2次系強制冷却、加圧器逃がし弁の開閉操作による1次冷却系減圧、高圧注入ポンプから充てんポンプの切替等の操作要員は専任であり、作業の重複は無いことから、操作タイミングが変動しても対処可能であることを確認した。</p> <p>③ 2次系強制冷却、加圧器逃がし弁の開閉操作による1次冷却系減圧、高圧注入ポンプから充てんポンプの切替等の操作は中央制御室での作業であり、現場においての作業は無い。なお、燃料取替用水タンクへの補給操作のうち、系統構成は現場での操作であるが、本操作の所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果</u>に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>1) 2次系強制冷却については、炉心崩壊熱等の不確かさにより ECCS 作動信号又は原子炉トリップ信号の発信が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。この場合には、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。また一方で、IS-LOCAでは、冷却材放出における臨界流モデル等の不確かさにより1次冷却系からの漏えい量が少なくなると、1次冷却系圧力の低下が遅くなるため、ECCS 作動信号の発信が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。この場合には、1次冷却系からの漏えい量と操作遅れ時間の程度により評価項目に対する余裕は小さくなることが考えられるが、高圧注入系による炉心注水により1次冷却系保有水量は確保されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。加圧器逃がし弁の開閉及び高圧注入系から充てん系への切替については、炉心崩壊熱等の不確かさにより1次冷却系温度及び圧力の低下が速くなると、1次冷却系温度及び圧力（サブクール条件）成立が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。この場合には、1次冷却系からの漏えい量が少なくなり、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>2.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 炉心損傷防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (CVバイパスの場合)</p> <p>① 2次系強制冷却や加圧器逃がし弁による1次冷却系減圧操作、余熱除去操作（クールダウンアンドリサーキュレーション）の開始時間余裕を確認。</p>	<p>(i) 2次系強制冷却の操作時間余裕について、以下のとおり確認した。</p> <p><u>IS-LOCA</u> :</p> <p>① 2次系強制冷却や加圧器逃がし弁の開閉操作による1次冷却系減圧操作、余熱除去操作（クールダウンアンドリサーキュレーション）を行わない場合には、漏えいが継続するとともに高圧注入系による注水の継続を余儀なくされ、注水が継続した場合には燃料取替用水タンクの枯渇に至る。このことから、2次系強制冷却の操作時間余裕として、水源となる燃料取替用水タンク枯渇までの時間を、2次系強制冷却開始まで高圧注入ポンプの最大注水流量が維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として燃料取替用水タンク枯渇までに3時間程度は確保できることを確認した。加圧器逃がし弁開及び高圧注入系から充てん系への切替の操作時間余裕としては、2次系強制冷却による1次冷却系の減温、減圧を考慮し、大気圧下における高圧注入流量が維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として燃料取替用水タンク枯渇までに3時間程度は確保できることを確認した。</p> <p><u>SGTR</u> :</p> <p>① 上記 IS-LOCA に示した理由から、水源となる燃料取替用水タンク枯渇までの時間を、2次系強制冷却開始まで高圧注入ポンプの最大注水流量が維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として燃料取替用水タンク枯渇までに6時間程度は確保できることを確認した。加圧器逃がし弁開及び高圧注入系から充てん系への切替の操作時間余裕としては、2次系強制冷却による1次冷却系の減温、減圧を考慮し、大気圧下における高圧注入流量が維持するものとして概算した。その結果、操作時間余裕として燃料取替用水タンク枯渇までに3時間程度は確保できることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈、有効性評価ガイド）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。 （a）想定する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あつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>有効性評価ガイド 2.2 有効性評価に係る標準評価手法 2.2.1 有効性評価の手法及び範囲 （4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は低温停止状態）に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p>	
<p>1. 要員及び資源の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。 （i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本重要事故シーケンスグループの対応に必要な要員は、13名である。これに対して、運転員及び緊急時対応要員は32名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る緊急時対応要員等を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対応可能であることから、3号炉の重大事故等への対応と1・2号炉のSFPへの対応が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）本事故シーケンスグループにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、重大事故等対策設備全体に必要な電力供給量に対して、ディーゼル発電機からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能であることを確認した。具体的な確認内容は以下のとおり。</p> <p>① ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策時に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(iii) 安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>(iii) 水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p><u>IS-LOCA :</u></p> <p>① 燃料取替用水タンクを水源とする高圧注入ポンプ・充てんポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位に到達するまで注水継続が可能であるが、それまでに漏えい箇所の隔離により余熱除去系からの漏えいを停止することが可能である。漏えいが停止した以降は、事象収束のための注水継続は不要であり、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、燃料取替用水タンクへの補給は不要であることを確認した。</p> <p><u>SGTR :</u></p> <p>① 補助給水タンクを水源とする補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については、補助給水タンクが枯渇するまで注水継続が可能であるが、それまでに余熱除去系による炉心冷却が可能となる。以降は補助給水タンクへの補給は不要であることを確認した。また、燃料取替用水タンクを水源とする高圧注入ポンプ・充てんポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位に到達するまで注水継続が可能であるが、それまでに1次冷却系の減圧により1次冷却系と蒸気発生器2次側を均圧させ、漏えいを停止することが可能であることを確認した。漏えいが停止した以降は、事象収束のための注水継続は不要であり、余熱除去系による炉心冷却を継続することにより、燃料取替用水タンクへの補給は不要であることを確認した。余熱除去系の接続に失敗した場合には、燃料取替用水タンクを水源とする充てん系によるフィードアンドブリードにより原子炉格納容器内へ冷却材を持ち込み、格納容器再循環サンプ水位が再循環切替水位到達後、代替再循環に切替える。以降は、格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環による炉心注水を継続することにより、燃料取替用水タンクへの補給は不要であることを確認した。</p>
<p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>(iv) 発災から7日間の資源、水源の充足性について、<u>本重要事故シーケンスが発生し、7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合に必要な重油量は約516kL、緊急時対策所用発電機の7日間の運転継続に必要な軽油量は約5kLである。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽及び重油タンクに備蓄された重油量は約516kL、軽油タンクに備蓄された軽油量は約55kLであり対応が可能である</u>ことを確認した。水源の充足性については上記（iii）で確認している。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、事故シーケンスグループの特徴、特徴を踏まえた炉心損傷防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から炉心損傷防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に対して申請者が炉心損傷防止対策として計画している2次系強制冷却、加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系の減圧、高圧注入ポンプによる炉心注水等が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>重要事故シーケンス「インターフェイスシステム LOCA」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」において2次系強制冷却、加圧器逃がし弁の開操作による1次冷却系の減圧、高圧注入ポンプによる炉心注水等を行った場合に対する申請者の解析結果は、炉心損傷防止対策の評価項目をいずれも満足しており、さらに申請者が使用した解析コード及び解析条件の不確かさを考慮しても、解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（「インターフェイスシステム LOCA」では余熱除去系1系統、「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」では主蒸気安全弁1個の開固着）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な炉心損傷防止対策となり得る。</p> <p>また、1次冷却系の減温・減圧により炉心の損傷を回避した後、原子炉を安定停止状態へ導くために、「インターフェイスシステム LOCA」では、余熱除去ポンプ入口弁を専用工具にて異なるフロアから遠隔操作で閉止するなどにより漏えいを停止させ、健全側余熱除去系による炉心冷却を実施する対策が整備されていることを確認した。</p> <p>「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」では、原子炉を安定停止状態へ導くために、余熱除去系による炉心冷却と1次冷却系圧力と2次冷却系圧力の均圧により漏えいを停止させる対策が整備されていることを確認した。</p> <p>さらに、対策に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>「IV-1. 1 事故の想定」に示したように、重要事故シーケンス「インターフェイスシステム LOCA」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」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本事故シーケンスグループに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、上記の確認及び判断により、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に対して申請者が計画している炉心損傷防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策	3.1.1-2
(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態	3.1.1-2
(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方	3.1.1-3
(3) 格納容器破損防止対策	3.1.1-4
2. 格納容器防止対策の有効性評価	3.1.1-11
(1) 有効性評価の方法	3.1.1-11
(2) 有効性評価（事象進展解析、Cs-137 の放出量評価）の条件	3.1.1-14
(3) 有効性評価の結果	3.1.1-20
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	3.1.1-23
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	3.1.1-25
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	3.1.1-27
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	3.1.1-27
b. 操作条件	3.1.1-29
(3) 操作時間余裕の把握	3.1.1-30
4. 必要な要員及び資源の評価	3.1.1-31
5. 結論	3.1.1-32

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（格納容器破損防止対策の有効性評価：格納容器過圧破損）

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）																								
<p>1. 格納容器破損モード内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態は、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各プラント損傷状態と一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」におけるプラント損傷状態（PDS）は、以下の8つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ SED ・ TED ・ TEW ・ AEW ・ SLW ・ SEW ・ AED <p>（PRAまとめ資料（第2.6表 評価対象とするPDSの選定）抜粋）</p> <table border="1" data-bbox="1196 921 2706 1100"> <thead> <tr> <th>格納容器破損モード</th> <th>破損モード別 CFF（/炉年）</th> <th>該当する PDS</th> <th>破損モード別 CFF に対する割合</th> <th>最も厳しいPDSの考え方</th> <th>最も厳しい PDS</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="8">I-1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧破損）</td> <td rowspan="8">2.0E-04</td> <td>SED</td> <td>96.7%</td> <td rowspan="8"> ・破断規模の大きい大中破断LOCA（A**）が、原子炉格納容器内の圧力上昇及び事象進展の観点で最も厳しい。 ・EDCS又は格納容器スプレイによる格納容器内への水の持ち込みがない（**D）が、原子炉格納容器内への水の持ち込みがある（**W）に比べ、原子炉格納容器内の圧力上昇抑制効果に期待できない観点で最も厳しい。 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。 </td> <td rowspan="8">AED</td> </tr> <tr> <td>TED</td> <td>3.2%</td> </tr> <tr> <td>SLW</td> <td>0.1%</td> </tr> <tr> <td>TEW</td> <td>0.1%</td> </tr> <tr> <td>AEW</td> <td>0.0%</td> </tr> <tr> <td>SEW</td> <td>0.0%</td> </tr> <tr> <td>AED</td> <td>0.0%</td> </tr> </tbody> </table>	格納容器破損モード	破損モード別 CFF（/炉年）	該当する PDS	破損モード別 CFF に対する割合	最も厳しいPDSの考え方	最も厳しい PDS	I-1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧破損）	2.0E-04	SED	96.7%	・破断規模の大きい大中破断LOCA（A**）が、原子炉格納容器内の圧力上昇及び事象進展の観点で最も厳しい。 ・EDCS又は格納容器スプレイによる格納容器内への水の持ち込みがない（**D）が、原子炉格納容器内への水の持ち込みがある（**W）に比べ、原子炉格納容器内の圧力上昇抑制効果に期待できない観点で最も厳しい。 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。	AED	TED	3.2%	SLW	0.1%	TEW	0.1%	AEW	0.0%	SEW	0.0%	AED	0.0%
格納容器破損モード	破損モード別 CFF（/炉年）	該当する PDS	破損モード別 CFF に対する割合	最も厳しいPDSの考え方	最も厳しい PDS																				
I-1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧破損）	2.0E-04	SED	96.7%	・破断規模の大きい大中破断LOCA（A**）が、原子炉格納容器内の圧力上昇及び事象進展の観点で最も厳しい。 ・EDCS又は格納容器スプレイによる格納容器内への水の持ち込みがない（**D）が、原子炉格納容器内への水の持ち込みがある（**W）に比べ、原子炉格納容器内の圧力上昇抑制効果に期待できない観点で最も厳しい。 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。	AED																				
		TED	3.2%																						
		SLW	0.1%																						
		TEW	0.1%																						
		AEW	0.0%																						
		SEW	0.0%																						
		AED	0.0%																						

※ 本資料の確認結果に記載の図表番号については、補足説明資料の図表番号であり、原子炉設置変更許可申請書の図表番号とは異なる。

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 格納容器破損モードの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、以下のとおり対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、格納容器破損モード全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p>	<p>(i) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴は、<u>原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材、熔融炉心の崩壊熱によって発生した水蒸気及び金属－水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積によって、原子炉格納容器圧力が上昇する。事故発生から数時間後には最高使用圧力に到達し、その後、放置すれば原子炉格納容器の破損に至る</u>ことを確認した。具体的には、「原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能や ECCS 再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び熔融炉心の崩壊熱等の熱に伴い発生した水蒸気、金属－水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る」であり、本格納容器破損モード内の PDS の特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、格納容器破損モードの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>原子炉格納容器の破損を防止するためには、原子炉格納容器雰囲気減温・減圧し、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する必要がある。また、非凝縮性ガスの発生により、原子炉格納容器圧力が上昇することを抑制する観点及び原子炉格納容器下部の熔融炉心を冠水・冷却し、原子炉格納容器雰囲気が過熱状態となることを防止する観点から、原子炉下部キャビティへ注水する必要がある。さらに、継続的に発生する水素を処理、低減させるとともに最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送することによって、原子炉格納容器の除熱を確立させる必要がある</u>ことを確認した。本格納容器破損モードの特徴を踏まえ、初期に必要な機能として、原子炉格納容器雰囲気を冷却し原子炉格納容器圧力を抑制する機能、非凝縮性ガスの発生を抑制する機能（原子炉下部キャビティへ注水し、MCCI を抑制する）を挙げていること、長期的な対策として、継続的に発生する水素の処理機能、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送し、原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う機能が必要であることを確認した。</p>

(3) 格納容器破損防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 格納容器破損モード全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>(i) 本格格納容器破損モードでは、全交流動力電源の喪失やLOCAの発生、LOCAの規模や炉心損傷を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表 3.1.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）における重大事故等対策について」において、1次冷却材圧力、加圧器水位、格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）、格納容器圧力等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の格納容器破損防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 本格格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器雰囲気</u>の減温・減圧及びこれによる原子炉下部キャビティへの注水を実施する。このため、<u>代替格納容器スプレイポンプ、空冷式非常用発電装置等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、燃料取替用水タンク、補助給水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。初期の格納容器破損防止対策として、「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」及び「技術的能力 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」において整備されている代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器雰囲気の冷却・減圧及びこれによる原子炉下部キャビティへの注水を挙げていること、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表 3.1.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）における重大事故等対策について」において、代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、補助給水タンク等が挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 格納容器の破損を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれることを確認。</p> <p>② 原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>原子炉格納容器の除熱を確立させるため、格納容器内自然対流冷却を実施する。このため、中型ポンプ車等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、格納容器再循環ユニット（A及びB）等を重大事故等対処設備として位置付ける。</u>また、<u>継続的に発生する水素の処理及び水素濃度の監視を実施する。このため、静的触媒式水素再結合装置（以下「PAR」という。）、PAR作動温度計測装置、イグナイタ、イグナイタ作動温度計測装置等を重大事故等対処設備として新たに整備する</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策として、「技術的能力 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」で整備されている PAR 及びイグナイタによる水素処理・濃度低減や、「技術的能力 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」で整備されている格納容器内自然対流冷却を挙げていること、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表 3.1.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）における重大事故等対策について」において、水素処理・濃度低減に用いる重大事故等対処設備として、PAR、イグナイタとこれらの設備の作動状況を監視する装置が、格納容器内自然対流冷却で用いる重大事故等対処設備として、格納容器再循環ユニット（A及びB）、中型ポンプ車、軽油タンク等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 原子炉格納容器の冷却状態の長期維持については①に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクに熱を逃がせることから長期的に閉じ込め機能を維持できることを確認した。</p>
<p>(iv) 初期の格納容器破損防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(CV 過圧破損の場合)</p> <p>① 代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水</p>	<p>(iv) 「表 3.1.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）における重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 代替格納容器スプレイの稼働状況を監視するための計装設備として、代替格納容器スプレイライン積算流量(AM)、格納容器内温度、格納容器内圧力（広域）、原子炉下部キャビティ水位等が挙げられていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>に係る計装設備を確認。</p> <p>② PAR、イグナイタに係る計装設備を確認。</p> <p>③ 格納容器内自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p>	<p>② PAR、イグナイタの稼働状況を監視するための計装設備として、PAR 作動温度計測装置、イグナイタ作動温度計測装置が挙げられていることを確認した。</p> <p>③ 格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱状態を監視する計装設備として、格納容器内圧力(広域)、格納容器内温度等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (CV 過圧破損の場合)</p> <p>① 代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の冷却から格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱への移行条件を確認。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を以下のとおり確認した。</p> <p>① 代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の冷却から格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱への移行条件は、格納容器内自然対流冷却が開始している場合又は格納容器内積算注入流量が 4000m³ となれば代替格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却へと移行することを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 本評価事故シーケンスにおける有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水 ・ 充てんポンプ(B、自己冷却式)による代替炉心注水 ・ 直流負荷切り離し ・ 電源回復操作 ・ イグナイタ起動 ・ 格納容器水素濃度計測装置運転 ・ アニュラス水素濃度測定 ・ 蓄電池室排気ファン起動 <p>② 有効性評価上は期待しない代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水及び充てんポンプ(B、自己冷却式)による代替炉心注水については「技術的能力 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、直流負荷切離し、電源回復操作及び蓄電池室排気ファン起動については「1.14 電源の確保に関する手順等」に、イグナイタ起動、格納容器水素濃度計測装置運転については「技術的能力 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、アニュラス水素濃度測定については、「技術的能力 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」において整備されており、また、事象の収束作業全般に係る事故対応に必要な監視計測に係る手順については、「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」で整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本格格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準が「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」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本格格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準は、「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に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「表 3.1.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）における重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第 37 条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等）</p>	<p>※ 「格納容器破損防止対策の有効性評価」では要求されていない。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（炉心の著しい損傷の防止）</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>（i）対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>（i）本格納容器破損モードにおける重大事故等対策に関する設備として、代替格納容器スプレイポンプや燃料取替用水タンク等が示されており、これらを接続する配管や弁についても概略系統図に示されていることを確認した。また、安定状態に向けた対策に関する設備として、PAR やイグナイタ、格納容器再循環ユニット(A 及び B)、アニュラス排気ファン等が示されており、これらを接続する配管や弁についても概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>（i）対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	<p>（i）対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「図 3.1.1.5 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故）における事象進展の概要」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>
<p>（ii）事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていること及びその根拠や妥当性を確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めることを確認。</p>	<p>（ii）事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 評価事故シーケンス「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故）」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>全交流動力電源喪失</u>：所内単独運転に失敗し、所内変圧器 3 号、予備変圧器及びディーゼル発電機から受電できなかった場合</p> <p><u>補助給水流量の確立</u>：補助給水ライン流量計指示が 80m³/h あることにより補助給水流量の確立を確認</p> <p><u>早期の電源回復が困難</u>：中央操作による非常用母線への電源回復に失敗すれば、早期の電源回復不能と判断</p> <p><u>1 次冷却材漏えいの兆候</u>：格納容器圧力及び温度、格納容器サンプル水位、格納容器内モニタ、1 次冷却材圧力、蒸気発生器水位、蒸気発生器圧力等の変化により判断</p> <p><u>蒸気発生器への補助給水がある</u>：全蒸気発生器への補助給水流量の合計値が 80m³/h 以上あることにより判断</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>大LOCAである：1次冷却系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下まで急速に低下している場合</p> <p>炉心損傷の兆候あり：炉心出口温度計指示が600℃を超えて上昇又は指示の上昇率が急（15℃/分程度）又は指示が350℃超過が10分程度以上継続していることで判断</p> <p>炉心損傷の判断：炉心出口温度計指示が350℃以上かつ格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示1×10^5 mSv/hrで判断</p> <p>イグナイタ起動判断：炉心出口温度計指示が350℃到達又はECCS作動信号発信を伴う1次冷却材喪失時に全ての高圧注入系が機能喪失していることで判断</p> <p>直流負荷の切離し：（空冷式非常用発電装置により）90分以内に電源回復の見込みがない場合</p> <p>代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始：準備完了次第開始</p> <p>補助給水タンクと燃料取替用水タンクの連絡判断：燃料取替用水タンクの水位計指示が16%以下到達した場合に連絡準備し、燃料取替用水タンクの水位計指示が3%で連絡開始</p> <p>代替格納容器スプレイポンプ停止判断：格納容器内自然対流冷却が開始している場合又は格納容器内積算注入流量が4000m³となれば代替格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却へと移行</p> <p>補足説明資料「添付資料3.1.1.1 炉心損傷の判断基準の設定根拠等について」において、炉心損傷の判断基準として「炉心出口温度350℃及び格納容器高レンジエリアモニタ1×10^5 mSv/h」の設定根拠等が示されている。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.1.1.2 原子炉格納容器の水素濃度測定について」において、水素濃度の挙動、水素濃度監視の目的及び設備概要が示されている。</p>
<p>5) 本格納容器破損モード内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>(i) タイムチャートは、「技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「技術的能力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」、「技術的能力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」、「技術的能力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」及び有効性評価上は期待しないが実際には行う対策に関する「技術的能力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」、「1.14 電源の確保に関する手順等」、「技術的能力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」、「技術的能力1.15 事故時の計装に関する手順等」等を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「技術的能力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」、「技術的能力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」、「技術的能力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」及び有効性評価上は期待しないが実際には行う対策に関する「技術的能力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」、「1.14 電源の確保に関する手順等」、「技術的能力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」や重大事故等の対処に必要な「技術的能力1.15 事故時の計装に関する手順等」等を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>③ (3)1(vi)①で挙げられた、代替格納容器スプレイポンプや充てんポンプによる代替炉心注水や直流負荷切り離し等、実際には行うが解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本格納容器破損モードの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p style="text-align: center;">（参考：運転員等の操作時間に対する仮定）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>(5) 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>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、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報等の発信時点から10分後に開始する。 b. a.の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、a.の操作から1分後に開始する。 c. 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。 d. 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。 e. その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。 <p>なお、運転員等は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作現場までのアクセスルート状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。</p>

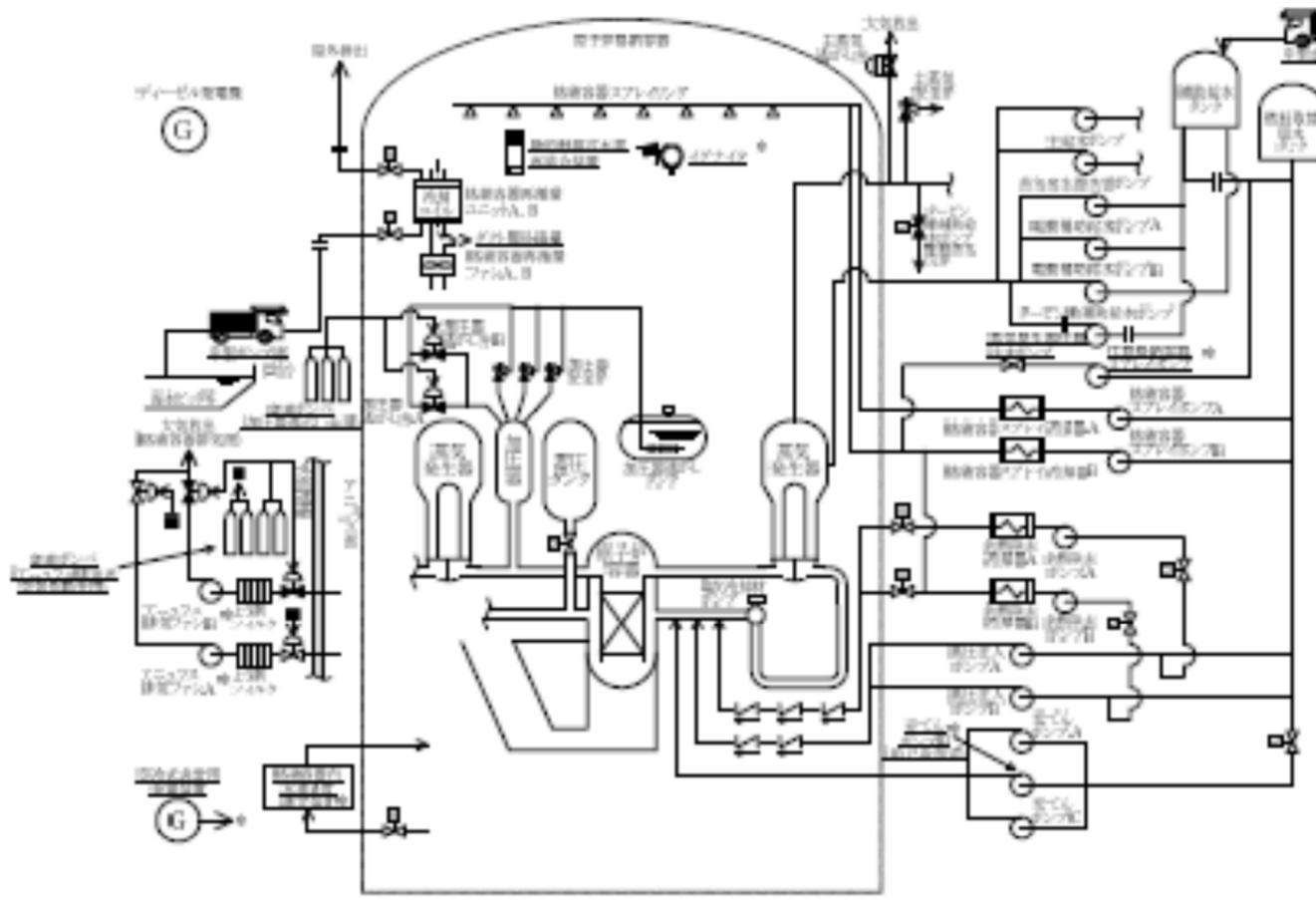


図3.1.14 常運転圧力・温度による熱的負荷（格納容器過圧破壊）モードでの
重大事故時対策の概略系統図

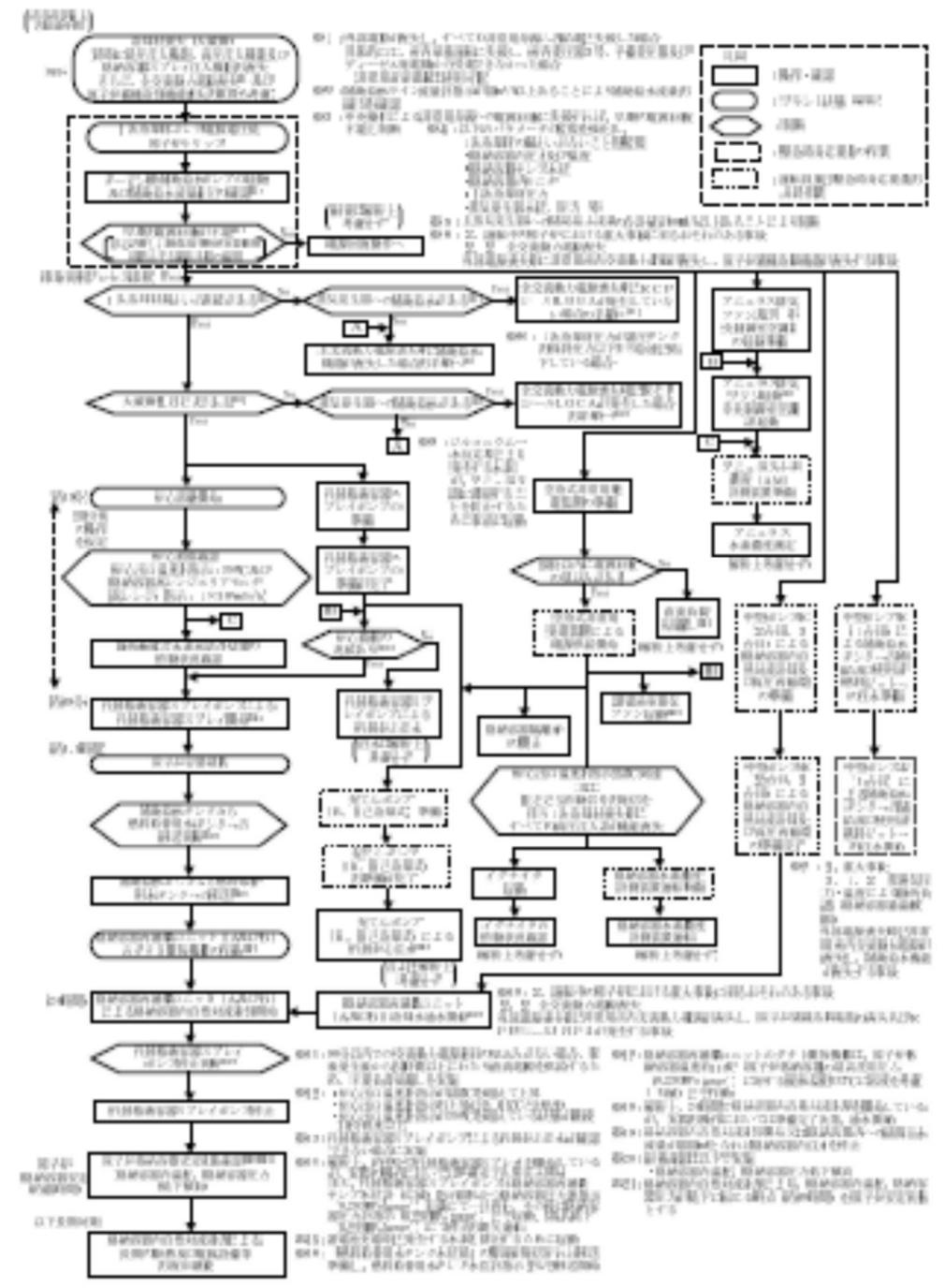


図3.1.15 常運転圧力・温度による熱的負荷（格納容器過圧破壊）
（大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレッド機能が
喪失する事故）における事故進展の概要

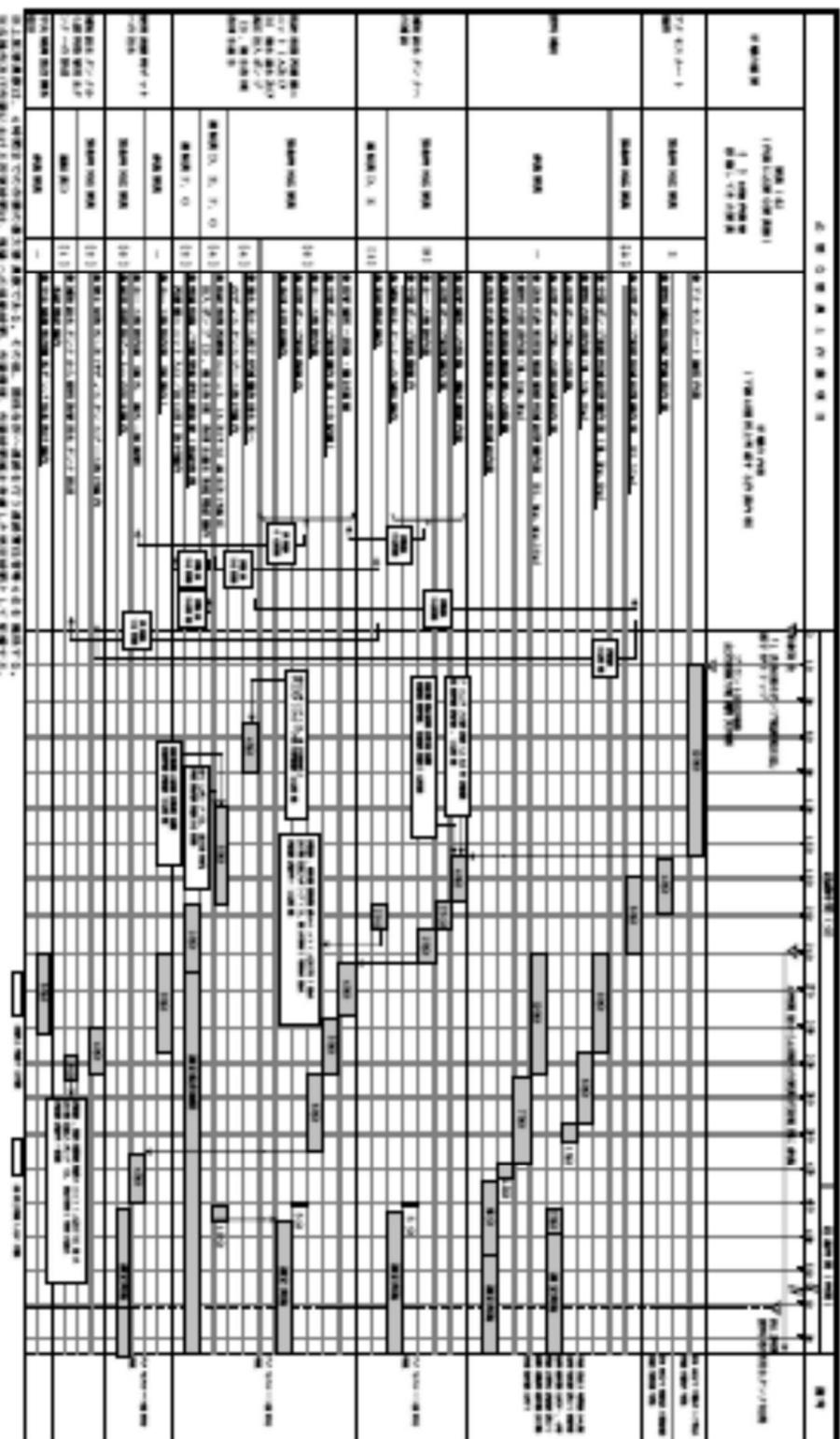


図3.1.13 蒸気発生力・温度による静的負荷（格納容器過圧機構）
 (大規模LOCA時に軽圧注入機構、軽圧注入機構及び格納容器スプレッド機構が喪失する事象) 時の圧力と冷却水量 (2/2)

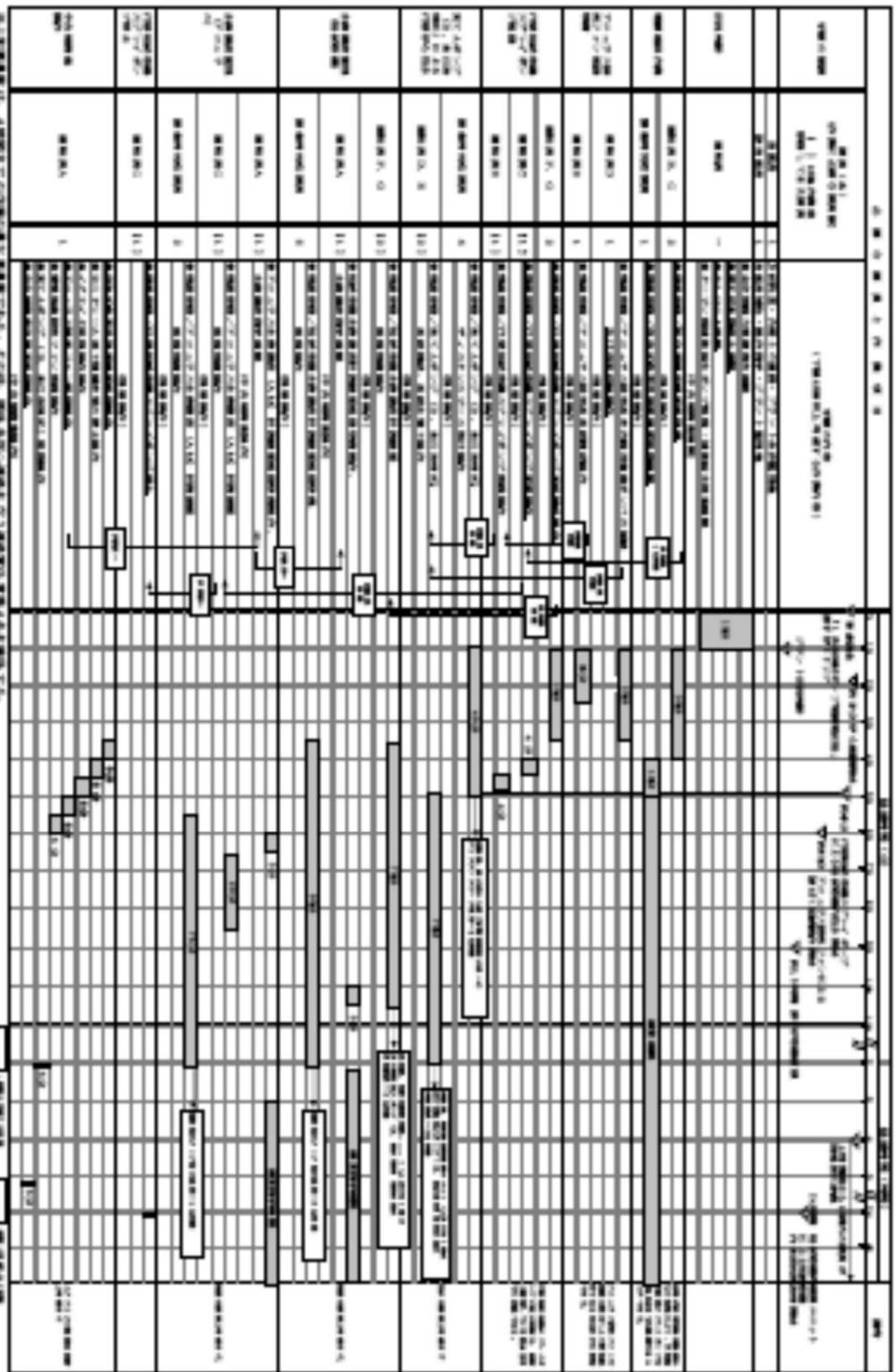


図3.1.13 蒸気発生力・温度による静的負荷（格納容器過圧機構）
 (大規模LOCA時に軽圧注入機構、軽圧注入機構及び格納容器スプレッド機構が喪失する事象) 時の圧力と冷却水量 (1/2)

2. 格納容器防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、評価事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 格納容器破損モード内のシーケンスから、評価事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 評価事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 評価事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRAの評価において評価事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>(i) 評価事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① PRAにより選定された最も厳しい事故シーケンスは、「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、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事故」であるが、評価事故シーケンスは、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び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の有効性を確認する観点から、「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、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事故」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ことを確認した。</p> <p>② 本格納容破損モードの評価事故シーケンスは、「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、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事故」を選定する。これは、原子炉格納容器圧力上昇及び時間余裕の観点から、原子炉格納容器内への1次冷却材の放出量が大きくなるとともに炉心損傷が早まること、原子炉格納容器圧力上昇の抑制の観点から、ECCS注水機能及び格納容器スプレイ機能を喪失していること、環境に放出される放射性物質量の観点では、原子炉格納容器圧力が高く推移することなど、より厳しい事故シーケンスであることから選定する。PRAの手法により抽出され、格納容器破損防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本格納容破損モードにおける事故シーケンスは「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、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事故」であるが、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニット（A及びB）を用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を評価する観点から、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ことを確認した。評価事故シーケンスの選定にあたっては、有効性評価ガイド3.2.3の着眼点を踏まえ、PRAの評価にて選定されたシーケンスは原子炉格納容器の過圧の観点で、破断規模が大きいほうが原子炉格納容器内への1次冷却材の流出流量が多いことから圧力上昇の観点で厳しく、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内に水の持ち込みがないほうが圧力上昇抑制効果に期待できない点からより厳しいとして、「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、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事故」を評価事故シーケンスとすることを確認した。</p> <p style="text-align: center;">（参考：PRAでの評価事故シーケンス選定結果）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>b. 評価事故シーケンスの選定方法</p> <p>評価対象PDSであるAEDに該当する事故シーケンス①、②のうち、原子炉格納容器への負荷（圧力）及び事象進展の観点から、破断規模が大きく事象進展の早い大破断LOCAに起因する①を選定している。</p> <p>なお、評価事故シーケンスにおいては、代替格納容器スプレイポンプを用いた格納容器内注水及び中型ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、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している。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>評価対象PDS：AED</p> <p>①大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗[※]+格納容器スプレイ注入失敗</p> <p>②中破断LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗</p> </div> <p>※PDS評価のために用いたイベントツリーでは、事故シーケンス①は「大破断LOCA+低圧注入失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗」となるが、高圧注入系の機能喪失による高圧再循環失敗を想定し、原子炉格納容器内に燃料取替用水が持ち込まれないAEDを設定している。</p> <p>すなわちAEDに整理した「高圧再循環失敗」は、「高圧注入失敗」を意味することから、格納容器の健全性に係る評価事故シーケンスの選定に当たっては「高圧注入失敗」として取り扱うものとする。</p>
<p>（有効性評価ガイド）</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> </div> <p>2) 有効性評価ガイド 3.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>(i) 評価事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p>	<p>(i) 本評価事故シーケンスにおける重要現象は以下とおりであることを確認した。</p> <p>炉心における重要現象：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 崩壊熱 ・ 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 ・ 沸騰・ボイド率変化 ・ 気液分離・対向流 <p>原子炉容器、1次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション ・ 炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達 ・ 炉心損傷後の原子炉容器破損、熔融 ・ 炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP（核分裂生成物）挙動 <p>原子炉格納容器における重要現象：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 区画間・区画内の流動

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 構造材との熱伝達及び内部熱伝導 ・ 格納容器スプレイ冷却 ・ 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 ・ 水素濃度変化 ・ 炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用 ・ 炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱 ・ 炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱 ・ 炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生 ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器内 FP（核分裂生成物）挙動 <p>具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>(ii) 使用する解析コードが、評価事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である原子炉格納容器における区画内や区画間の流動、構造材との熱伝達、格納容器スプレイ冷却、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などの現象を評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するコードとして MAAP を用いることを確認した。なお、解析コード MAAP については、LOCA 直後の原子炉格納容器温度のような短期間に発生する現象を精緻に取扱う場合には適していないため、事象初期の挙動については DBA 解析の評価結果を参照することを確認した。MAAP の適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.1.1.4 解析コード MAAP の大破断 LOCA への適用性について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」において、大破断 LOCA 初期の燃料被覆管最高温度及び炉心水位、原子炉格納容器温度・圧力について MAAP が現行の DBA コードと概ね同程度の評価が行えることが示されている。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.1.1.5 解析コード MAAP における原子炉格納容器モデルについて」において、解析評価に用いた原子炉格納容器モデルのノード分割が示されている。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド 3.2.1(1) 及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価（事象進展解析、Cs-137 の放出量評価）の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(1) 雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>a. 現象の概要 原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属－水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積によって、原子炉格納容器内の雰囲気気圧力・温度が緩慢に上昇し原子炉格納容器が破損する場合がある。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(b) 崩壊熱による水蒸気の発生及び金属－水反応による水素及び化学反応熱の発生を、炉内又は炉外を問わず適切に考慮する。</p> <p>(c) 溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生を考慮する。</p> <p>(d) 外部水源を用いて原子炉格納容器内に注水する場合には、注水による格納容器空間部体積の減少に伴う加圧現象を考慮する。</p> <p>(e) 水素燃焼が生じる場合には、燃焼に伴う熱負荷及び圧力負荷の影響を考慮する。</p> <p>(f) 原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内における長期的な水の放射線分解による水素及び酸素の発生を考慮する。</p> <p>(g) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を考慮する。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 格納容器スプレイ代替注水設備</p> <p>(b) 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニット</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(6) 設置許可基準規則の解釈内規第37条2-3(c)の「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」を確認するため、想定する格納容器破損モードに対して、Cs-137 の放出量が100TBqを下回っていることを確認する。</p> <p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p>	<p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 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ことを確認した。その理由として、(1)1(i)①にあるとおり、本評価事故シーケンスにおいては、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び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の有効性を確認する観点から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ことを確認した。</p>
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した評価事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(CV 過圧破損の場合)</p> <p>・ 原子炉格納容器の過圧の観点から、原子炉格納容器自由体積やヒートシンクの設定を確認</p>	<p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 急速な1次冷却材の喪失を仮定し、事象進展が最も速く厳しい設定とするため、起因事象として高温側配管の大破断 LOCA が発生することを確認した。安全機能の喪失に対する仮定として、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、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。水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮することを確認した。なお、本評価事故シーケンスは、PRA の評価で選定した評価事故シーケンスと一致していないが、その理由は(1)1(i)①に示すとおり。</p> <p>② 「表 3.1.1.2 主要解析条件（格納容器過圧破損）」において、初期条件、事故条件について、炉心崩壊熱、1次系圧力/温度、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。また、原子炉格納容器の過圧の観点から、本評価事故シーケンスにおいては、原子炉格納容器の自由体積は保守的に小さめの値を、ヒートシンクについても設計値に余裕を考慮した小さめの値を用いていることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.1.1.6 炉心溶融開始の燃料温度の根拠について」において、解析コード MAAP における炉心溶融の判断基準が示されている。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.1.1.7 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）、原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用及び溶融炉心・コンクリート相互作用）」において、システム熱水力解析用データが示されている。</p>
<p>(iii) 3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等にしたいがい、以下の条件を含めていることを確認する。</p> <p>(CV 過圧破損の場合)</p> <p>① 崩壊熱による水蒸気の発生及び金属-水反応による水素及び化学反応熱の発生を、炉内又は炉外を問わず考慮していることを確認。</p> <p>② 溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生を考慮していることを確認。</p> <p>③ 外部水源を用いて原子炉格納容器内に注水する場合には、注水による格納容器空間部体積の減少に伴う加圧現象を考慮していることを確認。</p> <p>④ 水素燃焼が生じる場合には、燃焼に伴う熱負荷及び圧力負荷の影響を考慮していることを確認。</p> <p>⑤ 原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内における長期的な水の放射線分解による水素及び酸素の発生を考慮していることを確認。</p>	<p>(iii) 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド 3.2.3 にしたいがい、以下の条件を明確にしていることを確認した。</p> <p>① 解析コード MAAP においては、崩壊熱による水蒸気の発生や金属-水反応による水素及び化学反応熱の発生を炉内、炉外でモデル化しているため、これらを考慮できることを確認した。</p> <p>② 解析コード MAAP においては、溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生をモデル化しているため、これを考慮できることを確認した。</p> <p>③ 解析コード MAAP においては、原子炉格納容器内の各区画において、液相、気相の質量、比体積の増減を模擬できるため、これを考慮していることを確認した。</p> <p>④ 原子炉格納容器圧力・温度の観点で厳しくなるように、PAR 及びイグナイタの効果については期待しないが、PAR による水素処理に伴う発熱反応が原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を「(4) 有効性評価の結果」にて考慮するものとしていることを確認した。</p> <p>⑤ 水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。なお、MAAP では水の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、「(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価するとしていることを確認した。</p> <p>具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(iv) 設置許可基準規則の解釈内規第37条2-3(c)にしたがい、Cs-137の放出量評価に関する条件を確認する。</p> <p>① 評価対象とする炉心の条件を確認。</p> <p>② 炉内内蔵量のうち、原子炉格納容器内に放出されるCs-137の放出割合を確認。</p> <p>③ 原子炉格納容器→アニュラス部への漏えい条件を確認。</p> <p>④ アニュラス空気浄化設備の条件を確認。</p> <p>⑤ 放出の継続時間を確認。</p>	<p>(iv) Cs-137の放出量評価に関する条件について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象発生まで、定格出力の102%で長期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、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時間とすることを確認した。</p> <p>② 原子炉格納容器内に放出されるCs-137の量については、炉心損傷に至る事故シーケンスを基にした代表的なソースタームに関する報告書であるNUREG-1465の放出割合を用い、原子炉格納容器全体にインベントリの75%が放出されることを確認した。また、原子炉格納容器内に放出されたCs-137は、実験等から得られた適切なモデルに基づき、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ものとしており、この評価はMAAPによる解析結果に比べて、Cs-137の環境への放出量の観点で保守的となる条件設定であることを確認した。</p> <p>③ 原子炉格納容器からは0.16%/日の割合でアニュラス部へ漏えいすることを確認した。具体的には、原子炉格納容器からの漏えい率は、解析コードMAAPの結果である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、評価期間中一定の0.16%/日を用いるものとし、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、0.135%/日を用いることを確認した。原子炉格納容器からの漏えいパスは、評価上はその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ことを確認した。</p> <p>④ アニュラス部の負圧達成及びアニュラス空気再循環設備の起動時間の遅れを考慮して約78分間はアニュラス空気再循環設備が作動しないものとし、この間、原子炉格納容器側からアニュラス部にCs-137が漏えいした場合には、漏えいした全量が大気へ放出されるものとし、この間、原子炉格納容器側からアニュラス部にCs-137が漏えいした場合には、漏えいした全量が環境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ことを確認した。具体的には、アニュラス空気再循環設備の微粒子フィルタの効率、設計上期待できる値として99%を用いるものとし、アニュラス部の負圧達成時間は、事象発生後、全交流動力電源喪失を想定したアニュラス空気再循環設備の起動遅れ時間及び起動後の負圧達成までの時間を考慮し、評価上78分とする。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はそのまま全量環境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ことを確認した。</p> <p>⑤ 時間経過とともにCs-137の環境への放出率が小さくなることを踏まえ、評価期間は7日間とするが、事故後7日以降の影響についても評価することを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.1.1.8 Cs-137の環境への放出放射エネルギー評価について」において、評価手法、解析条件及び評価に用いた放出割合の根拠等が示されている。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 格納容器破損防止対策の実施時間</p> <p>(a) 格納容器破損防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 格納容器破損防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その影響を、運転員等操作開始時間及び解析結果に対する観点から確認していること。</p> <p>(CV 過圧破損の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替格納容器スプレイポンプの流量を確認。 補助給水ポンプの使用台数、流量等の設定を確認。 蓄圧タンクの初期保持保有圧力、保有水量の設定とその考え方を確認。 PAR、イグナイタの解析上の取り扱いを確認。 格納容器再循環ユニットの除熱特性を確認。 	<p>(i) 機器条件として、蓄圧注入系の保持圧力を最低圧力とし、蓄圧タンクの保有水量も使用時の最小量を用いる。代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量は、設計上期待できる値として140m³/hとする。また、PARについては、原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように機能することを期待しない。一方、PARの水素処理による発熱反応の原子炉格納容器圧力・温度への寄与は考慮することを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「表3.1.1.2 主要解析条件（格納容器過圧破損）」より、本評価事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p>代替格納容器スプレイ流量：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140m³/hを用いる。</p> <p>補助給水ポンプの流量等：タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプ定速達成時間に余裕を考慮して事象発生60秒後に注水開始するものとする。補助給水流量は、タービン動補助給水ポンプの設計値210m³/hから、ミニフロー流量50m³/hを除いた値により3基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量として、160m³/h/3SGを用いる。</p> <p>蓄圧タンク：炉心損傷のタイミングを早める観点から、炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力（4.04MPa[gage]）、炉心への注水量を少なくする最小の水量（29.0m³/基）とする。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>PAR、イグナイタ：原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、PAR及びイグナイタの効果については期待しない。</p> <p>格納容器再循環ユニット：2基を使用するものとし、除熱特性は、粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性（1基あたりの除熱特性として100℃～約155℃、約1.9MW～約8.1MW）を用いる。</p>
<p>(ii) 有効性評価ガイド 3.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(ii) 本評価事故シーケンスにおいて、安全機能の喪失を仮定している高圧注入機能、低圧注入機能、格納容器スプレイ機能、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性*による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策の操作条件を確認するとともに、操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>電源確保作業：「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」の操作の成立性において、本操作の現場操作に係る要員は運転員2名であり、現場での空冷式非常用発電装置起動確認に25分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>アニュラス排気ファン起動準備：「技術的能力 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」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室対応は運転員1名、現場対応は運転員2名であり、現場でのアニュラス空気再循環系弁作動用窒素ボンベ接続及び空気供給操作に25分、アニュラス空気再循環系系統構成操作に10分、中央制御室にてアニュラス排気ファン起動操作に5分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>代替格納容器スプレイポンプ起動：「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室対応は運転員1名、現場対応は運転員2名であり、現場での系統構成操作に25分、受電操作に12分、起動操作に4分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>充てんポンプ(B、自己冷却式)による代替炉心注水(有効性評価上、期待しない操作)：「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」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室対応は運転員1名、現場対応は運転員2名及び緊急時対応要員4名であり、現場でのディスタンスピース取り付け作業に40分、系統構成、系統水張り操作に65分、中央制御室での起動操作に5分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。なお、注水は有効性評価上、考慮していない。</p> <p>水素濃度監視(原子炉格納容器)(有効性評価上、期待しない操作)：「技術的能力 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」において、現場対応は運転員3名、緊急時対応要員5名で、現場にて格納容器水素濃度計測装置の起動準備操作に75分、格納容器水素濃度計測装置の起動準備、起動操作に90分、中央制御室にて格納容器水素濃度計測装置の起動準備、指示確認に10分としており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。なお、水素濃度快速装置の起動は有効性評価上、考慮していない。</p> <p>水素濃度監視(アニュラス)(有効性評価上、期待しない操作)：「技術的能力 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」において、本操作に係る要員は、中央制御室対応は運転員1名、現場対応は運転員1名及び緊急時対応要員2名であり、現場でのアニュラス水素濃度(AM)計測装置起動準備操作(運転員1名)に20分、アニュラス水素濃度(AM)計測装置起動準備操作(緊急時対応要員2名)に75分、中央制御室でのアニュラス水素濃度(AM)計測装置起動準備操作(アニュラス排気ファン運転確認)に5分を想定しており、有効性評価のタイムチ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>ヤートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。なお、水素濃度快速装置の起動は有効性評価上、考慮していない。</p> <p><u>燃料補給</u>：「技術的能力 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」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、緊急時対応要員3名、参集要員3名であり、現場での中型ポンプ車燃料補給準備作業(EL32m、EL10m)操作に60分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>補助給水タンクへの補給</u>：「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」の操作の成立性において、海水を水源とする中型ポンプ車による補助給水タンクへの補給は、現場対応として運転員2名及び緊急時対応要員6名で機材運搬に40分、中型ポンプ車準備に25分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>格納容器内再循環ユニット（A及びB）海水通水及び高圧注入ポンプ（B、海水冷却）冷却水通水操作</u>：「技術的能力 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」において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員1名、緊急時対応要員10名、運転員5名、中央制御室1名であり、現場での保管場所まで移動・機材運搬に40分、中型ポンプ車2台の準備に50分、ディスタンスピース取替に45分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>使用済燃料ピットへの注水操作</u>：「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」において、緊急時対応要員6名により作業を実施し、ホース敷設（EL32m→10m、建屋内）に110分、ホース敷設（屋外、屋外-建屋間）は50分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>補助給水タンクから燃料取替用水タンクへの移送</u>：「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」において、本操作に係る要員は、運転員1名及び緊急時対応要員2名であり、現場でのディスタンスピース取替に40分、系統構成に15分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、<u>代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間は炉心溶融開始から30分後とし、中型ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の開始時間は事象発生から24時間後とする</u>ことを確認した。また、代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉格納容器下部キャビティへの注水操作及び格納容器内自然対流冷却操作、アニュラス排気ファン起動の時間余裕は「(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 格納容器内自然対流冷却操作は、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して解析上の操作開始時間を設定していることを確認した。なお、本操作は解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間に差異があるため、不確かさを考慮することを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(設置許可基準規則第 37 条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （原子炉格納容器の破損の防止） 2-3 上記2-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。 (a) 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又は限界圧力を下回ること。 (b) 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又は限界温度を下回ること。 (c) 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。 (d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0MPa 以下に低減されていること。 (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。 (f) 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。 (g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。 (h) 原子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。 (i) 溶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溶融炉心が適切に冷却されること。</p> <p>2-4 上記2-3(f)の「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」とは、以下の要件を満たすこと。 (a) 原子炉格納容器の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であること。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について 1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から格納容器破損防止対策とその効</p>	<p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起回事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果をj確認できるパラメータを確認。</p> <p>(CV 過圧破損の場合) 起回事象に関連するパラメータ： ・ 1次系圧力 ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 原子炉格納容器温度 ・ 原子炉容器水位</p> <p>対策の効果： ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 原子炉格納容器温度</p> <p>※ 代替格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティ蓄水量や原子炉容器破損時の圧カスパイクの抑制については、格納容器破損モード MCC1、FC1 で確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <p>・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</p>	<p>① 事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷及び格納容器破損の恐れに至るプロセス、初期の格納容器損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 図 3.1.1.6、図 3.1.1.9 及び図 3.1.1.10 より、1次系圧力が急低下するとともに原子炉格納容器圧力・温度が上昇していることから、原子炉格納容器内で大破断 LOCA が発生していることを確認した。また、図 3.1.1.7 より原子炉容器水位は低下傾向を示し、蓄圧タンクの作動により一時的に TAF 以上に回復するものの、以降は水位の回復がないことを確認した。</p> <p>③ 代替格納容器スプレイ流量や格納容器再循環ユニットによる除熱量のトレンド図はないが、④に示すとおり、原子炉格納容器圧力・温度の上昇が緩和されていること、原子炉格納容器圧力・温度の上昇が抑制され低下傾向にあることから、これらの重大事故等対策設備が作動していることを確認した。</p> <p>④ 図 3.1.1.9、図 3.1.1.10、図 3.1.1.11、図 3.1.1.12 より、代替格納容器スプレイにより、溶融炉心が下部ヘッドに落下した際や原子炉容器が破損した際の急激な水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力・温度の上昇が緩和されていること、事象発生 24 時間以降は格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力、温度の上昇が抑制され低下傾向にあることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.1.1.10 雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動」において、燃料挙動と有効性評価結果（原子炉容器水位及び原子炉格納容器圧力）の関係が示されている。</p>
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが評価項目を満足しているか確認する。</p> <p>(CV 過圧破損の場合)</p> <p>① 原子炉格納容器内圧力 ② 原子炉格納容器内温度 ③ 環境への Cs-137 の放出量（7 日以降の放出量については、2.1）(i)①で確認する）</p> <p>※ FCI、MCC1 に関する評価項目は、FC1、MCC1 で確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、<u>全交流動力電源の喪失に伴い原子炉が自動停止。また、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ことから、約 19 分で炉心溶融に至る。その後、約 49 分より代替格納容器スプレイを実施。事故発生から約 1.5 時間後に原子炉圧力容器が破損する。このときの原子炉格納容器圧力は約 0.166MPa[gage]となる。約 3.4 時間後に原子炉圧力容器からの溶融炉心の流出が停止し、原子炉格納容器圧力の上昇が緩やかになる。原子炉格納容器内の水素分圧は、全圧 0.4MPa[abs]程度に対して 0.01MPa[abs]程度である。また、PAR による水素処理における発熱量は崩壊熱の約 2%であり、原子炉格納容器圧力・温度に対しての影響は軽微である。原子炉格納容器から環境に放出される Cs-137 の放出量は、7 日間で約 5.1TBq であり、100TBq を下回っている</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 図 3.1.1.9 にあるとおり、原子炉格納容器圧力は約 47 時間後に最高値 0.335MPa[gage]に到達するが、評価期間を通じて最高使用圧力の 2 倍（2Pd）を下回っていることから、評価結果は基準を満足していることを確認した。</p> <p>② 図 3.1.1.10 にあるとおり、原子炉格納容器温度は約 48 時間後に最高値 133℃に到達するが、評価期間を通じて 200℃を下回っていることから、評価結果は基準を満足していることを確認した。図 3.1.1.12 にあるとおり、事象発生初期の原子炉格納容器温度は大破断 LOCA により約 120℃まで上昇（MAAP は大破断 LOCA 時の事象初期への適用性が低いため、既往の DBA 評価結果を参照）するが、格納容器スプレイの作動により抑制され、評価期間を通じて、200℃を下回っていることから、評価結果は基準を満足していることを確認した。</p> <p>③ 図 3.1.1.28 にあるとおり、原子炉格納容器からアニュラス部を經由し、周辺環境へ移行した Cs-137 の量は約 5.1TBq であり、100TBq を下回ってい</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>ることを確認した。</p>
<p>(iii) 初期の格納容器破損対策により、原子炉格納容器の破損を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目(a)、(b)、(c)及び(g)を満足していることを確認した。具体的には、図3.1.1.11、図3.1.1.12にあるとおり、代替格納容器スプレイにより、熔融炉心が下部ヘッドに落下した際や原子炉容器が破損した際の急激な水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力・温度の上昇が緩和され原子炉格納容器圧力・温度は2Pd、200℃を下回っていることから、初期の格納容器破損防止対策（代替格納容器スプレイ）により格納容器の破損を防止できていることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉及び原子炉格納容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱が確立し、原子炉格納容器圧力・温度が低下傾向を示していることをトレンド図で確認。</p> <p>(CV 過圧破損の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 事象発生7日以降の環境へのCs-137の放出量を確認。 	<p>(i) 安定停止状態になるまでの評価について、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱が確立するため原子炉格納容器の最高圧力・最高温度はそれぞれ、約0.335MPa[gage]、約133℃に抑えられる。以降、原子炉格納容器圧力・温度は、約72時間時点でも低下傾向が維持されており、安定状態となっている。(原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用(以下「FCI」という。)、熔融炉心・コンクリート相互作用(以下「MCCI」という。))の評価については、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」、「熔融炉心・コンクリート相互作用」を参照。)ことを確認した。</p> <p>具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 図3.1.1.9、図3.1.1.10にあるとおり、事象発生24時間以降は格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱が確立することから、原子炉格納容器圧力、温度は低下傾向にあることを確認した。また、事象発生から7日以降、Cs-137の放出が継続した場合の影響評価を行った結果、事象発生後30日(約5.6TBq)及び100日(約5.6TBq)においても総放出量の増加は軽微であり、100TBqを下回っていることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.1.1.11 安定停止状態について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損))」には、事象発生後約48時間後に原子炉格納容器安定状態に至ることが示されている。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

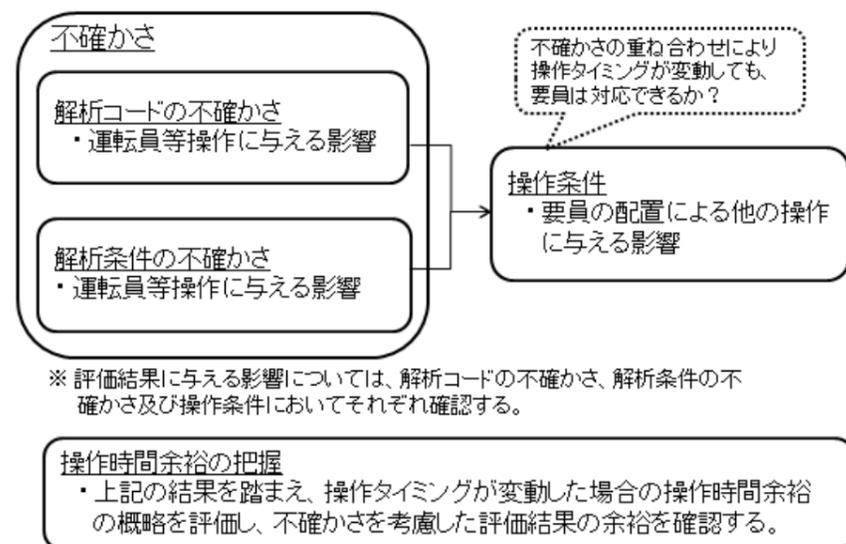
確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1) 解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3) 操作時間余裕を確認する。



審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。また、「1.1(4) 有効性評価における解析条件の設定」において、「解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、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」としていることを確認した。</p> <p>参考：「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>（参考：1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針）</p> <p>1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。 不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>（ii）解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>（ii）不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心溶融開始を起点に操作を行う代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ、事象発生後24時間後に操作を行う中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却及び事象発生後60分後に操作を行うアニュラス空気再循環設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス排気ファンの起動であることを確認した。これらの操作は、炉心溶融の時刻の不確かさによって、操作が必要となるタイミングが影響を受ける（遅くなる/早くなる）。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象*の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響は以下の通りであることを確認した。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故の再現性が確認されていること、炉心ヒートアップの感度解析により、下部プレナムへのリロケーション開始時間が 30 秒程度早くなることを確認した。 原子炉格納容器における区画間・区間内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、HDR 実験解析等の検証結果により、原子炉格納容器圧力を 1 割程度高く、原子炉格納容器温度を十数℃高く評価する可能性があることを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、熔融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されていること、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなることを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されていること、下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器破損及び熔融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、原子炉容器破損の判定に用いられる最大歪みの閾値を低下させた場合には原子炉容器破損時間は早くなることを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器外における熔融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクに与える感度は小さいことを確認した。 熔融炉心・コンクリート相互作用に係るパラメータの組み合わせを考慮した感度解析の結果、原子炉格納容器圧力・温度は一時的に上昇することを確認した。 <p>以上より、解析コードが有する不確かさとその傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、炉心ヒートアップに関するモデルの不確かさを考慮した場合は、炉心熔融開始を起点としている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始タイミングに影響を与えることを確認した。なお、他の不確かさを考慮した場合は、いずれも運転員等操作に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、<u>MAAP を用いて原子炉格納容器圧力・温度を解析した場合、HDR 実験解析等の検証結果より、原子炉格納容器圧力については 1 割程度高め、原子炉格納容器温度については十数℃高めに評価する傾向があることから、実際の原子炉格納容器圧力・温度は低めとなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。このことから、MAAP は原子炉格納容器圧力・温度に対して保守的な（厳しい）結果を与える</u>ことを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに与える影響の具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故の再現性が確認されていること、炉心ヒートアップの感度解析により、下部プレナムへのリロケーション開始時間が 30 秒程度早くなることを確認した。 原子炉格納容器における区画間・区間内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、HDR 実験解析等の検証結果により、原子炉格納容器圧力を 1 割程度高く、原子炉格納容器温度を十数℃高く評価する可能性があることを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、熔融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されていること、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなることを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されてい

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認。</p>	<p>ること、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、原子炉容器破損の判定に用いられる最大歪みの閾値を低下させた場合には原子炉容器破損時間は早くなることを確認した。 ・ 炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクに与える感度は小さいことを確認した。 ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用に係るパラメータの組み合わせを考慮した感度解析の結果、原子炉格納容器圧力・温度は一時的に上昇することを確認した。 <p>以上より、解析コードが有する不確かさとその傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.1.1.12 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.1.1.13 溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の原子炉格納容器圧力及び温度への影響について」において、代替格納容器スプレイ作動開始時間、エントレインメント係数、溶融炉心の拡がり面積等を対象とした感度解析の結果が示されている。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、原子炉格納容器における区画間・区間内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさを考慮した場合は、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。なお、他の不確かさを考慮した場合は、いずれも評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(CV 過圧破損の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの影響を確認。</p> <p>③ 1次冷却材の流出流量の影響を確認。</p> <p>④ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。</p> <p>⑤ 標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量の影響を確認。</p> <p>⑥ 燃料取替用水タンク水量の影響を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響について、解析条件では、炉心崩壊熱に保守的な（大きめの）値を設定しているため、炉心溶融開始時間が早めに解析されている。このため、実際は炉心溶融開始を起点とした代替格納容器スプレイの開始操作が必要なタイミングが遅くなることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。なお、伊方3号炉では、蒸気発生器2次側保有水量、燃料取替用水タンク水量は設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しているため、実際の炉心溶融開始は解析結果よりも遅くなる。このため、炉心溶融開始を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始が遅くなる可能性があることを確認した。</p> <p>② 解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクは保守的に実際の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも小さく設定しているため、これらを最確条件（設計値、解析での設定よりも大きい）とした場合には、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>③ 1次冷却材の流出流量の変動として地震による Excess LOCA の発生を考慮した場合、流出流量の増加により事象進展は変動し、炉心溶融開始等が早くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始が早くなることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.1.1.15 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA に対する格納容器破損防止対策の有効性について」において、Excess LOCA 発生時を仮定した感度解析の結果が示されている。</p> <p>④ 格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合の除熱特性の設計値を考慮した場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合には除熱性能が低くなるため、原子炉格納容器圧力の上昇が早くなるが、原子炉格納容器圧力を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.1.1.14 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の水素影響について」において、最大限水素濃度（ドライ換算 13%vol%）を仮定した感度解析の結果が示されている。</p> <p>⑤ 該当なし。</p> <p>⑥ 該当なし。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(CV 過圧破損の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの影響を確認。</p> <p>③ 1次冷却材の流出流量の影響を確認。</p> <p>④ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。</p>	<p>(i) 上記(i)に記載した解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響の確認結果に加え、評価結果に与える影響については、原子炉格納容器圧力・温度の上昇は緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。なお、伊方3号炉では、蒸気発生器2次側保有水量、燃料取替用水タンク水量は設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しているため、実際の炉心崩壊熱は小さく、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーが減少するため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② 解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクは保守的に実際の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも小さく設定しているため、これらを最確条件（設計値、解析での設定よりも大きい）とした場合には、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>③ 1次冷却材の流出流量の変動として地震による Excess LOCA の発生を考慮した感度解析（高温側配管の全ループ破断、低温側配管の全ループ破断、原子炉容器下端における破損（大 LOCA 口径相当）を実施した結果、大破断 LOCA 時のプラント過渡応答と異なる点はあるものの、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは大破断 LOCA の場合と同じであるため、評価項目となるパラメータに対する影響は小さいことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>⑤ 標準値として設定している蒸気発生器 2 次側保有水量の影響を確認。</p> <p>⑥ 燃料取替用水タンク水量の影響を確認。</p>	<p>④ 格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合の除熱特性の設計値を考慮した場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。また、MAAP の格納容器再循環ユニットモデルの除熱特性は、原子炉格納容器内に水素が存在しない場合に対する最確値であり、原子炉格納容器内に水素等の非凝縮性ガスが存在する場合は、格納容器再循環ユニットにおける凝縮伝熱量が低下することも考えられることから、水素濃度を考慮した場合の感度解析を実施した。その結果、原子炉格納容器圧力及び温度はわずかに高く推移するものの、200℃、2Pd に対して十分な余裕があることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>⑤ 該当なし。</p> <p>⑥ 該当なし。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置については、代替格納容器スプレイ開始操作が必要なタイミングが遅くなるなど、そのタイミングは変動する可能性がある。代替格納容器スプレイ開始操作は、他の事象進展に影響を及ぼす運転員等操作を実施する運転員等とは別の運転員等による操作であるため、タイミングに変動があったとしても、要員の配置による他の操作への影響はなく、対策実施へ与える影響はないことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイは、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないこと、中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないこと、アニュラス空気再循環設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス排気ファンの起動は、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 「図 3.1.1.3 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故）時の作業と所要時間」にあるとおり、上記①の操作のうち、現場操作を行う要員は作業完了後、移動して他の操作に着手するが、作業完了から次操作着手までに時間的な重複が無いこと、中央制御室で操作を行う運転員についても、操作に関する時間的な重複は無いことから要員の配置は適切であることを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>1) 操作条件の変動が評価結果に与える影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>炉心溶融開始から 30 分後を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイは、1 次冷却材の流出流量や炉心崩壊熱の不確かさにより影響を受けるものの、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異により操作開始が早くなる。操作開始が早くなる場合には、原子炉格納容器圧力及び温度の低減効果の大きい代替格納容器スプレイを早く停止することとなるため、原子炉格納容器の減温、減圧が遅くなるが、原子炉格納容器圧力及び温度の観点では大きな影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。（「2.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、本評価シーケンスよりも早いタイミングで本操作を行っても原子炉格納容器圧力・温度を低下できることを確認している）。</p> <p>アニュラス空気再循環設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス排気ファンの起動については、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異により操作開始時間が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、アニュラス負圧達成までの時間が短くなり、放出放射エネルギーが減少する。このため、評価項目に対する余裕が大きくなることを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (CV 過圧破損の場合)</p> <p>① 代替格納容器スプレイの開始時間余裕を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器内注水量の観点から、代替格納容器スプレイの停止操作余裕時間（格納容器自然対流冷却操作の開始時間余裕）を確認。</p>	<p>(i) 操作の時間余裕について以下のとおり確認した。</p> <p>① 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間に対する時間余裕を確認するため、代替格納容器スプレイの開始を約 10 分遅く、事象発生後 60 分後とした場合の感度解析を実施した。その結果、代替格納容器スプレイ開始が約 10 分遅くなった場合でも、200℃、2Pd に対して十分余裕があることから、操作時間余裕として事象発生から 60 分程度は確保できることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.1.1.16 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作の時間余裕について」において、代替格納容器スプレイの開始時間を約 10 分遅らせた感度解析の結果が示されている。</p> <p>② 代替格納容器スプレイから格納容器内自然対流冷却への切替が遅れた場合には、代替格納容器スプレイを継続することとなり、原子炉格納容器内水量が 4000m³に到達するおそれがある。このため、代替格納容器スプレイを連続運転するものとして 4000m³に到達するまでの時間を概算した。その結果、操作時間余裕として 1 時間程度は確保できることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本格納容器破損モードにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p> <p>(ii) 本格納容器破損モードにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p> <p>(iii) 安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本格納容器破損モードにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p> <p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>(i) 重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は27名である。これに対して、運転員及び緊急時対応要員は32名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る緊急時対応要員等を確保できていることに加え、事象発生4時間以降に参集してくる参集要員も対応可能であることから、3号炉の重大事故等への対応と1・2号炉のSFPへの対応が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p> <p>(ii) 電源供給量の充足性について、重大事故等対策設備全体に必要な電力供給量に対して、空冷式非常用発電装置からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能であることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 空冷式非常用発電装置の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約271kWの負荷が必要となるが、空冷式非常用発電装置の給電容量2920kWにて電源供給が可能であることを確認した。</p> <p>(iii) 水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスが発生してから燃料取替用水タンク水量1,780m³が枯渇する約12時間後までに補助給水タンクとの連絡操作を行うとともに、中型ポンプ車により、海水を補助給水タンク経由で燃料取替用水タンクに補給することで代替格納容器スプレイを継続することが可能であることを確認した。以降は、格納容器自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱を確立させるため、水源の補給は必要とせず安定状態まで移行できることを確認した。</p> <p>(iv) 発災から7日間の資源、水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 空冷式非常用発電装置を7日間運転継続した場合に必要な重油量は約134kLである。これに対して、発電所内の重油タンクに備蓄された重油量約258kLで対応が可能である。緊急時対策所用発電機の7日間の運転継続に必要な軽油量及び中型ポンプ車による格納容器内自然対流冷却等に必要な軽油量の合計は約27kLである。これに対して、発電所内の軽油タンクに備蓄している軽油量約55kLにて対応が可能であることから、発災から7日間は外部支援が無くとも供給可能であることを確認した。水源の充足性は、上記(iii)①のとおり。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、本格納容器破損モードの特徴、特徴を踏まえた格納容器破損防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から格納容器破損防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に対して申請者が格納容器破損防止対策として計画している代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、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事故」において、代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（a）、（b）、（c）及び（g）を満足している。さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目（a）、（b）、（c）及び（g）を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（余熱除去系及び格納容器スプレイ系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。</p> <p>また、代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水により原子炉格納容器破損を防止した後、原子炉格納容器を安定状態へ導くために、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱を確立させるとともに水素濃度低減及び水素濃度監視を継続する対策が整備されていることを確認した。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>「IV-1. 1 事故の想定」で示したように、評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、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事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、上記の確認及び判断により、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策	3.1.2-2
(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態	3.1.2-2
(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方	3.1.2-3
(3) 格納容器破損防止対策	3.1.2-4
2. 格納容器防止対策の有効性評価	3.1.2-11
(1) 有効性評価の方法	3.1.2-11
(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件	3.1.2-14
(3) 有効性評価の結果	3.1.2-19
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	3.1.2-21
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	3.1.2-23
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	3.1.2-25
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	3.1.2-25
b. 操作条件	3.1.2-27
(3) 操作時間余裕の把握	3.1.2-29
(4) 炉心部に残存するデブリ量の不確かさに対する影響評価	3.1.2-30
4. 必要な要員及び資源の評価	3.1.2-31
5. 結論	3.1.2-32

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（格納容器破損防止対策の有効性評価：格納容器過温破損）

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）																
<p>1. 格納容器破損モード内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態は、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各プラント損傷状態と一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」におけるプラント損傷状態（PDS）は、以下の7つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ SED ・ TED ・ TEW ・ AEW ・ SLW ・ SEW ・ AED <p>（PRAまとめ資料（第2.6表 評価対象とするPDSの選定）抜粋）</p> <table border="1" data-bbox="1228 905 1952 1077"> <tr> <td rowspan="7" style="text-align: center; vertical-align: middle;"> 雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過温破損） </td> <td rowspan="7" style="text-align: center; vertical-align: middle;"> 2.0E-06 </td> <td style="text-align: center;">SED</td> <td style="text-align: center;">99.0%</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">TED</td> <td style="text-align: center;">1.0%</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">SLW</td> <td style="text-align: center;">0.0%</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">TEW</td> <td style="text-align: center;">0.0%</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">AEW</td> <td style="text-align: center;">0.0%</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">SEW</td> <td style="text-align: center;">0.0%</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">AED</td> <td style="text-align: center;">0.0%</td> </tr> </table>	雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過温破損）	2.0E-06	SED	99.0%	TED	1.0%	SLW	0.0%	TEW	0.0%	AEW	0.0%	SEW	0.0%	AED	0.0%
雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過温破損）	2.0E-06			SED	99.0%												
				TED	1.0%												
				SLW	0.0%												
				TEW	0.0%												
				AEW	0.0%												
				SEW	0.0%												
		AED	0.0%														

※ 本資料の確認結果に記載の図表番号については、補足説明資料の図表番号であり、原子炉設置変更許可申請書の図表番号とは異なる。

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 格納容器破損モードの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、以下のとおり対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起回事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、格納容器破損モード全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p>	<p>(i) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴は、<u>原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材、溶融炉心の崩壊熱及び金属－水反応等による化学反応熱によって、原子炉格納容器温度が上昇する。事故発生から数時間後には最高使用温度に到達し、その後、放置すれば原子炉格納容器の破損に至る</u>ことを確認した。具体的には、「原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能や ECCS 再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱に伴い発生した水蒸気、金属－水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、原子炉格納容器温度が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る」であり、本格納容器破損モード内の PDS の特徴を代表したものであることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、事故シーケンスグループの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>原子炉格納容器の破損を防止するためには、原子炉格納容器雰囲気温度の上昇を抑制する必要がある。また、1次冷却系が高圧となり、原子炉圧力容器が破損する際に溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなることを防止する観点から、原子炉圧力容器破損までに1次冷却系を減圧する必要がある。また、非凝縮性ガスの発生により、原子炉格納容器圧力が上昇することを抑制する観点及び原子炉格納容器下部の溶融炉心を冠水・冷却し、原子炉格納容器雰囲気が過熱状態となることを防止する観点から、原子炉下部キャビティへ注水する必要がある。さらに、継続的に発生する水素を処理、低減させるとともに最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送することによって、原子炉格納容器の除熱を確立させる必要がある</u>ことを確認した。本格納容器破損モードの特徴を踏まえ、初期に必要な機能として、原子炉格納容器雰囲気を冷却する機能、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冠水・冷却するとともに非凝縮性ガスの発生を抑制する機能（原子炉下部キャビティへの注水）を挙げていること、長期的な対策として、継続的に発生する水素の処理機能、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送し、原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う機能が必要であることを確認した。</p>

(3) 格納容器破損防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 格納容器破損モード全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>(i) 本格格納容器破損モードでは、全交流動力電源の喪失や補助給水機能喪失の発生や炉心損傷を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表 3.1.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）における重大事故等対策について」において、蒸気発生器広域水位、補助給水ライン流量、格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）、格納容器圧力等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の格納容器破損防止対策とその設備を確認する。</p> <p>※ 格納容器破損モード「DCH」の初期対策である、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧については、格納容器破損モード「DCH」で確認する。</p>	<p>(ii) 本格格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴を踏まえ、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱（以下「DCH」という。）を防止する対策である加圧器逃がし弁による1次系強制減圧については、格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」を参照。その他の対策は、「格納容器過圧破損」と同一である」ことを確認した。初期の格納容器破損防止対策として、「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」及び「技術的能力 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」において整備されている代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器雰囲気の冷却・減圧及びこれによる原子炉下部キャビティへの注水を挙げていること、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表 3.1.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）における重大事故等対策について」において、代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、補助給水タンク等が挙げられていることを確認した。なお、計装設備については(iv)で確認する。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 格納容器の破損を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれることを確認。</p> <p>② 原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、「格納容器過圧破損」と同一であることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策として、「技術的能力 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」で整備されている PAR 及びイグナイタによる水素処理・濃度低減や、「技術的能力 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」で整備されている格納容器内自然対流冷却を挙げていること、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表 3.1.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）における重大事故等対策について」において、水素処理・濃度低減に用いる重大事故対処設備として、PAR、イグナイタとこれらの設備の作動状況を監視する装置が、格納容器内自然対流冷却で用いる重大事故対処設備として、格納容器再循環ユニット（A及びB）、中型ポンプ車、軽油タンク等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 原子炉格納容器の冷却状態の長期維持については①に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクに熱を逃がせることから長期的に閉じ込め機能を維持できることを確認した。</p>
<p>(iv) 初期の格納容器破損防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(CV 過温破損の場合)</p> <p>① 代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水に係る計装設備を確認。</p> <p>② PAR、イグナイタに係る計装設備を確認。</p> <p>③ 1次系強制減圧に係る計装設備を確認。</p> <p>④ 格納容器内自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p>	<p>(iv) 「表 3.1.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）における重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 代替格納容器スプレイの稼働状況を監視するための計装設備として、代替格納容器スプレイライン積算流量(AM)、格納容器内温度、格納容器内圧力（広域）、原子炉下部キャビティ水位等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② PAR、イグナイタの稼働状況を監視するための計装設備として、PAR 作動温度計測装置、イグナイタ作動温度計測装置が挙げられていることを確認した。</p> <p>③ 加圧器逃がし弁の稼働状況を監視するための計装設備として、1次冷却材圧力が挙げられていることを確認した。</p> <p>④ 格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱状態を監視する計装設備として、格納容器内圧力(広域)、格納容器内温度等が挙げられてい</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>ることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。 (CV 過圧破損の場合) ① 代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の冷却から格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱への移行条件を確認。</p>	<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を以下のとおり確認した。 ① 代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の冷却から格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱への移行条件は、格納容器内自然対流冷却が開始している場合又は格納容器内積算注入流量が 4000m³ となれば代替格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却へと移行することを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。 ① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。 ② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。 ③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 本評価事故シーケンスにおける有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。 ① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。 ・ 蒸気発生器注水回復 ・ 充てんポンプ(B、自己冷却式)による代替炉心注水 ・ 直流負荷切り離し ・ 電源回復操作 ・ イグナイタ起動 ・ 格納容器水素濃度計測装置運転 ・ アニュラス水素濃度測定 ・ 蓄電池室排気ファン起動 ② 有効性評価上は期待しない蒸気発生器注水回復については「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、充てんポンプ(B、自己冷却式)による代替炉心注水については「技術的能力 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、直流負荷切離し、電源回復操作及び蓄電池室排気ファン起動については「1.14 電源の確保に関する手順等」に、イグナイタ起動、格納容器水素濃度計測装置運転については「技術的能力 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、アニュラス水素濃度測定については、「技術的能力 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」において整備されており、また、事象の収束作業全般に係る事故対応に必要な監視計測に係る手順については、「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」で整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。 ③ 上記①に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本格格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準が「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」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本格格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準は、「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に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「表 3.1.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）における重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第 37 条 解釈) 第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p>	<p>※ 「格納容器破損防止対策の有効性評価」では要求されていない。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。	
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>(i) 本格納容器破損モードにおける重大事故等対策に関する設備として、代替格納容器スプレイポンプや燃料取替用水タンク、加圧器逃がし弁、加圧器逃がしタンク等が示されており、これらを接続する配管や弁についても概略系統図に示されていることを確認した。また、安定状態に向けた対策に関する設備として、PAR やイグナイタ、格納容器再循環ユニット(A 及び B)、アニュラス排気ファン等が示されており、これらを接続する配管や弁についても概略系統図に示されていることを確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準、判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	<p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「図 3.1.2.5 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）（外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）における事象進展の概要」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていること及びその根拠や妥当性を確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 評価事故シーケンス「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）（外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故）」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>全交流動力電源喪失</u>：所内単独運転に失敗し、所内変圧器3号、予備変圧器及びディーゼル発電機から受電できなかった場合</p> <p><u>補助給水流量の確立</u>：補助給水ライン流量計指示が80m³/h未満であることにより判断</p> <p><u>早期の電源回復が困難</u>：中央操作による非常用母線への電源回復に失敗すれば、早期の電源回復不能と判断</p> <p><u>1次冷却材漏えいの兆候がない</u>：格納容器圧力及び温度、格納容器サンプ水位、格納容器内モニタ、1次冷却材圧力、蒸気発生器水位、蒸気発生器圧力等の変化により判断</p> <p><u>蒸気発生器への補助給水がない</u>：全蒸気発生器への補助給水流量の合計値が80m³/h以上あることにより判断</p> <p><u>大LOCAである</u>：1次冷却系圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下まで急速に低下している場合</p> <p><u>炉心損傷の兆候あり</u>：炉心出口温度計指示が600℃を超えて上昇又は指示の上昇率が急（15℃/分程度）又は指示が350℃超過が10分程度以上継続していることで判断</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>炉心損傷の判断：炉心出口温度計指示が350℃以上かつ格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示 $1 \times 10^5 \text{mSv/hr}$ で判断</p> <p>加圧器逃がし弁による1次系強制減圧開始：加圧器逃がし弁の準備が完了すれば、充てんポンプ(B、自己冷却式)及び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を開始</p> <p>イグナイタ起動判断：炉心出口温度計指示が350℃到達又は ECCS 作動信号発信を伴う1次冷却材喪失時に全ての高圧注入系が機能喪失していることで判断</p> <p>直流負荷の切離し：(空冷式非常用発電装置により)90分以内に電源回復の見込みがない場合</p> <p>代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始：準備完了次第開始</p> <p>補助給水タンクと燃料取替用水タンクの連絡判断：燃料取替用水タンクの水位計指示が16%以下到達した場合に連絡準備し、燃料取替用水タンクの水位計指示が3%で連絡開始</p> <p>代替格納容器スプレイポンプ停止判断：格納容器内自然対流冷却が開始している場合又は格納容器内積算注入流量が 4000m^3 となれば代替格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却へと移行</p>
<p>5) 本格納容器破損モード内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>(i) タイムチャートは、「技術的能力 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」、「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「技術的能力 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」、「技術的能力 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」、「技術的能力 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」及び有効性評価上は期待しないが実際には行う対策に関する「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」、「技術的能力 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」、「1.14 電源の確保に関する手順等」、「技術的能力 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」や重大事故等の対処に必要な「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」等を踏まえ、以下の通り整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1 (ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 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」、「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「技術的能力 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」、「技術的能力 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」、「技術的能力 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」及び有効性評価上は期待しないが実際には行う対策に関する「技術的能力 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」、「1.14 電源の確保に関する手順等」、「技術的能力 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」、「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」等と整合していることを確認した。</p> <p>③ (3)1 (vi)①で挙げられた、代替格納容器スプレイポンプや充てんポンプによる代替炉心注水や直流負荷切り離し等、実際には行うが解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本格納容器破損モードの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>(参考：運転員等の操作時間に対する仮定)</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>(5) 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>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、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報等の発信時点から10分後に開始する。 b. a.の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、a.の操作から1分後に開始する。 c. 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。 d. 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。 e. その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。 <p>なお、運転員等は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作現場までのアクセスルート状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。</p>

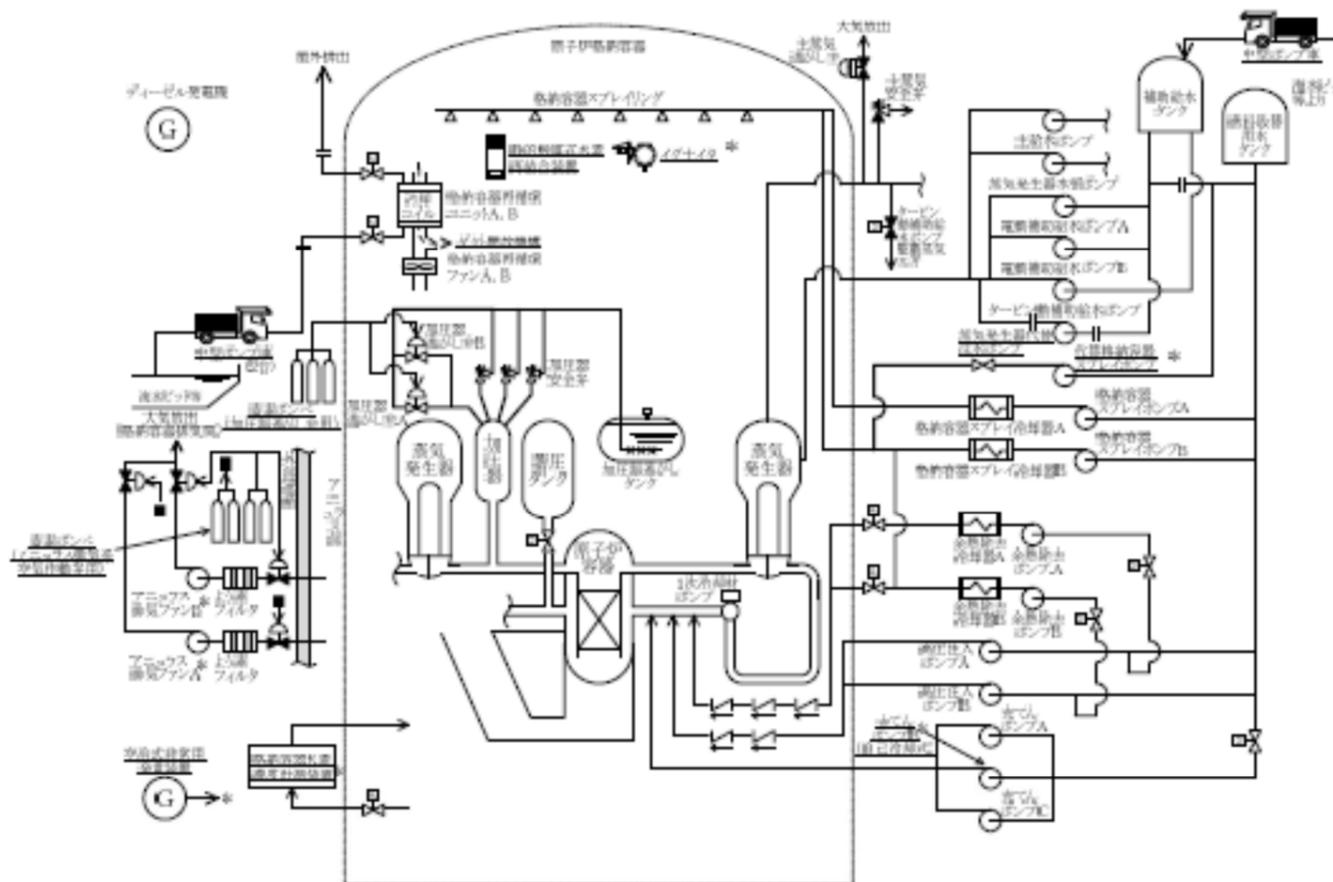


図 3.1.2.1 素燃気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）モードでの
重大事故等対策の概略系統図

注：下線は改訂基準対象範囲に属する
した設備であることを示す

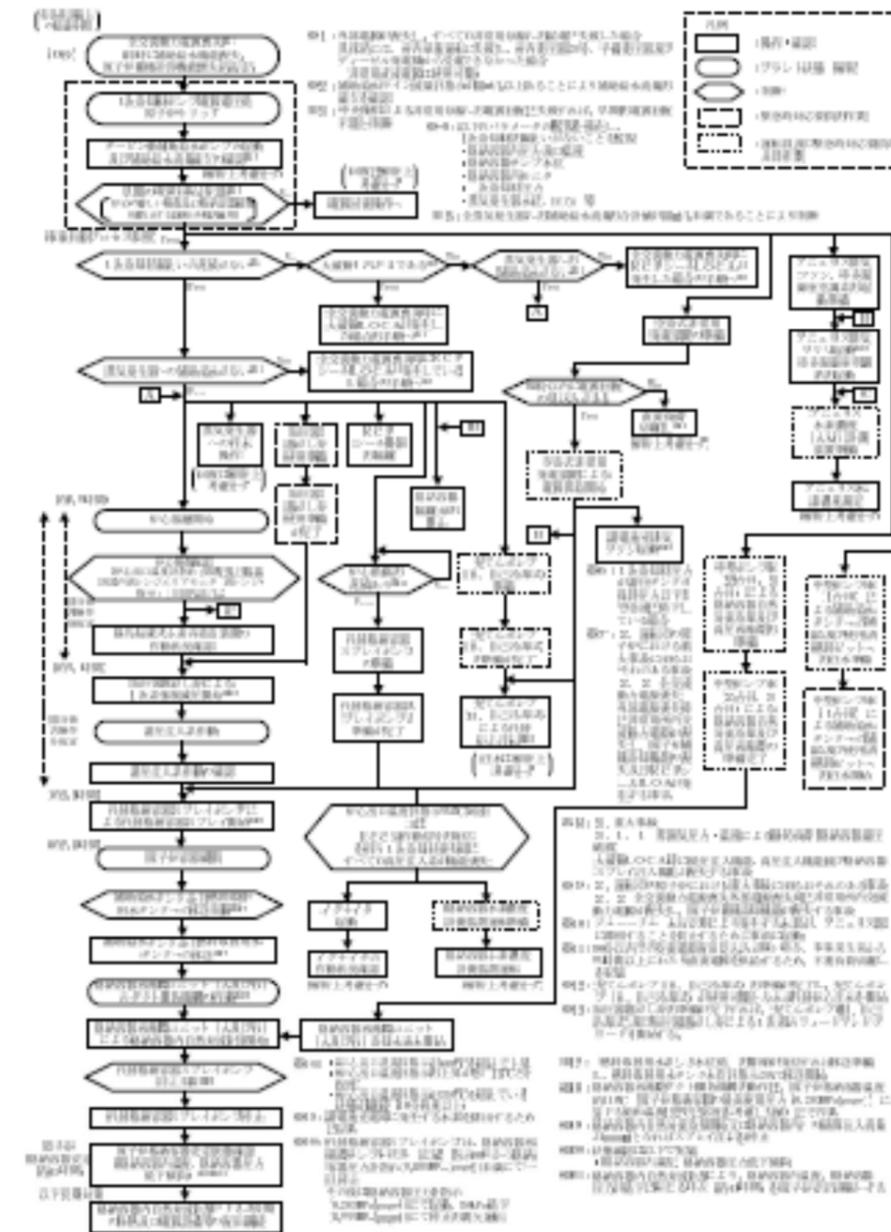


図 3.1.2.5 素燃気圧力・温度による静的負荷 格納容器過温破損
（全交流動力喪失+補助給水失敗）における事象進展の概要

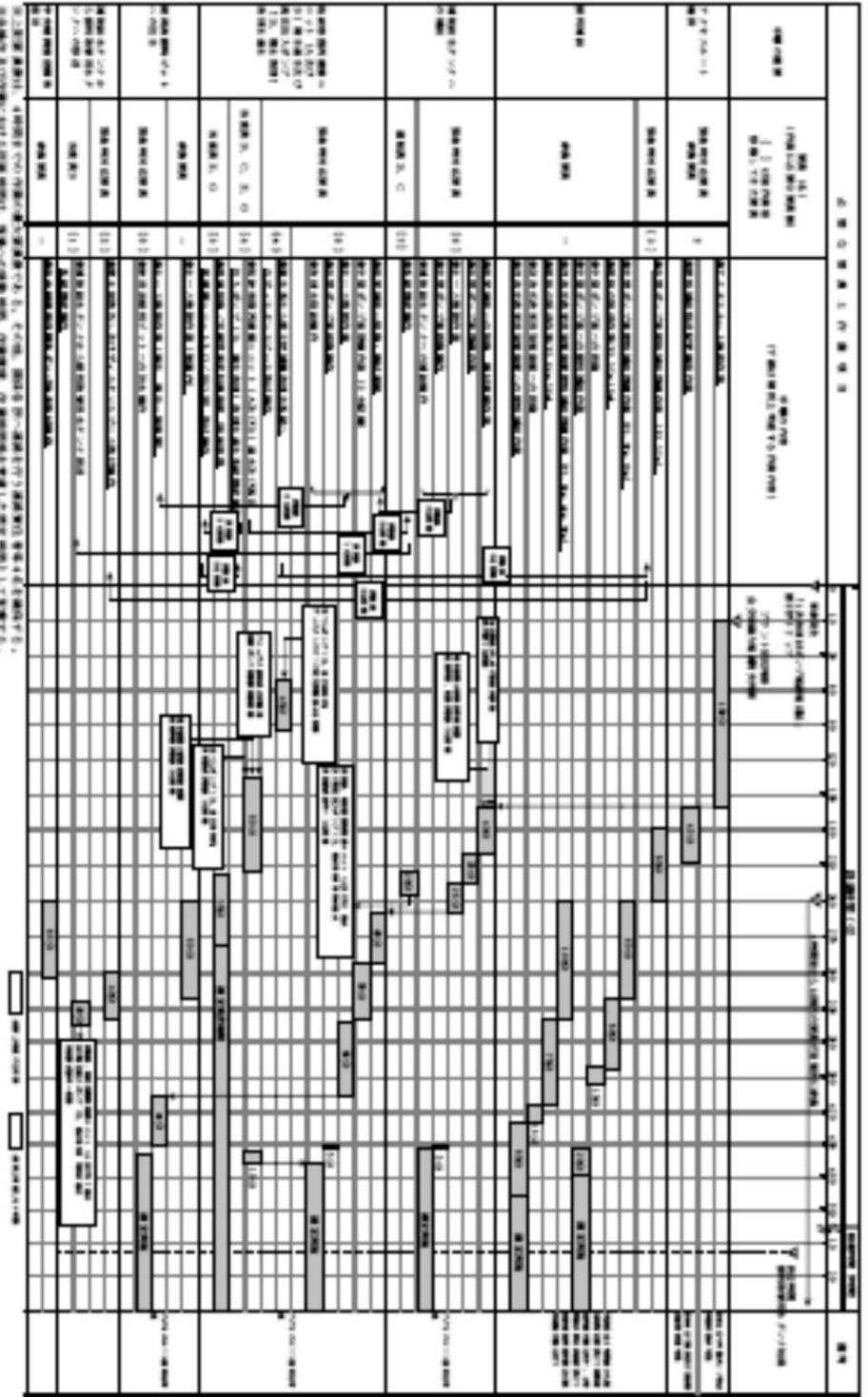


図3.1.2.2 蒸気圧力・配管による動的負荷（格納容器過渡現象期）
（全交流動力電源喪失+補助給水失敗）時の作業と所要時間（2/2）



図3.1.2.3 蒸気圧力・配管による動的負荷（格納容器過渡現象期）
（全交流動力電源喪失+補助給水失敗）時の作業と所要時間（1/2）

2. 格納容器防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、評価事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 格納容器破損モード内のシーケンスから、評価事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 評価事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRAの評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>(i) 評価事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① PRAにより選定された最も厳しい事故シーケンスは、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」であるが、余裕時間及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能の喪失を考慮し、また、代替格納容器スプレイポンプを用いた格納容器内注水及び中型ポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮することを確認した。</p> <p>② 本格納容破損モードの評価事故シーケンスは、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を選定する。これは、1次冷却系が高圧となり、原子炉圧力容器が破損する際に溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなること及びECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器温度の上昇が抑制されないことなど、より厳しいシーケンスであることから選定する。PRAの手法により抽出され、格納容器破損防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本格納容破損モードにおける事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」であるが、条件を厳しくするため、補助給水機能の喪失を追加する。さらに、本評価事故シーケンスにおいては、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニット(A及びB)を用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を評価する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮することを確認した。評価事故シーケンスの選定にあたっては、有効性評価ガイド3.2.3の着眼点を踏まえ、1次系圧力が高圧で溶融物からの発熱によるガスが高温になるとともに、原子炉容器が破損した際に溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし、運転員等操作の余裕時間及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとすることを確認した。なお、全交流動力電源が喪失した場合には従属的に原子炉補機冷却機能も喪失するが、原子炉補機冷却機能の喪失を重畳させた理由は①のとおり。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>(参考：PRA での評価事故シーケンス選定結果)</p> <p>さらに、評価事故シーケンスにおいては、余裕時間及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能の喪失を考慮する。また、代替格納容器スプレイポンプを用いた格納容器内注水及び中型ポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮している。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>評価対象PDS：TED</p> <p>①主給水流量喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗</p> <p>②外部電源喪失+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗</p> <p>③外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失</p> <p>④ATWS+格納容器スプレイ注入失敗</p> <p>⑤2次冷却系の破断+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗</p> <p>⑥2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗+格納容器スプレイ注入失敗</p> <p>⑦手動停止+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗</p> <p>⑧原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗</p> <p>⑨過渡事象+補助給水失敗+格納容器スプレイ注入失敗</p> </div> <p><補足説明></p> <ul style="list-style-type: none"> ・③は全交流動力電源喪失により加圧器逃がし弁が機能喪失し、加圧器安全弁設定圧まで1次系圧力が高圧となる。なお、③は補助給水失敗（タービン動補助給水失敗）となっ
<p>(有効性評価ガイド)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> </div> <p>2) 有効性評価ガイド 3.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。(→解析コード審査確認事項へ)</p> <p>(i) 評価事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p>	<p>(i) 本評価事故シーケンスにおける重要現象は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>炉心における重要現象：</p> <p>「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>原子炉容器、1次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次系における構造材との熱伝達 ・ 1次系における ECCS 蓄圧タンク注入 ・ 加圧器における冷却材放出 ・ 蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達 ・ 蒸気発生器における冷却材放出 ・ 蒸気発生器における2次側水位変化・ドライアウト ・ 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション ・ 炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融 ・ 炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達 ・ 炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP（核分裂生成物）挙動 <p>原子炉格納容器における重要現象：</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>「格納容器過圧破損」と同一である。 具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>(ii) 使用する解析コードが、評価事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である原子炉格納容器における区画内や区画間の流動、構造材との熱伝達、格納容器スプレイ冷却、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、加圧器における冷却材放出（臨界流、差圧流）などの現象を評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有するコードとしてMAAPを用いることを確認した。MAAPの適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド3.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(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）</p> <p>a. 現象の概要 原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属－水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積によって、原子炉格納容器内の雰囲気圧力・温度が緩慢に上昇し原子炉格納容器が破損する場合がある。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(b) 崩壊熱による水蒸気の発生及び金属－水反応による水素及び化学反応熱の発生を、炉内又は炉外を問わず適切に考慮する。</p> <p>(c) 溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生を考慮する。</p> <p>(d) 外部水源を用いて原子炉格納容器内に注水する場合には、注水による格納容器空間部体積の減少に伴う加圧現象を考慮する。</p> <p>(e) 水素燃焼が生じる場合には、燃焼に伴う熱負荷及び圧力負荷の影響を考慮する。</p> <p>(f) 原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内における長期的な水の放射線分解による水素及び酸素の発生を考慮する。</p> <p>(g) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を考慮する。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 格納容器スプレイ代替注水設備</p> <p>(b) 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニット</p> <p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p>	<p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」であり、外部電源喪失は起因事象として想定していることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(CV 過温破損の場合)</p> <p>・ RCP シール部からの漏えいや LOCA を想定する場合は、漏えい率の根拠が示されていることを確認</p>	<p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として外部電源が喪失するものとし、安全機能の喪失に対する仮定として、非常用所内交流動力電源、補助給水機能及び原子炉補機冷却機能喪失とする。また、RCP からの漏えい率は、定格圧力において、RCP1 台当たり 1.5m³/h の漏えいを RCP 全台に考慮し、その他の原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいについては考慮しない。これは、1 次冷却系が高圧となり、原子炉圧力容器が破損する際に溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなるため、原子炉格納容器温度の観点で厳しい設定となる。水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮することを確認した。なお、本評価事故シーケンスは、PRA の評価で選定した評価事故シーケンスと一致していないが、その理由は(1)1(i)①に示すとおり。</p> <p>② 「表 3.1.2.2 主要解析条件（格納容器過温破損）」において、初期条件、事故条件について、炉心崩壊熱、1 次系圧力/温度、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。また、原子炉格納容器の過温の観点から、本評価事故シーケンスにおいては、原子炉格納容器の自由体積は保守的に小さめの値を、ヒートシンクについても設計値に余裕を考慮した小さめの値を用いていることを確認した。</p> <p>RCP シール部からの漏えいを想定することを確認した。解析で設定する漏えい率は、RCP シール部が機能維持している場合の漏えい率として、全交流動力電源喪失時の 1 次冷却材温度及び圧力を考慮し、封水戻りライン等からの漏えい率を評価した結果（評価値は 1.2m³/h）を上回る値である定格圧力において RCP1 台当たり 1.5m³/h（口径約 0.2cm（約 0.07inch 相当）を RCP 全台に想定し、その他の原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいについては、原子炉容器破損時の 1 次系圧力の観点で厳しくなるように考慮しないことを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.1.2.2 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）及び高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱）」において、システム熱水力解析用データが示されている。</p>
<p>(iii) 3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等にしたいが、以下の条件を含めていることを確認する。</p> <p>(CV 過温破損の場合)</p> <p>① 崩壊熱による水蒸気の発生及び金属-水反応による水素及び化学反応熱の発生を、炉内又は炉外を問わず考慮していることを確認。</p> <p>② 溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生を考慮していることを確認。</p> <p>③ 外部水源を用いて原子炉格納容器内に注水する場合には、注水による格納容器空間部体積の減少に伴う加圧現象を考慮していることを確認。</p> <p>④ 水素燃焼が生じる場合には、燃焼に伴う熱負荷及び圧力負荷の影響を考慮していることを確認。</p> <p>⑤ 原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内における長期的な水の放射線分解による水素及び酸素の発生を考慮していることを確認。</p>	<p>(iii) 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド 3.2.3 にしたいが、以下の条件を明確にしていることを確認した。</p> <p>① 解析コード MAAP においては、崩壊熱による水蒸気の発生や金属-水反応による水素及び化学反応熱の発生を炉内、炉外でモデル化しているため、これらを考慮できることを確認した。</p> <p>② 解析コード MAAP においては、溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生をモデル化しているため、これを考慮できることを確認した。</p> <p>③ 解析コード MAAP においては、原子炉格納容器内の各区画において、液相、気相の質量や比体積の増減を模擬できるため、これを考慮していることを確認した。</p> <p>④ 原子炉格納容器圧力・温度の観点で厳しくなるように、PAR 及びイグナイタの効果については期待しないが、PAR による水素処理に伴う発熱反応が原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を「(4) 有効性評価の結果」にて考慮することを確認した。</p> <p>⑤ 水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。なお、MAAP では水の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、「(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価することを確認した。</p> <p>具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 格納容器破損防止対策の実施時間</p> <p>(a) 格納容器破損防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 格納容器破損防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されているこ</p>	<p>(i) 機器条件として、加圧器逃がし弁に関する条件は、格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」を参照。その他の条件は、「格納容器過圧破損」と同一であることを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>とを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その影響を、運転員等操作開始時間及び解析結果に対する観点から確認していること。</p> <p>(CV 過温破損の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイに用いるポンプの流量を確認。 ・ 蓄圧タンクの保有圧力、保持圧力を確認。 ・ 加圧器逃がし弁の使用個数、容量を確認。 <p>※ 格納容器破損モード「DCH」の初期対策である、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧に係る機器条件については、格納容器破損モード「DCH」で確認する。</p> <hr/> <p>(ii) 有効性評価ガイド3.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>① 「表 3.1.2.2 主要解析条件（格納容器過温破損）」より、本評価事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p><u>代替格納容器スプレイ流量</u>：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140m³/hを用いる。</p> <p><u>蓄圧タンク</u>：炉心損傷のタイミングを早める観点から、炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力（4.04MPa[gage]）、炉心への注水量を少なくする最小の水量（29.0m³/基）とする。</p> <p><u>PAR、イグナイタ</u>：原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、PAR及びイグナイタの効果については期待しない。</p> <p><u>格納容器再循環ユニット</u>：2基を使用するものとし、除熱特性は、粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性（1基あたりの除熱特性として100℃～約155℃、約1.9MW～約8.1MW）を用いる。</p> <hr/> <p>(ii) 本評価事故シーケンスにおいて、安全機能の喪失を仮定している高圧注入機能、低圧注入機能、格納容器スプレイ機能、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件(格納容器内自然対流冷却の開始時間等)を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性*による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p> <p>※ 格納容器破損モード「DCH」の初期対策である、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧に係る操作条件については、格納容器破損モード「DCH」で確認する。</p>	<p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p><u>電源確保作業</u>：「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」の操作の成立性において、本操作の現場操作に係る要員は運転員2名であり、現場での空冷式非常用発電装置起動確認に25分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>RCP シール関係隔離</u>：「技術的能力 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」の操作の成立性において、本操作に係る要員は運転員1名であり、現場でのRCP封水戻り隔離弁閉止操作に15分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>アニュラス排気ファン起動準備</u>：「技術的能力 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」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室対応は運転員1名、現場対応は運転員2名であり、現場でのアニュラス空気再循環系弁作動用窒素ポンベ接続及び空気供給操作に25分、アニュラス空気再循環系系統構成操作に10分、中央制御室にてアニュラス排気ファン起動操作に5分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>代替格納容器スプレイポンプ起動</u>：「技術的能力 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室対応は運転員1名、現場対応は運転員2名であり、現場での系統構成操作に25分、受電操作に12分、起動操作に4分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>充てんポンプ(B、自己冷却式)による代替炉心注水（有効性評価上、期待しない操作）</u>：「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」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室対応は運転員1名、現場対応は運転員2名及び緊急時対応要員4名であり、現場でのディスタンスピース取り付け作業に40分、系統構成、系統水張り操作に65分、中央制御室での起動操作に5分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。なお、注水は有効性評価上、考慮してい</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>ない。</p> <p><u>水素濃度監視（原子炉格納容器）（有効性評価上、期待しない操作）</u>：「技術的能力 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」において、現場対応は運転員 3 名、緊急時対応要員 5 名で、現場にて格納容器水素濃度計測装置の起動準備操作に 75 分、格納容器水素濃度計測装置の起動準備、起動操作に 90 分、中央制御室にて格納容器水素濃度計測装置の起動準備、指示確認に 10 分としており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。なお、水素濃度快速装置の起動は有効性評価上、考慮していない。</p> <p><u>水素濃度監視（アニュラス）（有効性評価上、期待しない操作）</u>：「技術的能力 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」において、本操作に係る要員は、中央制御室対応は運転員 1 名、現場対応は運転員 1 名及び緊急時対応要員 2 名であり、現場でのアニュラス水素濃度（AM）計測装置起動準備操作（運転員 1 名）に 20 分、アニュラス水素濃度（AM）計測装置起動準備操作（緊急時対応要員 2 名）に 75 分、中央制御室でのアニュラス水素濃度（AM）計測装置起動準備操作（アニュラス排気ファン運転確認）に 5 分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。なお、水素濃度計測装置の起動は有効性評価上、考慮していない。</p> <p><u>燃料補給</u>：「技術的能力 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」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、緊急時対応要員 3 名、参集要員 3 名であり、現場での中型ポンプ車燃料補給準備作業（EL32m、EL10m）操作に 60 分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>補助給水タンクへの補給</u>：「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」の操作の成立性において、海水を水源とする中型ポンプ車による補助給水タンクへの補給は、現場対応として運転員 2 名及び緊急時対応要員 6 名で機材運搬に 40 分、中型ポンプ車準備に 25 分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>格納容器内再循環ユニット（A 及び B）海水通水及び高圧注入ポンプ（B、海水冷却）冷却水通水操作</u>：「技術的能力 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」において、本操作に係る要員は、中央制御室の運転員 1 名、緊急時対応要員 10 名、運転員 5 名、中央制御室 1 名であり、現場での保管場所まで移動・機材運搬に 40 分、中型ポンプ車 2 台の準備に 50 分、ディスタンスピース取替に 45 分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>使用済燃料ピットへの注水操作</u>：「技術的能力 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」において、緊急時対応要員 6 名により作業を実施し、ホース敷設（EL32m→10m、建屋内）に 110 分、ホース敷設（屋外、屋外-建屋間）は 50 分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p><u>補助給水タンクから燃料取替用水タンクへの移送</u>：「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」において、本操作に係る要員は、運転員 1 名及び緊急時対応要員 2 名であり、現場でのディスタンスピース取替に 40 分、系統構成に 15 分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、<u>代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間は炉心溶融開始から 30 分後とする。</u> <u>また、原子炉格納容器内保有水量が 1,700m³ に到達した時点で原子炉格納容器圧力が最高使用圧力（0.283MPa〔gage〕）に到達していない場合は一旦停止し、原子炉格納容器の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の開始に伴い事象発生から 24 時間後に停止するものとする。中型ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の開始時間は事象発生から 24 時間後とする</u>ことを確認した。また、格納容器内自然対流冷却の操作時間余裕は「（3）操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 格納容器内自然対流冷却操作は、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して解析上の操作開始時間を設定していることを確認した。なお、本操作は解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間に差異があるため、不確かさを考慮することを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （原子炉格納容器の破損の防止）</p> <p>2-3 上記2-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。</p> <p>(a) 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又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(b) 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又は限界温度を下回ること。</p> <p>(g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から格納容器破損防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。</p> <p>② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。</p> <p>④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>(CV 過温破損の場合)</p> <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器圧力 原子炉格納容器温度 原子炉下部キャビティ水量 原子炉格納容器内の水素分圧 原子炉容器破損時の1次冷却系圧力（※DCH側で確認する） <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> トレンド図の変曲点については、説明を加えること 	<p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷及び格納容器破損の恐れに至るプロセス、初期の格納容器損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 該当なし。全交流動力電源喪失と補助給水機能喪失によって蒸気発生器除熱機能が喪失することにより、1次冷却系圧力が高く維持されていることは、格納容器破損モード「DCH」にて確認する。</p> <p>③ 代替格納容器スプレイ流量や格納容器再循環ユニットによる除熱量のトレンド図はないが、④に示すとおり、原子炉格納容器圧力・温度の上昇が緩和されていること、原子炉格納容器圧力・温度の上昇が抑制され低下傾向にあることから、これらの重大事故等対処設備が作動していることを確認した。</p> <p>④ 図3.1.2.8、図3.1.2.9、図3.1.2.10、図3.1.2.11より、代替格納容器スプレイにより、熔融炉心が下部ヘッドに落下した際や原子炉容器が破損した際の急激な水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力・温度の上昇が緩和されていること、原子炉容器破損時には原子炉下部キャビティに約2.3mの水位があること、これによりMCCIが抑制され原子炉格納容器内の水素分圧は低く抑えられていること、事象発生24時間以降は格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力、温度の上昇が抑制され低下傾向にあることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.1.1.10 雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動」において、燃料挙動と有効性評価結果（原子炉容器水位及び原子炉格納容器圧力）の関係が示されている。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.1.2.4 燃料露出等に伴う直接線の格納容器高レンジエリアモニタへの影響について」において、燃料有効部上端以下まで水位が低下した場合のモニタへの影響評価が示されている。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.1.2.6 安定停止状態について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」において、格納容器内自然対流冷却開始後の原子炉格納容器圧力・温度の推移が示されている。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.1.2.3 外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」における原子炉冷却材圧力バウンダリからの現実的な漏えいを想定した場合の事象進展について」において、現実的な運転操作時に想定される条件での1次系圧力、原子炉水位等の推移が示されている。</p>
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが評価項目を満足しているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、全交流動力電源の喪失及び補助給水機能の喪失に伴</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(CV 過温破損の場合)</p> <p>① 原子炉格納容器内圧力</p> <p>② 原子炉格納容器内温度</p> <p>③ 原子炉容器破損時の1次冷却系圧力（※DCH側で確認する）</p> <p>※ DCHに関する評価項目は、DCHで確認する</p>	<p>い1次冷却系が高温・高圧となるが、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧により原子炉圧力容器破損時の1次冷却系圧力は低く抑えられる。加圧器安全弁の作動に伴う加圧器逃がしタンクラブチャディスクの作動及び原子炉圧力容器破損により、1次冷却系の蒸気、熔融炉心等が原子炉格納容器内に移行することで原子炉格納容器圧力・温度は上昇するが、代替格納容器スプレイによる抑制が可能な範囲に収まっている。原子炉格納容器内の水素分圧は、全圧0.4MPa[abs]程度に対して0.02MPa[abs]程度である。また、PARによる水素処理における発熱量は崩壊熱の約2%であり、原子炉格納容器圧力・温度に対しての影響は軽微であることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 図3.1.2.8にあるとおり、原子炉格納容器圧力は約41時間後に最高値0.345MPa[gage]に到達するが、評価期間を通じて最高使用圧力の2倍(2Pd)を下回っていること、水素の分圧は全圧約0.4MPa[abs]に対して0.02MPa[abs]程度と低いことから、可燃性ガスの蓄積を考慮しても評価結果は基準を満足していることを確認した。</p> <p>② 図3.1.2.9にあるとおり、原子炉格納容器圧力は約41時間後に最高値138℃に到達するが、評価期間を通じて200℃を下回っていることから、評価結果は基準を満足していることを確認した。また、全炉心ジルコニウム量の75%が水と反応することにより発生する水素と、水の放射線分解等により発生する水素を含む水素発生量を、静的触媒式水素再結合装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約2%と小さいことから、可燃性ガスの燃焼が生じた場合においても、原子炉格納容器温度は200℃を下回っていることを確認した。</p>
<p>(iii) 初期の格納容器破損対策により、原子炉格納容器の破損を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目(a)、(b)及び(g)を満足していることを確認した。具体的には、図3.1.2.8、図3.1.2.9にあるとおり、代替格納容器スプレイにより、熔融炉心が下部ヘッドに落下した際や原子炉容器が破損した際の急激な水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力・温度の上昇が緩和され原子炉格納容器圧力・温度は2Pd、200℃を下回っていることから、初期の格納容器破損防止対策(代替格納容器スプレイ)により原子炉格納容器の破損を防止できていることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉及び原子炉格納容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 格納容器自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱が確立し、原子炉格納容器圧力・温度が低下傾向を示していることをトレンド図で確認。</p>	<p>(i) 安定停止状態になるまでの評価について、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱が確立するため、原子炉格納容器の最高圧力・最高温度はそれぞれ、約0.345MPa[gage]、約138℃に抑えられる。以降、原子炉格納容器圧力・温度は、約72時間時点でも低下傾向が維持されており、安定状態となっていることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 図3.1.2.8、図3.1.2.9にあるとおり、事象発生24時間以降は格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱が確立することから、原子炉格納容器圧力、温度は低下傾向にあることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.1.1.11 安定停止状態について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損))」には、事象発生後約48時間後に原子炉格納容器安定状態に至ることが示されている。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.1.2.6 安定停止状態について(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損))」において、格納容器内自然対流冷却開始後の原子炉格納容器圧力・温度の推移が示されている。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

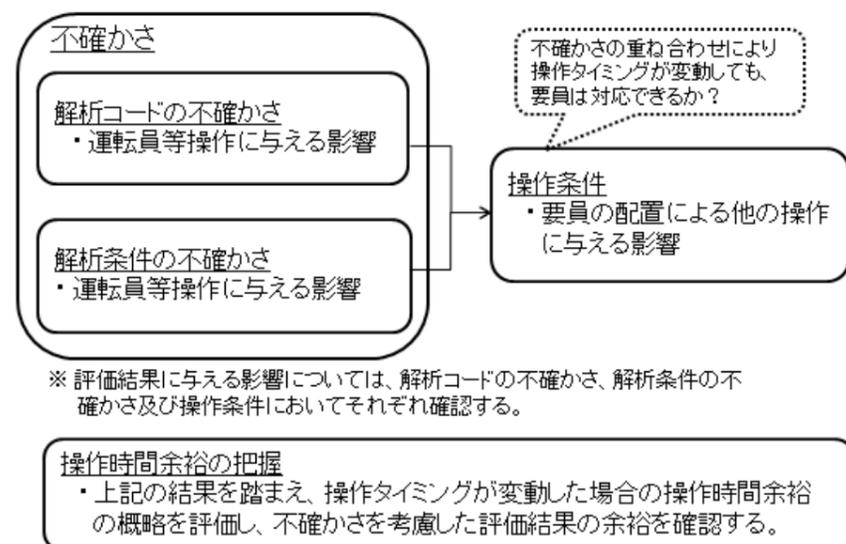
確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1) 解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3) 操作時間余裕を確認する。



審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。また、「1.1(4) 有効性評価における解析条件の設定」において、「解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、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」としていることを確認した。</p> <p>参考：「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>（参考：1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針）</p> <p>1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。 不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>（ii）解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>（ii）不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心溶融開始を起点に操作を行う加圧器逃がし弁による1次系強制減圧及び代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始、原子炉格納容器圧力を起点に操作を行う代替格納容器スプレイの再開並びに事象発生の24時間後に操作を行う中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却であることを確認した。これらの操作は、炉心溶融の時刻の不確かさによって、操作が必要となるタイミングが影響を受ける（遅くなる/早くなる）。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</u></p> <p>① 解析コードが有する重要現象*の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響は以下の通りであることを確認した。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故の再現性が確認されていること、炉心ヒートアップの感度解析により、下部プレナムへのリロケーション開始時間が14分程度早くなることを確認した。 原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、HDR 実験解析等の検証結果により、原子炉格納容器圧力を1割程度高く、原子炉格納容器温度を十数℃高く評価する可能性があることを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、熔融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されていること、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなることを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されていること、下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器破損及び熔融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、原子炉容器破損の判定に用いられる最大歪みの閾値を低下させた場合には原子炉容器破損時間は早くなることを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器外における熔融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクに与える感度は小さいことを確認した。 <p>以上より、解析コードが有する不確かさとその傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、炉心ヒートアップに関するモデルの不確かさを考慮した場合は、炉心熔融開始を起点としている加圧器逃がし弁による1次系強制減圧及び代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始タイミングに影響を与えること、原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさを考慮した場合は、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開タイミングに影響を与えることを確認した。なお、他の不確かさを考慮した場合は、いずれも運転員等操作に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパ</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、<u>MAAP を用いて原子炉格納容器圧力・温度を解析した場合、HDR 実験解析等の検証結果より、原子炉格納容器圧力については1割程度高め、原子炉格納容器温度については十数℃高めに評価する傾向があることから、実際の原子炉格納容器圧力・温度は低めとなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。このことから、MAAP は原子炉格納容器圧力・温度に対して保守的な（厳しい）結果を与える</u>ことを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに与える影響の具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故の再現性が確認されていること、炉心ヒートアップの感度解析により、下部プレナムへのリロケーション開始時間が14分程度早くなることを確認した。 原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、HDR 実験解析等の検証結果により、原子炉格納容器圧力を1割程度高く、原子炉格納容器温度を十数℃高く評価する可能性があることを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、熔融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されていること、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなることを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されていること、下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことを確認した。

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>ラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、原子炉容器破損の判定に用いられる最大歪みの閾値を低下させた場合には原子炉容器破損時間は早くなることを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクに与える感度は小さいことを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。 補足説明資料「添付資料 3.1.2.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。 ② 上記の不確かさのうち、原子炉格納容器における区画間・区間内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさを考慮した場合は、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。なお、他の不確かさを考慮した場合は、いずれも評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(CV 過温破損の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの影響を確認。</p> <p>③ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。</p> <p>④ 蒸気発生器2次側保有水量の影響を確認。</p> <p>⑤ 燃料取替用水タンク水量の影響を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響について、解析条件では、炉心崩壊熱に保守的に大きめの値を設定しているため、炉心溶融開始時間が早めに解析されている。原子炉格納容器自由体積は保守的に小さめの値を、ヒートシンクは保守的に少なめの値を、格納容器再循環ユニットの除熱特性は保守的に小さく設定しているため、原子炉格納容器圧力・温度の上昇は早めに解析されている。このため、実際は炉心溶融開始を起点とした代替格納容器スプレイの開始操作及び原子炉格納容器圧力を起点とした代替格納容器スプレイの再開操作が必要なタイミングが遅くなることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。なお、伊方3号炉では、蒸気発生器2次側保有水量、燃料取替用水タンク水量は設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しているため、実際の炉心溶融開始は解析結果よりも遅くなる。このため、炉心溶融開始を起点とする加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始が遅くなることを確認した。</p> <p>② 解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクは保守的に実際の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも小さく設定しているため、これらを最確条件（設計値、解析での設定よりも大きい）とした場合には、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるため、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開が遅くなることを確認した。</p> <p>③ 格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合の除熱特性の設計値を考慮した場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。このため、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開操作が遅くなる。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合には除熱性能が低くなるため、原子炉格納容器圧力の上昇が早くなる。このため、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開操作が早くなることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.1.1.14 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の水素影響について」において、最大限水素濃度（ドライ換算13%vol%）を仮定した感度解析の結果が示されている。</p> <p>④ 該当なし。</p> <p>⑤ 該当なし。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(CV 過温破損の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの影響を確認。</p> <p>③ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。</p> <p>④ 蒸気発生器2次側保有水量の影響を確認。</p> <p>⑤ 燃料取替用水タンク水量の影響を確認。</p>	<p>(i) 上記(i)で記載した解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響の確認結果に加え、評価結果に与える影響については、原子炉格納容器圧力・温度の上昇は緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。なお、伊方3号炉では、蒸気発生器2次側保有水量、燃料取替用水タンク水量は設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しているため、実際の炉心崩壊熱は小さく、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーが減少するため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② 解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクは保守的に実際の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも小さく設定しているため、これらを最確条件（設計値、解析での設定よりも大きい）とした場合には、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>③ 格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合の除熱特性の設計値を考慮した場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなることを確認した。また、MAAPの格納容器再循環ユニットモデルの除熱特性は、原子炉格納容器内に水素が存在しない場合に対する最確値であり、原子炉格納容器内に水素等の非凝縮性ガスが存在する場合は、格納容器再循環ユニットにおける凝縮伝熱量が低下することも考えられることから、水素濃度を考慮した場合の感度解析を実施した。その結果、原子炉格納容器圧力及び温度はわずかに高く推移するものの、200℃、2Pdに対して十分</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>な余裕があることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>④ 該当なし。</p> <p>⑤ 該当なし。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置については、<u>代替格納容器スプレイ開始・再開操作が必要なタイミングが遅くなるなど、そのタイミングは変動する可能性がある。代替格納容器スプレイ開始操作は他の事象進展に影響を及ぼす運転員等操作を実施する運転員等とは別の運転員等による操作であり、代替格納容器スプレイの再開操作は代替格納容器スプレイ開始操作と同一の運転員等による操作であるため、タイミングに変動があったとしても、要員の配置による他の操作への影響はなく、対策実施へ与える影響はない</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧は、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを行う運転員等とは別の運転員等が行う操作であること、その他同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイは、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う運転員等とは別の運転員等が行う操作であること、その他同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。代替格納容器スプレイの再開は、原子炉下部キャビティへの注水を目的とした代替格納容器スプレイを行う運転員と同一の運転員が行う操作であることから、要員の配置による他の操作に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 「図3.1.2.3 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（全交流動力電源喪失+補助給水機能喪失）時の作業と所要時間」にあるとおり、上記①の操作のうち、現場操作を行う要員は作業完了後、移動して他の操作に着手するが、操作完了から次操作着手までに時間的な重複が無いこと、中央制御室で操作を行う運転員についても、操作に関する時間的な重複は無いことから要員の配置は適切であることを確認した。</p> <p>③ 各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果</u>に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>1) 操作条件の変動が評価結果に与える影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>炉心溶融開始から10分後を起点とする加圧器逃がし弁による1次系強制減圧は、燃料棒内温度変化等の不確かさにより炉心溶融時間が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。また、炉心崩壊熱等の不確かさにより炉心溶融が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が前後しても、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギー量の増減は小さいことから評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。さらに、「(3) 操作余裕時間の把握」において、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧の操作時間余裕を炉心溶融開始から20分後に加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う場合の感度解析により確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>炉心溶融開始から30分後を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始は、燃料棒内温度変化等の不確かさにより炉心溶融開始が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、原子炉格納容器の減温、減圧が速くなることから評価項目に対する余裕は大きくなる。また、炉心崩壊熱等の不確かさにより炉心溶融開始時間が遅くなり、これに伴い開始時間が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、崩壊熱の減少と操作遅れ時間の程度により評価項目に対する余裕が小さくなることが考えられるが、本評価事故シナシナよりも事象進展の速い格納容器破損モード「格納容器過圧破損」の「(3) 操作時間余裕の把握」において、代替格納容器スプレイが遅れた場合の操作時間余裕を代替格納容器スプレイの開始を約10分遅くした場合の感度解析により確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>原子炉格納容器の最高使用圧力到達から30分後に再開する代替格納容器スプレイの再開は、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作時間の差異により操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、原子炉格納容器の減温、減圧が速くなり、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。また、炉心崩壊熱等の不確かさにより原子炉格納容器の最高使用圧力到達が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなるが、起点となる原子炉格納容器圧力は同じであることから、評価項目となるパラメータに与える影響はないことを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却は、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異により操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、原子炉格納容器圧力、温度の低減効果の大きい代替格納容器スプレイを早く停止することとなるため、原子炉格納容器の減温・減圧が遅くなるが、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」において、より炉心崩壊熱の大きい約4.5時間後から格納容器内自然対流冷却を行う場合の成立性を確認しており、原子炉格納容器圧力及び温度の観点では大きな影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。</p> <p>(CV 過温破損の場合)</p> <p>① 1次系強制減圧の開始時間余裕を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器内注水量の観点から、代替格納容器スプレイの停止操作余裕時間（格納容器自然対流冷却操作の開始時間余裕）を確認。</p>	<p>(i) 操作の時間余裕について以下のとおり確認した。</p> <p>① 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧の開始時間に対する時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧の開始を10分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、図3.1.2.14及び図3.1.2.15に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度はそれぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])及び200℃に対して十分余裕がある。このため、操作時間余裕として炉心溶融開始から20分程度は確保できることを確認した。</p> <p>② 代替格納容器スプレイから格納容器内自然対流冷却への切替が遅れた場合には、代替格納容器スプレイを継続することとなり、原子炉格納容器内水量が4000m³に到達するおそれがある。このため、代替格納容器スプレイを連続運転するものとして4000m³に到達するまでの時間を概算した。その結果、操作時間余裕として3時間程度は確保できることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.1.2.8 格納容器過温破損時における1次系強制減圧操作の時間余裕について」において、1次系強制減圧開始を10分遅らせた感度解析の結果が示されている。</p>

(4) 炉心部に残存するデブリ量の不確かさに対する影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 炉心部にデブリが残存した場合の対策について</p> <p>1) 露出した残存デブリの冷却性が確保できる残存デブリ量の評価内容を確認する。</p>	<p>1) 露出した残存デブリの冷却性が確保できる残存デブリ量の評価内容について、以下のとおり確認した。</p> <p>格納容器再循環ユニット等による除熱と露出した残存デブリによる蒸発が平衡するものとして、露出した残存デブリの冷却性が確保できる残存デブリ量を評価した結果、露出した残存デブリが全溶融炉心の 18%以下であれば、露出した残存デブリの崩壊熱は原子炉格納容器内で凝縮され発生する水分量を蒸発させるために要するエネルギーを下回る。また、実際には全溶融炉心の 18%以上が炉心発熱有効長の中心高さより上部に存在することは考えにくいことから、炉心発熱有効長の中心高さまで冠水させることにより、原子炉格納容器雰囲気は過熱状態となることなく、冷却が可能であることを確認した。本評価は原子炉下部キャビティと原子炉格納容器上部区画の温度差を 10℃とし、原子炉下部キャビティで発生した飽和蒸気が原子炉格納容器上部区画に到達する間に発生する水分量の蒸発潜熱と残存デブリの崩壊熱とのバランスにより残存デブリの冷却性を評価したものである。詳細は補足説明資料（添付資料 3. 1. 2. 10 炉心部に残存する損傷燃料の冷却について）に示されている。</p> <p>また、原子炉内の残存デブリの冷却手順については、「技術的能力 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」で整備されており、残存デブリの影響を防止するための原子炉格納容器への注水量は、残存溶融デブリを冷却し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に影響しない上限の高さ（約 6000m³）までとする。6000m³注水後も、残存デブリの冷却が必要な場合は、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を阻害しない高さまで原子炉格納容器内へ注水することを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3. 1. 2. 11 炉心損傷後の事故影響緩和操作の考え方について」において、炉心損傷後の事象進展の判断材料、炉心損傷後及び原子炉格納容器破損後の炉心注水の方針が示されている。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p>	
<p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本格納容器破損モードにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は28名である。これに対して、運転員及び緊急時対応要員は32名であり対応可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る緊急時対応要員等を確保できていることに加え、事象発生4時間以降に参集してくる参集要員も対応可能であることから、3号炉の重大事故等への対応と1・2号炉のSFPへの対応が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）本格納容器破損モードにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、重大事故等対策設備全体に必要な電力供給量に対して、空冷式非常用発電装置からの電力供給量が十分大きいため、対応が可能であることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 空冷式非常用発電装置の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約271kWの負荷が必要となるが、空冷式非常用発電装置の給電容量2920kWにて電源供給が可能であることを確認した。</p>
<p>（iii）安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本格納容器破損モードにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>（iii）水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスが発生してから燃料取替用水タンク水量1,780m³が枯渇する約15時間後までに補助給水タンクとの連絡操作を行うとともに、中型ポンプ車により、海水を補助給水タンク経由で燃料取替用水タンクに補給することで代替格納容器スプレイを継続することが可能であることを確認した。以降は、格納容器自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱を確立させるため、水源の補給は必要とせず安定状態まで移行できることを確認した。</p>
<p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>（iv）発災から7日間の資源、水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 空冷式非常用発電装置を7日間運転継続した場合に必要な重油量は約134kLである。これに対して、発電所内の重油タンクに備蓄された使用可能な重油量約258kLで対応が可能である。緊急時対策所用発電機の7日間の運転継続に必要な軽油量及び中型ポンプ車による格納容器内自然対流冷却等に必要な軽油量の合計は約27kLである。これに対して、発電所内の軽油タンクに備蓄している軽油量約55kLにて対応が可能であることから、発災から7日間は外部支援が無くとも供給可能であることを確認した。水源の充足性は、上記(iii)①のとおり。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、本格納容器破損モードの特徴、特徴を踏まえた格納容器破損防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から格納容器破損防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」に対して申請者が格納容器破損防止対策として計画している加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」において、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目(a)、(b)及び(g)を満足している。さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目(a)、(b)及び(g)を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（補助給水系、非常用所内交流動力電源等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。</p> <p>また、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧、代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水により原子炉格納容器破損を防止した後、「格納容器過圧破損」と同一の対策を講じることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>「IV-1. 1 事故の想定」で示したように、評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、上記の確認及び判断により、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策	3.2-2
(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態	3.2-2
(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方	3.2-3
(3) 格納容器破損防止対策	3.2-4
2. 格納容器防止対策の有効性評価	3.2-10
(1) 有効性評価の方法	3.2-10
(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件	3.2-12
(3) 有効性評価の結果	3.2-15
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	3.2-17
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	3.2-19
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	3.2-21
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	3.2-21
b. 操作条件	3.2-23
(3) 操作時間余裕の把握	3.2-24
4. 必要な要員及び資源の評価	3.2-25
5. 結論	3.2-26

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（格納容器破損防止対策の有効性評価：高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）																		
<p>1. 格納容器破損モード内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態は、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各プラント損傷状態と一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器直接加熱（HPME/DCH）」におけるプラント損傷状態(PDS)は、以下の8つであり、PRA側の評価と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ SED ・ TEI ・ TED ・ TEW ・ SEI ・ SLI ・ SLW ・ SEW <p>（PRAまとめ資料（第2.6表 評価対象とするPDSの選定））</p> <table border="1" data-bbox="1228 951 2110 1157"> <tr> <td rowspan="8" style="text-align: center; vertical-align: middle;">高圧溶融物放出/格納容器雰囲気 直接加熱 (高圧時の格納容器直接接触)</td> <td rowspan="8" style="text-align: center; vertical-align: middle;">2.0E-06</td> <td style="text-align: center;">S E D</td> <td style="text-align: center;">97.6%</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">T E I</td> <td style="text-align: center;">1.4%</td> </tr> <tr style="background-color: #cccccc;"> <td style="text-align: center;">T E D</td> <td style="text-align: center;">1.0%</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">T E W</td> <td style="text-align: center;">0.0%</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">S E I</td> <td style="text-align: center;">0.0%</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">S L I</td> <td style="text-align: center;">0.0%</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">S L W</td> <td style="text-align: center;">0.0%</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">S E W</td> <td style="text-align: center;">0.0%</td> </tr> </table>	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気 直接加熱 (高圧時の格納容器直接接触)	2.0E-06	S E D	97.6%	T E I	1.4%	T E D	1.0%	T E W	0.0%	S E I	0.0%	S L I	0.0%	S L W	0.0%	S E W	0.0%
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気 直接加熱 (高圧時の格納容器直接接触)	2.0E-06			S E D	97.6%														
				T E I	1.4%														
				T E D	1.0%														
				T E W	0.0%														
				S E I	0.0%														
				S L I	0.0%														
				S L W	0.0%														
		S E W	0.0%																

※ 本資料の確認結果に記載の図表番号については、補足説明資料の図表番号であり、原子炉設置変更許可申請書の図表番号とは異なる。

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 格納容器破損モードの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、以下のとおり対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、格納容器破損モード全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p>	<p>格納容器破損モード「HPME/DCH」は、格納容器破損モード「格納容器過温破損」の一連の重大事故等の有効性評価の中で確認したことから、格納容器破損モード「格納容器過温破損」と共通する事項を省略し、本格納容器破損モード特有の事項を中心に記載した。このため、格納容器破損モード「格納容器過温破損」で確認した項目については、確認結果の欄に、「格納容器過温破損において確認した。」と記載した。</p> <p>(i) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴は、<u>原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷し、溶融炉心等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気</u><u>が直接加熱されることで、急速に原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器の破損に至る</u>ことを確認した。具体的には、「原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の小規模の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能や ECCS 再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には1次系圧力が高い状態で原子炉容器が破損し、溶融炉心、水蒸気、水素等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気が直接加熱されることにより、急速に原子炉格納容器圧力が上昇し、原子炉格納容器の破損に至る」であり、本格納容器破損モード内の PDS の特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、格納容器破損モードの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>高圧溶融物放出に伴う格納容器雰囲気直接加熱を防止するためには、原子炉圧力容器破損までに1次冷却系の減圧を行う必要がある</u>ことを確認した。本格納容器破損モードの特徴を踏まえ、初期に必要な機能として、（原子炉容器の破損までに）1次冷却系を減圧する機能を挙げていることを確認した。長期的な対策も含め、その他の必要な機能については、「格納容過温破損」と同一である。</p>

(3) 格納容器破損防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 格納容器破損モード全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」において確認した。</p>
<p>(ii) 初期の格納容器破損防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>原子炉圧力容器破損までに加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を実施する。このため、加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備として位置付ける。また、全交流動力電源喪失時に加圧器逃がし弁の機能回復を行う。このため、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）を重大事故等対処設備として新たに整備する</u>ことを確認した。初期の格納容器破損防止対策として、「技術的能力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」において、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧に関連する対策として整備されている加圧器逃がし弁の機能回復を挙げていること、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表3.1.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）における重大事故等対策について」において、加圧器逃がし弁、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）及び加圧器逃がし弁用可搬型蓄電池を新たに整備していることを確認した。その他の本対策に係る手順、必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備は「格納容器過温破損」と同一である。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 格納容器の破損を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれることを確認。</p> <p>② 原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について「<u>格納容器過温破損</u>」と同一であることを確認した。</p> <p>① 「格納容器過温破損」と同一である。</p> <p>② 「格納容器過温破損」と同一である。</p>
<p>(iv) 初期の格納容器破損防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(HPME/DCHの場合)</p> <p>① 代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水に係る計装設備を確認。</p> <p>② PAR、イグナイタに係る計装設備を確認。</p> <p>③ 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧に係る計装設備を確認。</p> <p>④ 格納容器内自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」において確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p> <p>(HPME/DCHの場合)</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>① 代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の冷却から格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱への移行条件を確認。</p>	
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」において確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本格格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準が「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」と整合していることを確認する。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」において確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」において確認した。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に関係する主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」において確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>準、判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていること及びその根拠や妥当性を確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」において確認した。</p>
<p>5) 本格納容器破損モード内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」において確認した。</p>

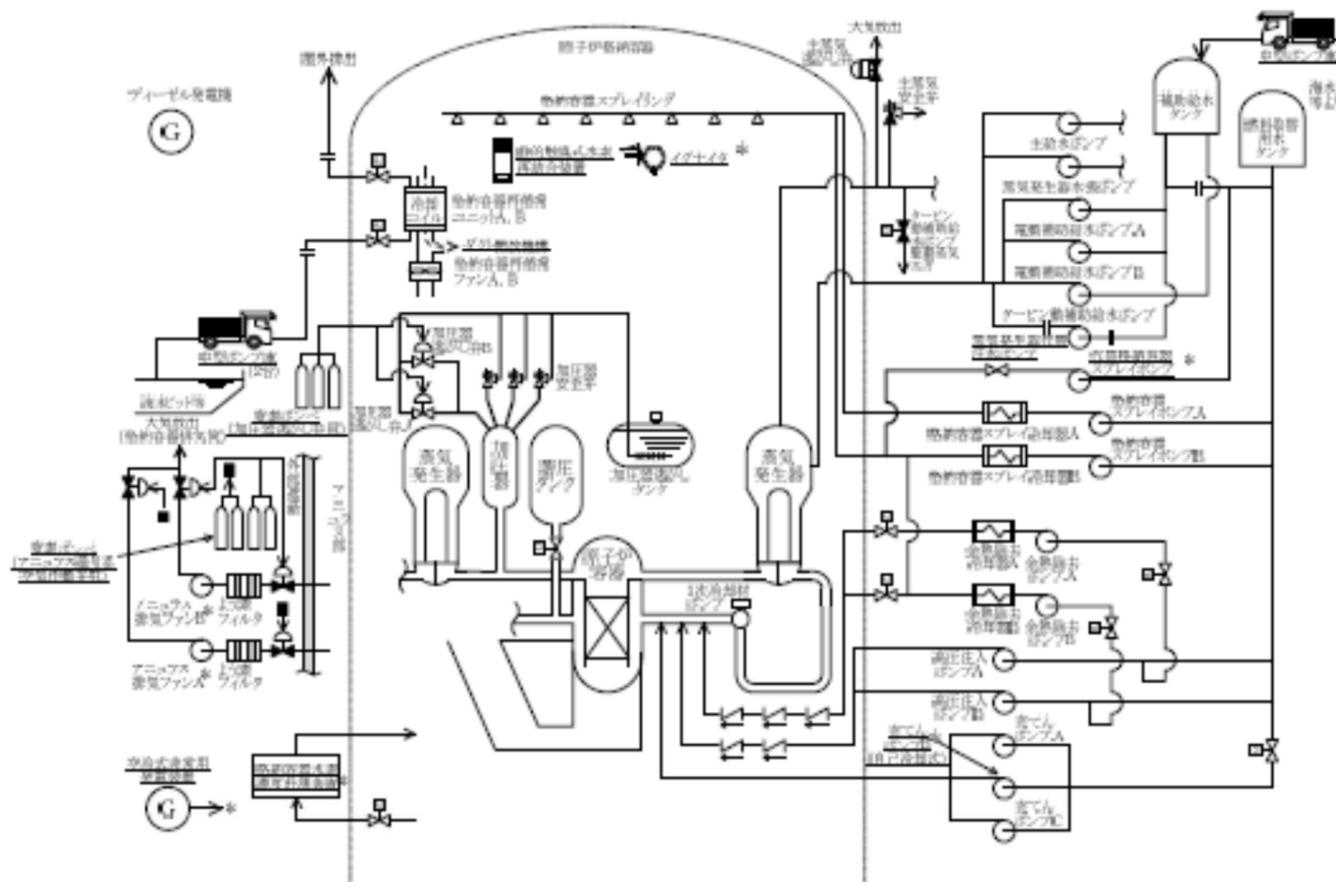


図 3.1.2.1 蒸気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破壊）モードでの重大事故等対策の概略系統図

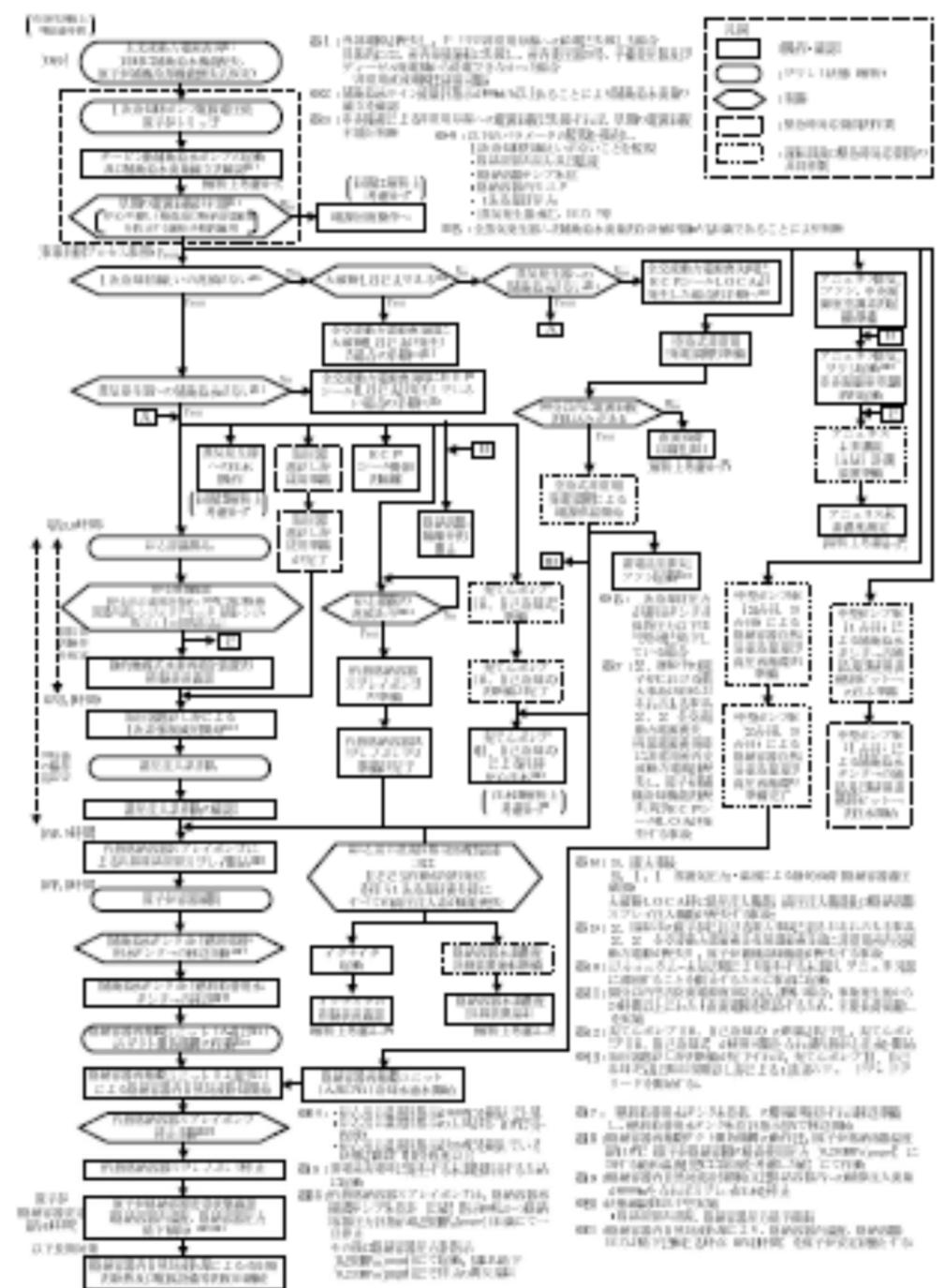


図 3.1.2.5 蒸気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破壊）（全交流動力電源喪失+補助給水失敗）における事象進展の概要

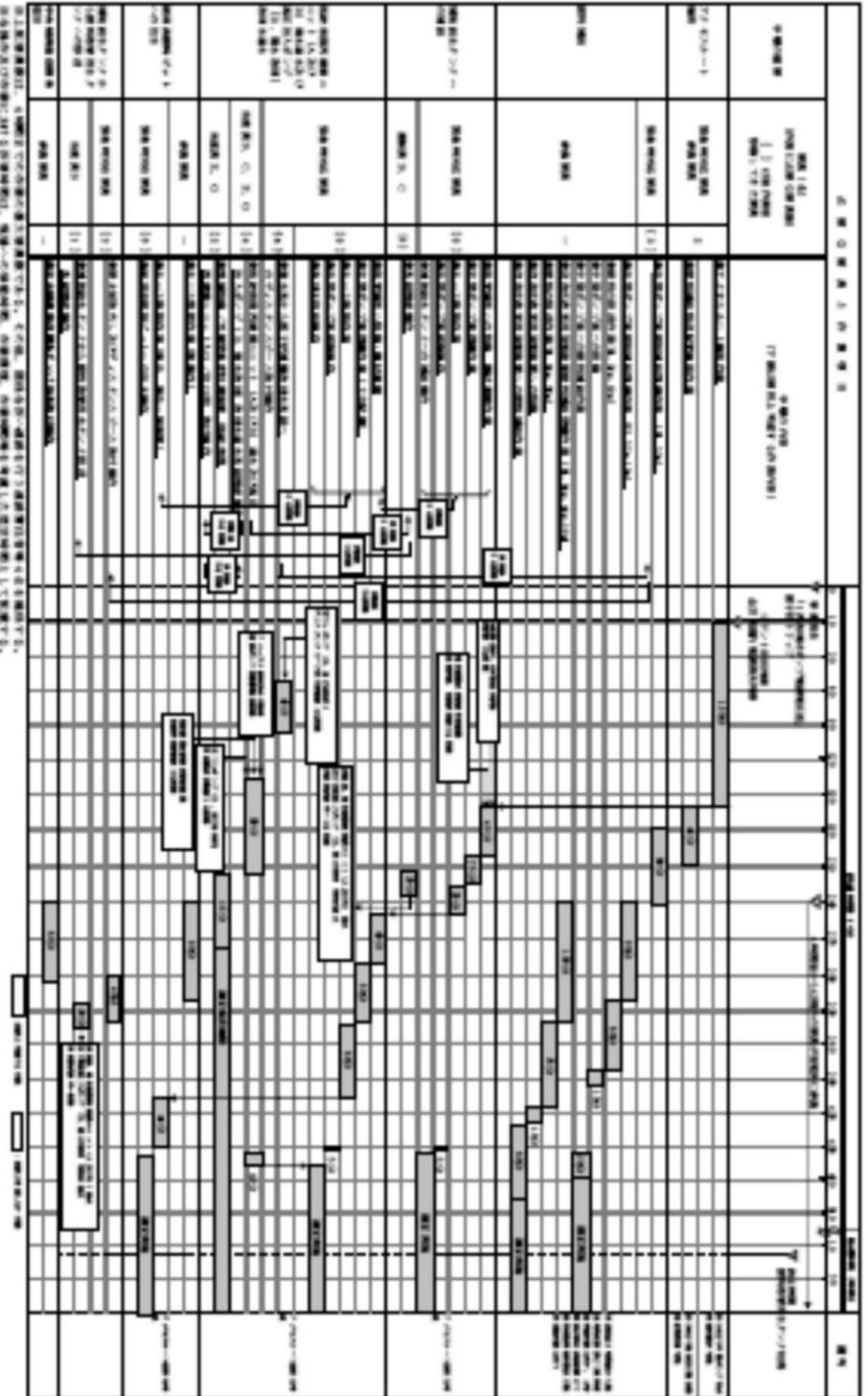


図3.18.2 電力系統圧力・制度による静的負荷（格納容器過温監視）
（全交流動力電源喪失+補助給水喪失）時の作業と所要時間（2/2）

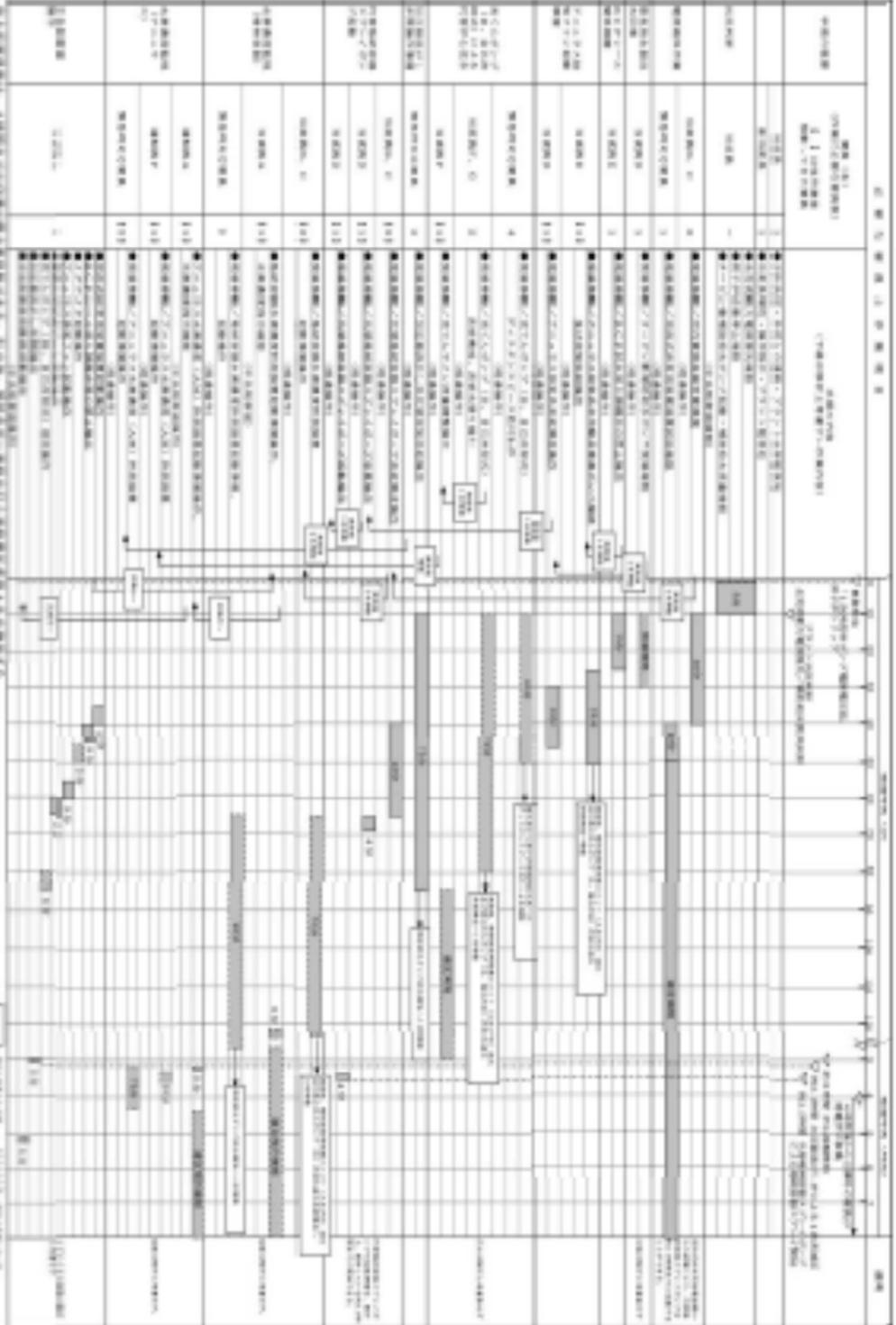


図3.18.3 電力系統圧力・制度による静的負荷（格納容器過温監視）
（全交流動力電源喪失+補助給水喪失）時の作業と所要時間（1/2）

2. 格納容器防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、評価事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 格納容器破損モード内のシーケンスから、評価事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 評価事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRAの評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>(i) 評価事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① PRAにより選定された最も厳しい事故シーケンスは、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」であるが、事象を厳しくするため、補助給水機能喪失を考慮する。また、本評価事故シーケンスを評価するにあたっては、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び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の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失により従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重畳も考慮することを確認した。</p> <p>② 本格納容破損モードの評価事故シーケンスは、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を選定する。これは、1次冷却系が高圧で原子炉圧力容器が破損した際に溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなることなど、より厳しいシーケンスであることから選定している。PRAの手法により抽出され、格納容器破損防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本格納容破損モードにおける事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」であるが、条件を厳しくするため、補助給水機能の喪失を追加する。さらに、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を評価する観点から、全交流動力電源の喪失により従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮することを確認した。評価事故シーケンスの選定にあたっては、有効性評価ガイド3.2.3の着眼点を踏まえ、1次系圧力が高圧で溶融物からの発熱によるガスが高温になるとともに、原子炉容器が破損した際に溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし、運転員等操作の余裕時間及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとすることを確認した。なお、本評価事故シーケンスにおいては、原子炉補機冷却機能喪失の重畳も考慮しているが、その理由については①のとおり。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド3.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。(→解析コード審査確認事項へ)</p> <p>(i) 評価事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p>	<p>(i) 本評価事故シーケンスにおける重要現象は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>炉心における重要現象： 「格納容器過温破損」と同一である。</p> <p>原子炉容器、1次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次系における構造材との熱伝達 ・ 1次系における ECCS 蓄圧タンク注入 ・ 加圧器における冷却材放出 ・ 蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達 ・ 蒸気発生器における冷却材放出 ・ 蒸気発生器における2次側水位変化・ドライアウト ・ 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション ・ 炉心損傷後の原子炉容器内における溶融燃料-冷却材相互作用 ・ 炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達 ・ 炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融 ・ 炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP（核分裂生成物）挙動 <p>原子炉格納容器における重要現象：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器内FP（核分裂生成物）挙動 <p>具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(ii) 使用する解析コードが、評価事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である加圧器逃がし弁からの冷却材放出（臨界流・差圧流）、原子炉压力容器における溶融炉心のリロケーション、原子炉压力容器内溶融炉心-冷却材相互作用、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉压力容器破損や溶融等を取り扱うことができる MAAP を用いていることを確認した。MAAP の適用性についての具体的な確認内容は、解析コードの審査確認事項へ。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド3.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接過熱</p> <p>a. 現象の概要 原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷すると、溶融炉心並びに水蒸気及び水素が急速に放出され、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器が破損する場合がある。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.3.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力が高く維持され、減圧の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(b) 原子炉冷却系の高温ガスによる配管等のクリーブ破損や漏洩等による影響を考慮する。</p> <p>(c) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を考慮する。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧設備</p> <p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p> <hr/> <p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p>	<p>確認結果（伊方）</p> <p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」であり、起因事象として外部電源喪失を想定していることを確認した。</p> <hr/> <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定等、事故条件については「格納容器過温破損」と同一であることを確認した。</p> <p>① 「格納容器過温破損」と同一である。</p> <p>② 「格納容器過温破損」と同一である。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(iii) 3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等にしたいがい、以下の条件を含めていることを確認する。</p> <p>(HPME/DCHの場合)</p> <p>① 原子炉冷却系の高温ガスによる配管等のクリーブ破損や漏洩等による影響を考慮していることを確認。</p>	<p>(iii) 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド3.2.3にしたいがい、以下の条件を明確にしていることを確認した。</p> <p>① RCP シール部が機能維持している場合の漏えい率は、全交流動力電源喪失時の1次冷却材温度及び圧力を考慮し、封水戻りライン等からの漏えい率を評価した結果（評価値は1.2m³/h）を上回る値として、RCP1台当たり、定格圧力において1.5m³/hとし、その漏えい率相当となる口径約0.2cm（約0.07inch）を設定し、RCP3台からの漏えいを考慮するものとする。なお、その他の原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいについては、原子炉容器破損時の1次系圧力の観点で厳しくなるように、考慮しないことを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 格納容器破損防止対策の実施時間</p> <p>(a) 格納容器破損防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 格納容器破損防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その影響を、運転員等操作開始時間及び解析結果に対する観点から確認していること。</p> <p>(HPME/DCHの場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイに用いるポンプの流量を確認。 ・ 蓄圧タンクの保有水量、保持圧力を確認。 ・ 加圧器逃がし弁の使用個数、容量を確認。 <p>(ii) 有効性評価ガイド 3.2.2(3)c.にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(i) 機器条件として、加圧器逃がし弁は、2個（95t/h/個）の作動を考慮する。その他は、「格納容器過温破損」と同一であることを確認した。本評価事故シーケンスの機器条件は「格納容器過温破損」と同一であるが、本評価事故シーケンスに特に関連する条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 「表 3.2.1 主要解析条件（高圧溶融物放出/格納容器直接加熱）」より、本評価事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p>加圧器逃がし弁：加圧器逃がし弁の使用個数は2個、容量は設計値である95t/h/個とする。</p> <p>リロケーション：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、炉心の温度履歴に応じて発生するものとする。</p> <p>原子炉容器破損：原子炉容器の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し、最大歪みを超えた場合に原子炉容器が破損するものとする。</p> <p>(ii) 本評価事故シーケンスにおいて、安全機能の喪失を仮定している全交流動力電源、原子炉補機冷却機能、補助給水機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性*による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。</p> <p>加圧器逃がし弁開操作準備：「技術的能力 1.14 電源の確保に関する手順等」の操作の成立性において、本操作の現場操作に係る要員は運転員2名、中央制御室の要員1名であり、現場での代替空気供給操作に75分、中央制御室での加圧器逃がし弁の開操作に5分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。</p> <p>② 重大事故等対処設備の操作条件として、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧は、炉心溶融開始から10分後とする。その他は、「格納容器過温破損」と同一であることを確認した。また、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作の時間余裕は「(3) 操作時間余裕の把握」で確認する。</p> <p>③ 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧操作は、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して解析上の操作開始時間を設定していることを確認した。なお、本操作は解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間に差異があるため、不確かさを考慮することを確認した。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （原子炉格納容器の破損の防止） 2-3 上記2-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。 （a）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又は限界圧力を下回ること。 （b）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又は限界温度を下回ること。 （g）可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、（a）の要件を満足すること。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について 1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。 （i）事象進展の説明は事象の発生から格納容器破損防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であることを確認する。 ① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。 （HPME/DCHの場合） 対策の効果： ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 原子炉格納容器温度 ・ 原子炉下部キャビティ水量 ・ 原子炉格納容器内の水素分圧 ・ 原子炉容器破損時の1次冷却系圧力</p> <p>記載要領（例） ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</p>	<p>（i）事象進展やプラントの過渡応答は適切であるかについて、以下のとおり確認した。なお、本評価事故シーケンスの事象進展やプラント過渡応答は「格納容器過温破損」と同一である。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷及び格納容器破損の恐れに至るプロセス、初期の格納容器損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 「格納容器過温破損」と同一である。</p> <p>③ 「格納容器過温破損」と同一である。</p> <p>④ 図3.2.1より、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧により、原子炉容器が破損する際の1次冷却系圧力は2.0MPa [gage] 以下となっていることから、原子炉格納容器内への高圧溶融物放出及びこれによる格納容器直接加熱を防止できていることを確認した。 補足説明資料「添付資料3.2.1 原子炉容器破損時における原子炉格納容器内への溶融炉心の飛散について」において、原子炉格納容器本体壁に溶融炉心が到達しない理由が示されている。</p>
<p>（ii）評価項目となるパラメータが評価項目を満足しているか確認する。 （HPME/DCHの場合）</p>	<p>（ii）上記（i）の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、1次冷却系圧力は、炉心溶融開始後の加圧器逃がし弁による1次系強制減圧により低下し、2~3MPa [gage] 近傍で停滞した後、溶融炉心が原子炉圧力容器下部プレナムに落下することによる蒸気発生により上昇する。原子炉圧力容器下部プレナム水が喪失すると、1次冷却系圧力は低下に転じ、原子炉圧力容器破損の時点の1次冷却系圧力は2.0MPa [gage]</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>① 原子炉容器破損時の1次冷却系圧力 ※CV 過温破損に関する評価項目は、CV 過温破損で確認する。</p> <p>(iii) 初期の格納容器破損対策により、原子炉格納容器の破損を防止できていることを確認する。</p>	<p>以下に抑えられる。その他の事象進展解析結果は、「格納容器過温破損」と同一であることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 上記(i)④にあるとおり、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧により、原子炉容器が破損する際の1次冷却系圧力は2.0MPa [gage] 以下となっていることから、原子炉格納容器内への高圧溶融物放出及びこれによる格納容器直接加熱を防止できていることを確認した。</p> <p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (d) を満足していることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉及び原子炉格納容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 格納容器自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱が確立し、原子炉格納容器圧力・温度が低下傾向を示していることをトレンド図で確認。</p>	<p>(i) 安定状態になるまでの評価について、その他の事象進展解析結果は、「格納容器過温破損」と同一であることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 図3.1.2.9、図3.1.2.10にあるとおり、事象発生24時間以降は格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱が確立することから、原子炉格納容器圧力、温度は低下傾向にあることを確認した。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

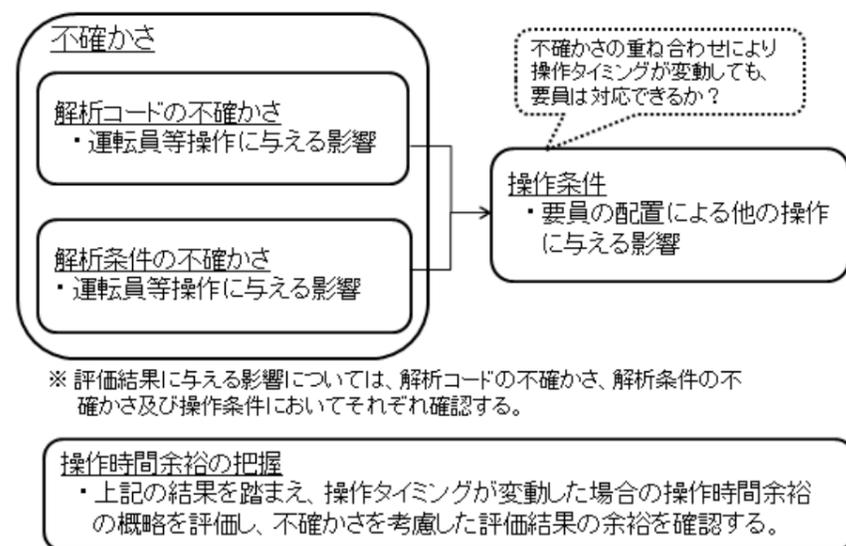
確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1) 解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3) 操作時間余裕を確認する。



※ 評価結果に与える影響については、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさ及び操作条件においてそれぞれ確認する。

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。また、「1.1(4) 有効性評価における解析条件の設定」において、「解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、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」としていることを確認した。</p> <p>参考：「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>（参考：1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針）</p> <p>1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。 不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>（ii）解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>（ii）不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心溶融開始を起点に操作を行う加圧器逃がし弁による1次系強制減圧及び代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始、原子炉格納容器圧力を起点に操作を行う代替格納容器スプレイの再開並びに事象発生後24時間後に操作を行う中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却であることを確認した。これらの操作は、炉心溶融の時刻の不確かさや原子炉格納容器圧力の不確かさによって、操作が必要となるタイミングが影響を受ける（遅くなる/早くなる）。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象*の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故の再現性が確認されていること、また、炉心ヒートアップの感度解析により、下部プレナムへのリロケーション開始時間が14分程度早くなる等炉心溶融開始が早くなることを確認した。 加圧器における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの1次系モデルは、TMI事故解析により加圧器逃がし弁からの放出流量を適正に評価するため、不確かさは小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器内における溶融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、デブリジェット径等の感度解析により、原子炉容器内の溶融燃料-冷却材相互作用による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した。 炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されていること、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、原子炉容器破損と判定される最大歪みの閾値を低下させた場合には原子炉容器破損時間は早くなることを確認した。 <p>以上より、解析コードが有する不確かさとその傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、炉心ヒートアップに関するモデルの不確かさを考慮した場合は、炉心溶融開始時間が早くなるため、炉心溶融開始を起点としている加圧器逃がし弁による1次系強制減圧及び代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始タイミングに影響を与えることを確認した。なお、他の不確かさを考慮した場合は、いずれも運転員等操作に与える影響は小さい又はないことを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、解析コードには、炉心ヒートアップ、加圧器逃がし弁からの冷却材放出、原子炉圧力容器における溶融炉心のリロケーション、原子炉圧力容器内溶融炉心-冷却材相互作用、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損・溶融に係る不確かさがある。これらについて、感度解析を実施しており、いずれのケースにおいても、原子炉圧力容器破損に至るまでの間に1次冷却系圧力は2.0MPa [gage]を下回る結果になることを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに与える影響の具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故の再現性が確認されていること、また、炉心ヒートアップの感度解析により、下部プレナムへのリロケーション開始時間が14分程度早くなる等炉心溶融開始が早くなることを確認した。 加圧器における冷却材放出の不確かさとして、解析コードの1次系モデルは、TMI事故解析により加圧器逃がし弁からの放出流量を適正に評価するため、不確かさは小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器内における溶融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、デブリジェット径等の感度解析により、原子炉容器内の溶融燃料-冷却材相互作用による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した。 炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されていること、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、原子炉容器破損と判定される最大歪みの閾値を低下させた場合には原子炉容器破損時間は早くなることを確認した。 <p>以上より、解析コードが有する不確かさとその傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>補足説明資料「添付資料 3.2.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱）」において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、炉心ヒートアップに関するモデル、デブリジェット径等、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析を実施したが、いずれも評価結果に与える影響は小さいことを確認した。また、本評価事故シーケンスにおいては、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧後の1次冷却系圧力が2.0MPa [gage] 近傍で下げ止まるが、この理由として、蓄圧注入後、蓄圧タンク圧力と1次系圧力が均衡した後は、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧タンクからの注水に伴う蒸気発生量がバランスした状態が形成されるためであることを確認した。さらに、溶融炉心の原子炉容器下部プレナムへのリロケーションに伴う圧カスパイク発生（原子炉容器内 FCI）後の1次冷却系の減圧挙動について、原子炉容器内 FCI による加圧現象が短時間に大きく現れる組合せ（図 3.2.4）と、加圧現象が小さく、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量が小さくなるような組合せ（図 3.2.5）についても考慮し感度解析を実施したが、いずれのケースにおいても、原子炉容器下部プレナムのドライアウト後に原子炉容器破損に至るという挙動は変わらず、原子炉容器破損時点の1次系圧力は2.0MPa [gage] を下回ることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.2.4 1次系圧力が2.0MPa [gage] 近傍にて停滞する現象について」において、加圧器逃がし弁からの蒸気放出流量と蓄圧注入水の蒸発量のバランスによる現象の説明が示されている。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(HPME/DCHの場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 蓄圧タンクの保持圧力の影響を確認。</p> <p>③ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。</p> <p>④ 原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの影響を確認。</p> <p>⑤ 標準値として設定している蒸気発生器 2 次側保有水量の影響を確認。</p> <p>⑥ 燃料取替用水タンク水量の影響を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響について、初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、蓄圧タンク保持圧力及び格納容器再循環ユニットの除熱特性について影響評価を行うことを確認した。なお、伊方3号炉は原子炉格納容器自由体積及びヒートシンク、蒸気発生器 2 次側保有水量、燃料取替用水タンク水量に設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しているため、実際の炉心溶融開始は解析結果よりも遅くなる。また、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが実際には小さくなるため原子炉格納容器圧力上昇が遅くなる。このため、炉心溶融開始を起点とする加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧及び代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始が遅くなる。また、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開が遅くなることを確認した。</p> <p>② 蓄圧タンク保持圧力の変動を考慮し、最確条件の蓄圧タンク保持圧力を用いた場合、解析条件として設定している保持圧力より高いため、加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧開始後の早いタイミングで蓄圧注入が開始される。しかしながら、炉心溶融は蓄圧注入の前に生じている（炉心溶融開始後 10 分で加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧→1 次系圧力低下→蓄圧タンク作動）こと、また、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーは同様であることから、運転員等操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.2.3 蓄圧タンク保持圧力の不確かさの影響評価について」において、蓄圧タンクの初期圧力についての感度解析の結果が示されている。</p> <p>③ 格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合の除熱特性の設計値を考慮した場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。このため、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開が遅くなる。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合には除熱性能が低くなるため、原子炉格納容器圧力上昇が速くなる。このため、原子炉格納容器圧力を起点としている代替格納容器スプレイの再開が早くなることを確認した。</p> <p>④ 該当なし。</p> <p>⑤ 該当なし。</p> <p>⑥ 該当なし。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(HPME/DCHの場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 蓄圧タンクの保持圧力の影響を確認。</p> <p>③ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。</p> <p>④ 原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの影響を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響については、解析条件では、加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧は、解析上は保守側（対策の実施が遅くなる側）に 10 分の操作遅れを考慮しているが、実際には中央制御室での操作である。このため、開始が早まる方向の不確かさが存在するが、感度解析の結果より、評価項目に対して影響は小さい。また、影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、蒸気発生器 2 次側保有水量等を対象に不確かさの影響を確認したが、いずれも評価項目に対して影響は小さいことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。なお、伊方3号炉は原子炉格納容器自由体積及びヒートシンク、蒸気発生器 2 次側保有水量、燃料取替用水タンク水量に設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しており、実際には解析設定値よりも小さいことから、溶融炉心の持つエネルギーが減少することにより、炉心溶融時間が遅くなり、原子炉容器破損時点の 1 次系圧力は低くなる。このため、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。</p> <p>② 蓄圧タンク保持圧力の変動を考慮し、最確条件の蓄圧タンク保持圧力を用いた場合、解析条件として設定している保持圧力より高いため、1 次系強制減圧開始後の早いタイミングで蓄圧注入が開始され、その後の 1 次系圧力の挙動に影響を与える。このため、蓄圧タンク保持圧力を最確条件（4.4MPa[gage]）とした場合の感度解析を実施した。その結果、1 次系強制減圧中の蓄圧注入のタイミングが早く、加圧器逃がし弁による 1 次系強</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>⑤ 標準値として設定している蒸気発生器 2 次側保有水量の影響を確認。</p> <p>⑥ 燃料取替用水タンク水量の影響を確認。</p>	<p>制減圧開始後の 1 次系圧力が若干高く推移するものの、一方で炉心冷却が進み、炉心溶融進展及び原子炉容器破損時間が遅くなる。その結果、原子炉容器破損時点の 1 次系圧力は約 1.4MPa[gage]となり、2.0MPa[gage]を下回るため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>③ 格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合の除熱特性の設計値を考慮した場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるが、原子炉容器破損時点の 1 次系圧力には影響しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はないことを確認した。</p> <p>④ 該当なし。</p> <p>⑤ 該当なし。</p> <p>⑥ 該当なし。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」において確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果</u>に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>1) 炉心溶融開始から10分後を起点とする加圧器逃がし弁による1次系強制減圧は、燃料棒内温度変化等の不確かさにより炉心溶融開始が早くなり、これに伴い操作開始が早くなり事象進展に影響を与えることが考えられることから、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧開始を10分早くした場合の感度解析を実施したが、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を10分早く開始した場合でも、1次系圧力挙動については、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧開始を起点として、溶融炉心が原子炉容器下部プレナムへ落下することにより圧力ピークが生じるまでの1次系減圧挙動は変わらない。一方、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧のタイミングを早めたことで、炉心崩壊熱が約1%高い状態で事象が進展するものの、原子炉容器破損時点の1次系圧力は2.0MPa[gage]を下回るため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。 (HPME/DCHの場合)</p> <p>① 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧の開始時間余裕を確認。</p>	<p>(i) 操作時間が遅れた場合の影響として、<u>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧の開始を遅くした場合の感度解析を実施し、操作時間余裕として炉心溶融開始から少なくとも20分程度は確保できる</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧の開始時間に対する時間余裕を確認するため、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧の開始を10分遅くした場合の感度解析を実施した。その結果、原子炉容器破損時点の1次系圧力は約1.5MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]を下回っている。このため、操作時間余裕として炉心溶融開始から20分程度は確保できることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本格納容器破損モードにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>（i）要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の充足性について、本評価事故シナリオへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等については、「格納容器過温破損」と同一としていることを確認した。</p>
<p>（ii）本格納容器破損モードにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」において確認した。</p>
<p>（iii）安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本格納容器破損モードにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」において確認した。</p>
<p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過温破損」において確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、本格納容器破損モードの特徴、特徴を踏まえた格納容器破損防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から格納容器破損防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に対して、申請者が格納容器破損防止対策として計画している加圧器逃がし弁による1次系強制減圧が高圧溶融物放出/格納容器直接加熱に至る可能性のある事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」において、当該対策を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（d）を満足している。さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（補助給水系、非常用所内交流動力電源等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。</p> <p>また、加圧器逃がし弁による1次系強制減圧により、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」を防止した後、「格納容器過温破損」への対策と同一の対策をとることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。</p> <p>さらに、当該対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>「IV-1. 1 事故の想定」で示したように、評価事故シーケンス「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、上記の確認及び判断により、格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策	3.3-2
(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態	3.3-2
(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方	3.3-3
(3) 格納容器破損防止対策	3.3-4
2. 格納容器防止対策の有効性評価	3.3-9
(1) 有効性評価の方法	3.3-9
(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件	3.3-11
(3) 有効性評価の結果	3.3-15
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	3.3-17
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	3.3-19
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	3.3-21
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	3.3-21
b. 操作条件	3.3-23
(3) 操作時間余裕の把握	3.3-24
4. 必要な要員及び資源の評価	3.3-25
5. 結論	3.3-26

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（格納容器破損防止対策の有効性評価：原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用）

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）														
<p>1. 格納容器破損モード内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態は、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各プラント損傷状態と一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用（FCI）」におけるプラント損傷状態（PDS）は、以下の6つであり、PRA側の評価と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ AEI ・ AEW ・ SEI ・ SLI ・ SLW ・ SEW <p>（PRAまとめ資料（第2.6表 評価対象とするPDSの選定））</p> <table border="1" data-bbox="1210 869 2036 1016"> <tr> <td rowspan="6" style="text-align: center;">原子炉圧力容器外の 溶融燃料—冷却材相互作用</td> <td rowspan="6" style="text-align: center;">1.8E-09</td> <td style="text-align: center;">AEI</td> <td style="text-align: center;">46.3%</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">AEW</td> <td style="text-align: center;">36.4%</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">SEI</td> <td style="text-align: center;">13.3%</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">SLI</td> <td style="text-align: center;">2.2%</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">SLW</td> <td style="text-align: center;">1.8%</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">SEW</td> <td style="text-align: center;">0.0%</td> </tr> </table>	原子炉圧力容器外の 溶融燃料—冷却材相互作用	1.8E-09	AEI	46.3%	AEW	36.4%	SEI	13.3%	SLI	2.2%	SLW	1.8%	SEW	0.0%
原子炉圧力容器外の 溶融燃料—冷却材相互作用	1.8E-09			AEI	46.3%										
				AEW	36.4%										
				SEI	13.3%										
				SLI	2.2%										
				SLW	1.8%										
		SEW	0.0%												

※ 本資料の確認結果に記載の図表番号については、補足説明資料の図表番号であり、原子炉設置変更許可申請書の図表番号とは異なる。

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 格納容器破損モードの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、以下のとおり対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、格納容器破損モード全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p> <p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <p>(注) 実ウラン溶融酸化物を用いた実験では、衝撃を伴う水蒸気爆発は発生していない。従って、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いことを示すこと。ただし、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇（圧力スパイク）の可能性があることから、その影響を評価する。</p> <p>(FCI の場合)</p> <p>① 上記の有効性評価ガイドを踏まえ、水蒸気爆発の発生可能性は極めて低いことを確認する。</p>	<p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の FCI」は、格納容器破損モード「格納容器過圧破損」の一連の重大事故等の有効性評価の中で確認したことから、格納容器破損モード「格納容器過圧破損」と共通する事項を省略し、本格格納容器破損モード特有の事項を中心に記載した。このため、格納容器破損モード「格納容器過圧破損」で確認した項目については、確認結果の欄に、「格納容器過圧破損において確認した。」と記載した。</p> <p>(i) 本格格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴は、<u>原子炉圧力容器外の FCI には、衝撃を伴う水蒸気爆発と、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇（以下「圧力スパイク」という。）があるが、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いと考えられるため、圧力スパイクについて考慮する。本格格納容器破損モードの特徴として、溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却水が接触して、圧力スパイクが生じる可能性があり、このときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され、原子炉格納容器の破損に至る</u>ことを確認した。具体的には、「原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、ECCS 注水機能や格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却材の接触による一時的な圧力の急上昇が生じ、その時に、発生するエネルギーが大きい場合には、構造物が破壊されることにより、原子炉格納容器の破損に至る」であり、本格格納容器破損モード内の PDS の特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p> <p>① 原子炉圧力容器外の FCI には、衝撃を伴う水蒸気爆発と圧力スパイクとがあるが、本評価においては、水蒸気爆発の発生可能性は低いことから圧力スパイクを考慮するとしており、その理由を以下のとおりとしていることを確認した。</p> <p>「溶融燃料－冷却材相互作用のうち、水蒸気爆発は、原子炉容器から落下する溶融炉心が細粒化して水中に分散する際に蒸気膜を形成し、この蒸気膜が何らかの外乱が加わることによって崩壊し、周囲に瞬時に拡大・伝播することに伴い大きなエネルギーが発生する現象である。細粒化した溶融炉心を覆う蒸気膜は安定性があり、何らかの外乱がなければ蒸気膜の崩壊は起こりにくいことが実験等の知見により得られており、実機においては、原子炉下部キャビティ水は準静的であり、外乱が加わる要素は考えにくい。また、これらの各種実験結果及び J JASMINE コードを用いた格納容器破損確率評価等を踏まえると、実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる」</p> <p>また、「追補 Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において、実機において想定される溶融物（二酸化ウランとジルコニウムの混合溶融物）を用いた大規模実験として、COTELS、FARO 及び KROTOS を挙げ、これらのうち、KROTOS の一部実験においてのみ水蒸気爆発が発生しており、水蒸気爆発が発生した実験においては、外乱を与えて液－液直接接触を生じやすくしていることを確認した。さらに、大規模実験の条件と実機条件とを比較した上で、実機においては、液－液直接接触が生じるような、外乱となり得る要素は考えにくいこと確認した。加えて、JASMINE コードを用いた水蒸気爆発の評価では、水蒸気爆発の規模が最も大きくなる時刻に、液－液直接接触が生じるような外乱を与え水蒸気爆発を誘発していること、融体ジェット直径分布として、0.1～1m の一様分布を与え、流体の運動エネルギーを大きく評価していること、これらの評価想定は、実機での想定と異なることを確認した。これらの水蒸気爆発に関する大規模実験の知見と実機条件との比較及び JASMINE コードにおける評価想定と実機での想定との相違を踏まえ、実機においては、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いとする根拠を示していることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.3.1 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の評価について」において、水蒸気爆発のメカニズムの説明と、これまでの実験で得られた知見より、水蒸気爆発が発生する可能性が極めて小さいとする根拠について示されている。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、格納容器破損モードの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>原子炉格納容器の破損を防止するためには、原子炉格納容器雰囲気減温・減圧し、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する必要がある</u>ことを確認した。本格格納容器破損モードの特徴を踏まえ、初期に必要な機能として、原子炉格納容器雰囲気減温・減圧し、圧力スパイクに伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する機能を挙げていることを確認した。長期的な対策も含め、その他の必要な機能については、「格納容過圧破損」と同一である。</p>

(3) 格納容器破損防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 格納容器破損モード全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>
<p>(ii) 初期の格納容器破損防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器雰囲気</u>の減温・減圧を実施する。このため、<u>代替格納容器スプレイポンプ、空冷式非常用発電装置等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、燃料取替用水タンク、補助給水タンク等を重大事故等対処設備として位置付ける</u>ことを確認した。本対策に係る手順、必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備は「格納容器過圧破損」と同一である。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 格納容器の破損を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれることを確認。</p> <p>② 原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>「格納容器過圧破損」と同一である</u>ことを確認した。</p> <p>① 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>② 「格納容器過圧破損」と同一である。</p>
<p>(iv) 初期の格納容器破損防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(FCI の場合（CV 過圧破損の場合と同一）</p> <p>② 代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水に係る計装設備を確認。</p> <p>③ PAR、イグナイタに係る計装設備を確認。</p> <p>④ 格納容器内自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p> <p>(FCI の場合（CV 過圧破損の場合と同一）</p> <p>① 代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の冷却から格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱への移行条件を確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準が「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」と整合していることを確認する。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。</p>	<p>※ 「格納容器破損防止対策の有効性評価」では要求されていない。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。</p> <p>(i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。</p> <p>(i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないよ</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>うに、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	
<p>（ii）事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていること及びその根拠や妥当性を確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>
<p>5) 本格格納容器破損モード内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>（i）個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>

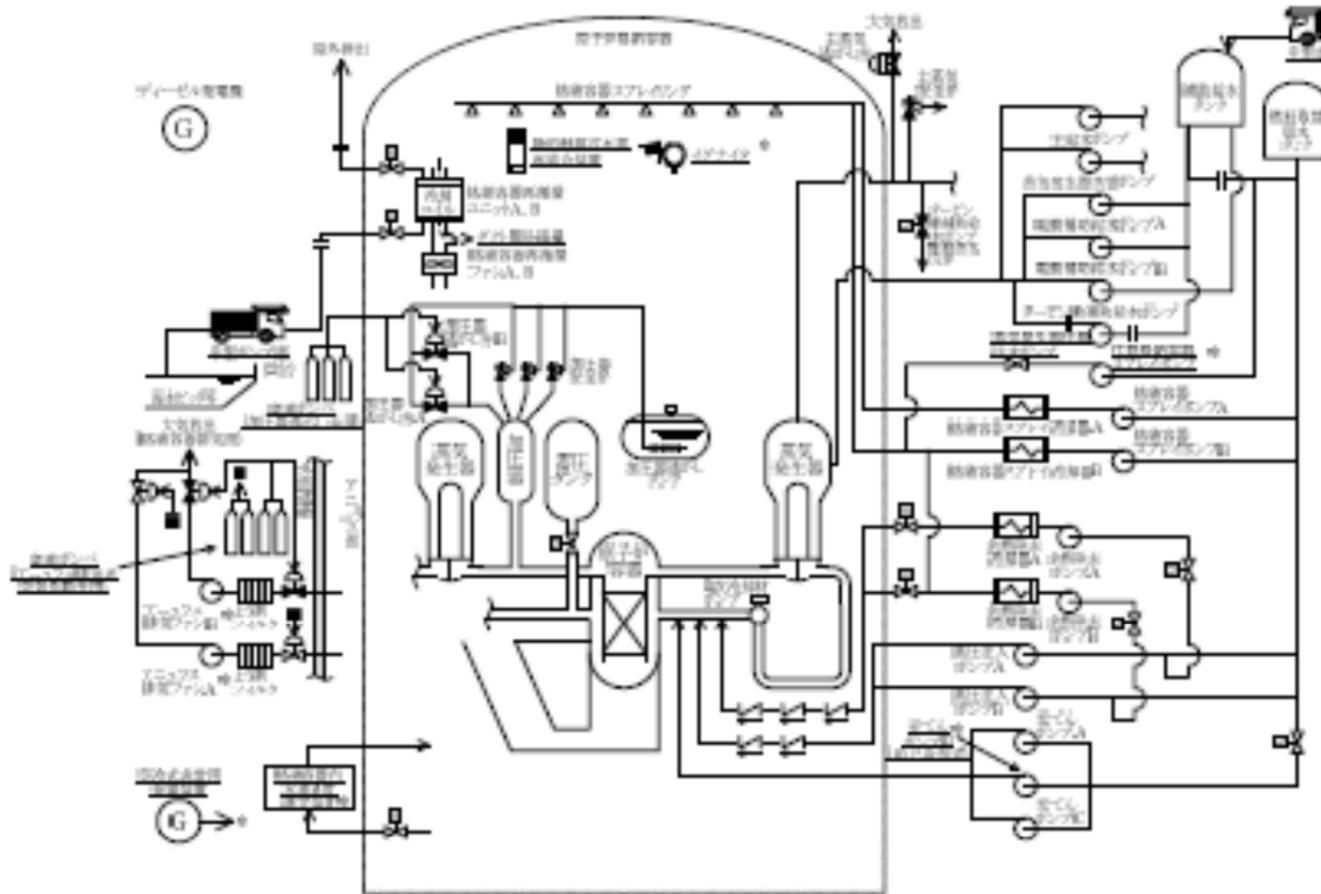


図 3.1.14 蒸気圧力・温度による熱的負荷（格納容器過圧破壊）モードでの

重大事故時対策の概略系統図

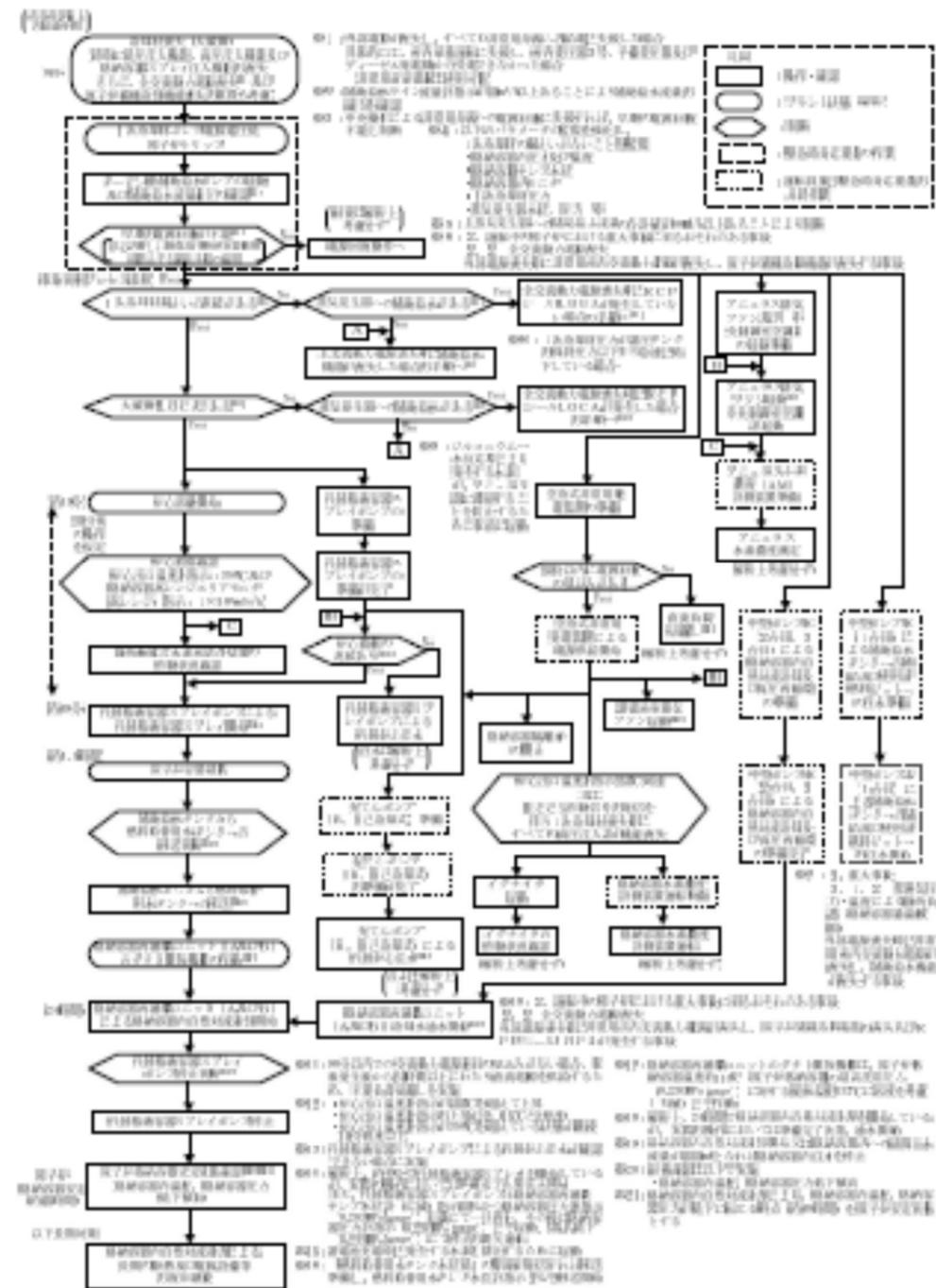
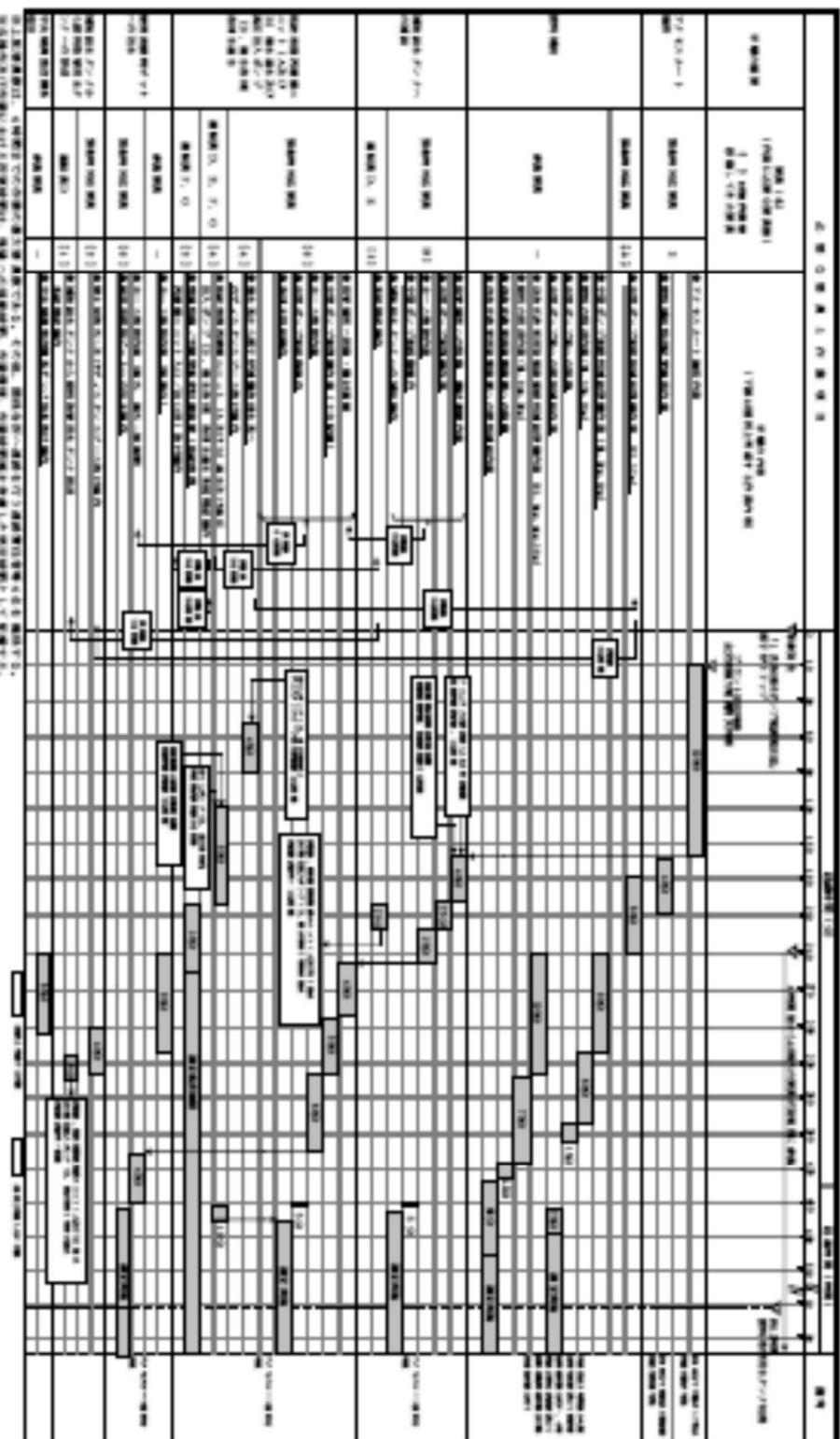
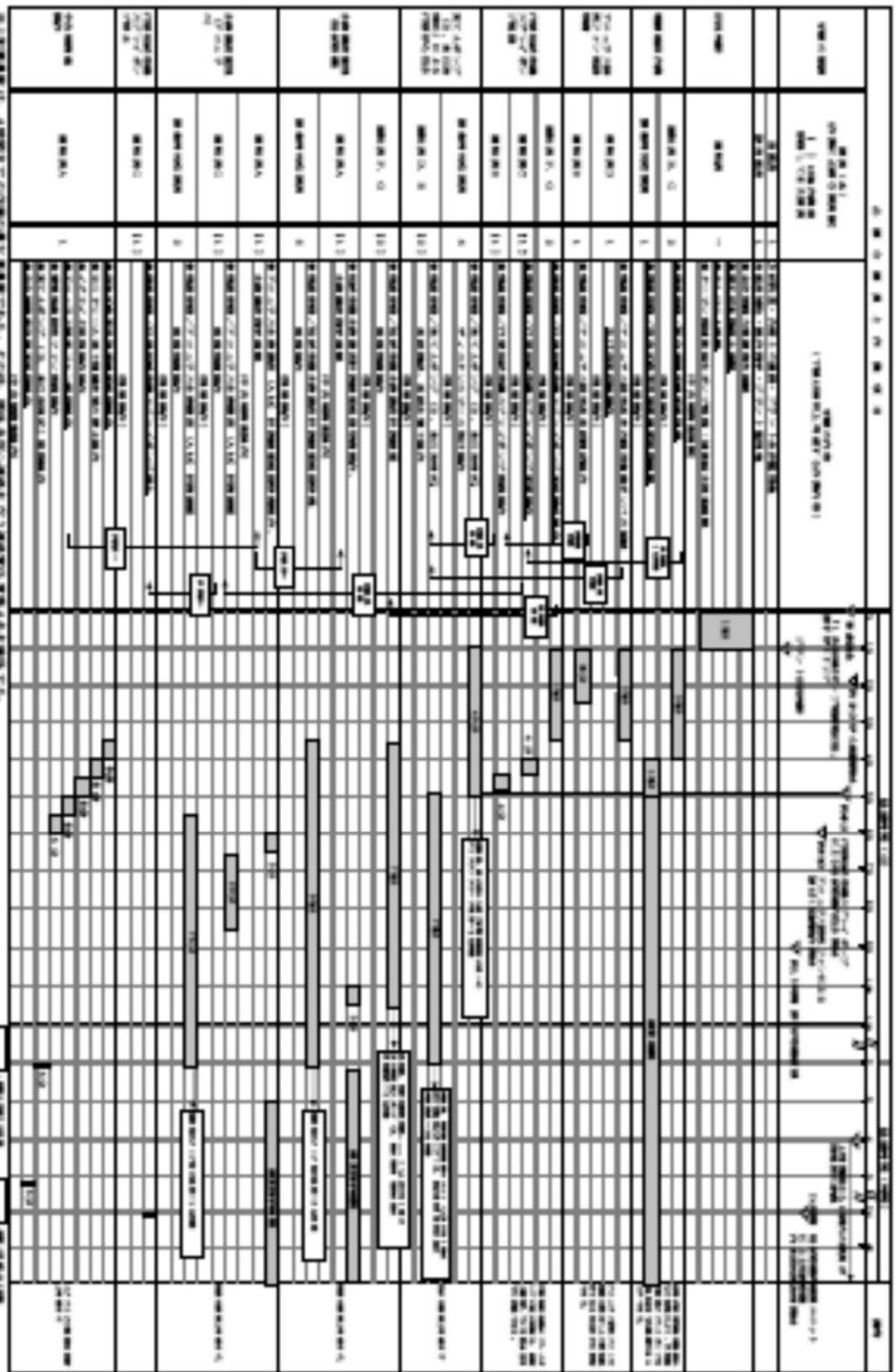


図 3.1.15 蒸気圧力・温度による熱的負荷（格納容器過圧破壊）

（大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレッド機能が
発生する事故）における事故進展の概要



図表1.13 沸騰炉圧力・温度による静的負荷（格納容器減圧後）



図表1.14 沸騰炉圧力・温度による静的負荷（格納容器減圧後）

2. 格納容器防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、評価事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 格納容器破損モード内のシーケンスから、評価事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 評価事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRAの評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>(i) 評価事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① PRAにより選定された最も厳しい事故シーケンスは、「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、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事故」であるが、本評価事故シーケンスを評価するにあたっては、原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい方が、冷却水から蒸気が急激に生成することから事象が厳しくなる。このため、流量の大きな格納容器スプレイポンプによる注水は想定せず、流量の小さい代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを想定するため、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ことを確認した。</p> <p>② 本格納容破損モードの評価事故シーケンスは、「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高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」を選定する。これは、熔融炉心から冷却材の伝熱による水蒸気発生観点から、事象進展が早く原子炉圧力容器破損時の炉心崩壊熱が高いこと、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、原子炉格納容器の冷却がないことなど、より厳しいシーケンスであることから選定する。PRA の手法により抽出され、格納容器破損防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本格納容破損モードにおける事故シーケンスは「大破断 LOCA 時に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」であるが、条件を厳しくするため、高圧注入機能の喪失を追加する。さらに、本評価事故シーケンスにおいては、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ことにより、格納容器スプレイによる注水は想定せずに、代替格納容器スプレイによる注水を想定する。これは、代替格納容器スプレイは格納容器スプレイよりも開始時間が遅く、流量も小さいため、原子炉下部キャビティの冷却材のサブクール度が小さくなり、事象を厳しく評価することになることを確認した。評価事故シーケンスの選定にあたっては、有効性評価ガイド 3.2.3 の着眼点を踏まえ、中破断 LOCA に比べ破断口径が大きく、原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が大きくなる大破断 LOCA を起因とし、さらに炉心損傷を早める観点から低圧注入機能及び高圧注入機能の喪失を、原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環機能の喪失を想定した「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高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」を評価事故シーケンスとすることを確認した。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理由については①のとおり。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド 3.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。(→解析コード審査確認事項へ)</p> <p>(i) 評価事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p>	<p>(i) 本評価事故シーケンスにおける重要現象は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>炉心における重要現象： 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>原子炉容器、1次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象： 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>原子炉格納容器における重要現象：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 区画間・区画内の流動 ・ 格納容器スプレイ冷却 ・ 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 ・ 水素濃度変化 ・ 炉心損傷後の原子炉容器外における熔融燃料－冷却材相互作用 ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器内 FP（核分裂生成物）挙動 <p>具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>(ii) 使用する解析コードが、評価事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である原子炉格納容器における区画間や区画内の冷却材の流動、構造材との熱伝達、格納容器スプレイ冷却、炉心損傷後の原子炉圧力容器外の FCI 等を評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有する MAAP を用いることを確認した。MAAP の適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	確認事項へ。
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（1）有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>（3）不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド3.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <p>a. 現象の概要 溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じる可能性がある。このときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され原子炉格納容器が破損する場合がある。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(b) 原子炉圧力容器直下の床面の水の温度及び量は、溶融炉心冷却のための対策（原子炉格納容器下部注水等）による影響を適切に考慮する。</p> <p>(c) 溶融炉心の状態量や物性値等の評価に影響を与えるパラメータについては、炉心溶融に至る事故の解析結果又は実験等による知見に基づいて設定する。</p> <p>(d) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を考慮する。</p> <p>（注）実ウラン溶融酸化物を用いた実験では、衝撃を伴う水蒸気爆発は発生していない。従って、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いことを示すこと。ただし、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇（圧カスパイク）の可能性があるので、その影響を評価する。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 解析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確認する。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 解析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確認する。</p> <p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p>	<p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 外部電源喪失（と非常用所内交流動力電源の喪失）を考慮することを確認した。その理由として、(1)1)(i)①にあるとおり、本評価事故シーケンスを評価するにあたっては、原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい方が、冷却水から蒸気が急激に生成することから事象が厳しくなる。このため、流量の大きな格納容器スプレイポンプによる注水は想定せず、流量の小さい代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを想定するためであることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p>	<p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定等、事故条件については「格納容器過圧破損」と同一であることを確認した。</p> <p>① 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>② 「格納容器過圧破損」と同一である。</p>
<p>(iii) 3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等にしたいが、以下の条件を含めていることを確認する。</p> <p>(FCI の場合)</p> <p>① 原子炉圧力容器直下の床面の水の温度及び量は、溶融炉心冷却のための対策（原子炉格納容器下部注水等）による影響を適切に考慮していることを確認</p> <p>② 溶融炉心の状態量や物性値等の評価に影響を与えるパラメータについては、炉心溶融に至る事故の解析結果又は実験等による知見に基づいて設定していることを確認。</p>	<p>(iii) 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド3.2.3にしたいが、以下の条件を明確にしていることを確認した。</p> <p>① 炉心損傷を検知してから30分後より、代替格納容器スプレイによる代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水を開始することとしており、溶融炉心冷却のための対策（原子炉格納容器下部注水等）による影響を適切に考慮していることを確認</p> <p>② 溶融炉心の状態量や物性値等の評価に影響を与えるパラメータとして、原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径、エントレインメント係数及び溶融炉心と水の伝熱面積を挙げ、炉心溶融に至る事故の解析結果又は実験等による知見に基づいて設定していることを確認した。詳細は、2)機器条件で確認する。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>a. 格納容器破損防止対策の実施時間</p> <p>(a) 格納容器破損防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 格納容器破損防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その影響を、運転員等操作開始時間及び解析結果に対する観点から確認していること。</p> <p>(FCI の場合（CV 過圧破損の場合と同一）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイに用いるポンプの流量を確認。 ・ 補助給水系の流量や起動遅れ等の条件を確認。 ・ 蓄圧タンクの保有圧力、保持圧力を確認。 ・ アニュラス空気浄化設備の起動遅れを確認。 <p>(ii) 有効性評価ガイド 3.2.2(3)c. にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>確認結果（伊方）</p> <p>(i) 機器条件として、「格納容器過圧破損」と同一であることを確認した。上記のとおり、本評価事故シーケンスの機器条件は「格納容器過圧破損」と同一であるが、本評価事故シーケンスに特に関連する条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 「表 3.3.1 主要解析条件（原子炉容器圧力容器外での溶融燃料-冷却材相互作用）」より、本評価事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示すとおりであることを確認した。</p> <p><u>原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径</u>：原子炉容器の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するため、計装用案内管の径と同等とする。</p> <p><u>エントレインメント係数</u>：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である、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。</p> <p><u>溶融炉心と水の伝熱面積</u>：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、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した値とする。</p> <p>(ii) 本評価事故シーケンスにおいて、安全機能の喪失を仮定している高圧注入機能、低圧注入機能、格納容器スプレイ機能、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は、「格納容器過圧破損」と同一であることを確認した。</p> <p>① 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>② 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>③ 「格納容器過圧破損」と同一である。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （原子炉格納容器の破損の防止） 2-3 上記2-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評 （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。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について 1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈 における評価項目に対する基準を満足しているか。 （i）事象進展の説明は事象の発生から格納容器破損防止対策とその効 果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答 が適切であるかを確認する。 ① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙 動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果をj確認できるパラメータを確認。 （FCIの場合） 対策の効果： ・ 原子炉格納容器圧力 ※ CV 過圧破損、MCCIに関する評価項目は、CV 過圧破損、MCCIで 確認する。</p> <p>記載要領（例） ・ トレンド図の変曲点については、説明を加えること</p>	<p>（i）事象進展やプラントの過渡応答は適切であるかについて、以下のとおり確認した。なお、本評価事故シーケンスの事象進展やプラント過渡応答は「格 納容器過圧破損」と同一である。 ① 事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷及び格納容器破損の恐れに至るプロセス、初期の格納容器損傷防止対策とその効果について時系列的に整 理されていることを確認した。 ② 「格納容器過圧破損」と同一である。 ③ 「格納容器過圧破損」と同一である。 ④ 図 3.1.1.11、図 3.1.1.12 より、代替格納容器スプレイにより溶融炉心が下部ヘッドに落下した際や原子炉容器が破損した際の圧カスパイクに伴う 原子炉格納容器圧力・温度の上昇が抑制されていることを確認した。上記の事象進展やプラントの過渡応答も含め、評価期間における事象進展やプ ラントの過渡応答は「格納容器過圧破損」と同一である。</p>
<p>（ii）評価項目となるパラメータが評価項目を満足しているか確認す る。 （FCIの場合） ① 原子炉格納容器内圧力 ※ CV 過圧破損、MCCIに関する評価項目は、CV 過圧破損、MCCIで 確認する。</p>	<p>（ii）上記（i）の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、<u>事象発生後、約1.5時間後には原子炉圧力容器破損に 至り、圧カスパイクが生じることにより原子炉格納容器圧力・温度が上昇するが、代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器雰囲気jの減温・減圧 及び原子炉格納容器自由体積の大きさもあいまって、溶融燃料流出停止までの期間の原子炉格納容器の最高圧力・最高温度はそれぞれ約 0.262MPa[gage]、約122°Cに抑えられる</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。 ① 図 3.1.1.11 より、代替格納容器スプレイにより原子炉容器が破損した際の圧カスパイクに伴う原子炉格納容器圧力の上昇が緩和されており、溶融燃 料流出停止までの期間の原子炉格納容器の最高圧力は約0.262MPa[gage]に抑えられており、2Pdを下回っていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(iii) 初期の格納容器破損対策により、原子炉格納容器の破損を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目(e)を満足していることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉及び原子炉格納容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 格納容器自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱が確立し、原子炉格納容器圧力・温度が低下傾向を示していることをトレンド図で確認。</p>	<p>(i) 安定停止状態になるまでの評価について、以降、原子炉格納容器圧力・温度は、約72時間時点でも低下傾向が維持されており、安定状態となっている。その他の事象進展解析結果は、「格納容器過圧破損」と同一であることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 図3.1.1.9、図3.1.1.10にあるとおり、事象発生24時間以降は格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱が確立することから、原子炉格納容器圧力、温度は低下傾向にあることを確認した。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

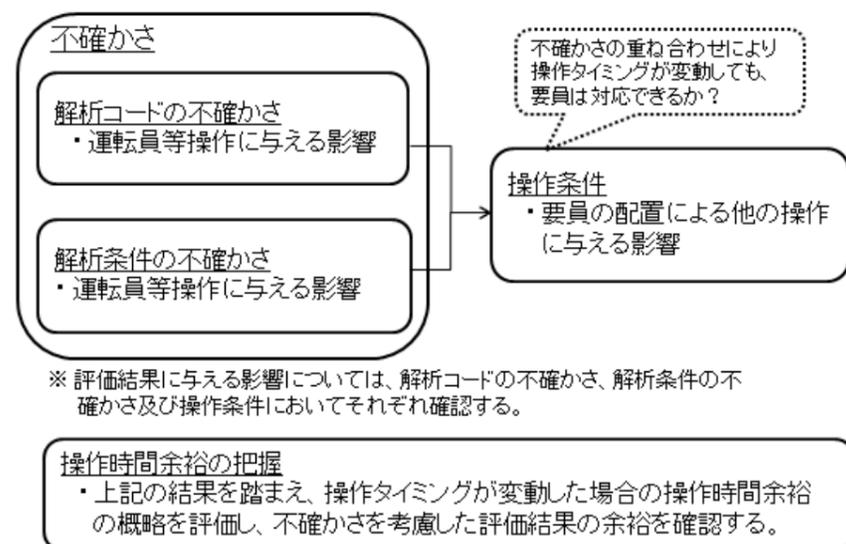
確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1) 解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3) 操作時間余裕を確認する。



※ 評価結果に与える影響については、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさ及び操作条件においてそれぞれ確認する。

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。また、「1.1(4) 有効性評価における解析条件の設定」において、「解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、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」としていることを確認した。</p> <p>参考：「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>（参考：1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針）</p> <p>1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。 不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>（ii）解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>（ii）不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心溶融開始を起点に操作を行う代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ、事象発生後24時間後に操作を行う中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却及び事象発生後60分後に操作を行うアニュラス空気再循環設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス排気ファンの起動であることを確認した。これらの操作は、炉心溶融の時刻の不確かさによって、操作が必要となるタイミングが影響を受ける（遅くなる/早くなる）。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</u></p> <p>① 解析コードが有する重要現象*の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故の再現性が確認されていること、炉心ヒートアップの感度解析により、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30 秒程度早くなる等炉心溶融開始が早くなることを確認した。 原子炉格納容器における区画間・区間内の流動の不確かさとして、HDR実験解析等の検証結果により原子炉格納容器圧力及び温度を高く評価する可能性があることを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されていること、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなることを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されていること、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、原子炉容器破損を判定する最大歪みの閾値を低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなることを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧カスパイクに与える感度は小さいことを確認した <p>以上より、解析コードが有する不確かさとその傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、炉心ヒートアップに関するモデルの不確かさを考慮した場合は、炉心溶融開始時間が早くなるため、炉心溶融開始を起点としている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始タイミングに影響を与えることを確認した。なお、他の不確かさを考慮した場合は、いずれも運転員等操作に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) <u>解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</u></p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、<u>原子炉圧力容器外の FCI 現象に関する大規模実験の知見から、圧カスパイクへの影響因子として、原子炉下部キャビティ水深、破損口径、デブリ粒子の径及びエントレインメント係数を挙げ、これらの影響因子に対する感度解析を実施した。その結果、これらのパラメータが圧カスパイクに与える影響は小さいことを確認していることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい</u>ことを確認した。解析コードが有する重要現象の不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに与える影響の具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故の再現性が確認されていること、炉心ヒートアップの感度解析により、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30 秒程度早くなる等炉心溶融開始が早くなることを確認した。 原子炉格納容器における区画間・区間内の流動の不確かさとして、HDR実験解析等の検証結果により原子炉格納容器圧力及び温度を高く評価する可能性があることを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されていること、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなることを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されていること、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析によ

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>り、原子炉容器破損を判定する最大歪みの閾値を低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクに与える感度は小さいことを確認した <p>以上より、解析コードが有する不確かさとその傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、原子炉格納容器における区画間・区間内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさを考慮した場合は、評価項目に対する余裕は大きくなることを確認した。なお、他の不確かさを考慮した場合は、いずれも評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、「追補 Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において、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、本評価事故シーケンスをベースとする感度解析を行い、これらのパラメータは、原子炉容器外 FCI により生じる圧カスパイクに対する感度が小さいことを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.3.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用）」において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(FCI の場合（CV 過圧破損の場合と同一）)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの影響を確認。</p> <p>③ 1次冷却材の流出流量の影響を確認。</p> <p>④ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。</p> <p>⑤ 標準値として設定している蒸気発生器 2次側保有水量の影響を確認。</p> <p>⑥ 燃料取替用水タンク水量の影響を確認。</p>	<p>(i) 解析条件の不確かさの影響について、「格納容器過圧破損」と同一であることを確認した。</p> <p>① 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>② 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>③ 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>④ 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>⑤ 該当なし。</p> <p>⑥ 該当なし。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(FCI の場合（CV 過圧破損の場合と同一）)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの影響を確認。</p> <p>③ 1次冷却材の流出流量の影響を確認。</p> <p>④ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<ul style="list-style-type: none"> ⑤ 標準値として設定している蒸気発生器 2 次側保有水量の影響を確認。 ⑥ 燃料取替用水タンク水量の影響を確認。 	

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p> <p>※ 上記の項目は CV 過圧破損で確認しており、ここでは確認不要</p>	<p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置については、「格納容器過圧破損」と同一であることを確認した。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。</p> <p>(FCI の場合 (CV 過圧破損の場合と同一))</p> <p>① 代替格納容器スプレイの開始時間余裕を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器内注水量の観点から、代替格納容器スプレイの停止操作余裕時間（格納容器自然対流冷却操作の開始時間余裕）を確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本格納容器破損モードにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p> <p>※ 格納容器破損モード「CV 過圧破損」で確認しており、ここでは確認不要</p>	<p>（i）要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の充足性について、本評価事故シナリオへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等については、「格納容器過圧破損」と同一としていることを確認した。</p>
<p>（ii）本格納容器破損モードにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p> <p>※ 格納容器破損モード「CV 過圧破損」で確認しており、ここでは確認不要</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>
<p>（iii）安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本格納容器破損モードにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>
<p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、本格納容器破損モードの特徴、特徴を踏まえた格納容器破損防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から格納容器破損防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」において、申請者が水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いとしていることは妥当と判断した。その上で、格納容器破損防止対策として申請者が計画している代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器雰囲気の減温・減圧が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高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」において、代替格納容器スプレイを行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（e）を満足している。さらに申請者が使用した解析コード、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目（e）を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（余熱除去系及び格納容器スプレイ系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たっては、これらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。</p> <p>また、代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器雰囲気の減温・減圧により原子炉格納容器破損を防止した後、「格納容器過圧破損」と同一の対策を講じることにより、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>「IV－1. 1 事故の想定」で示したように、評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高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」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、上記の確認及び判断により、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

水素燃焼

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策	3. 4-2
(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態	3. 4-2
(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方	3. 4-3
(3) 格納容器破損防止対策	3. 4-4
2. 格納容器防止対策の有効性評価	3. 4-10
(1) 有効性評価の方法	3. 4-10
(2) 有効性評価の条件	3. 4-13
(3) 有効性評価の結果	3. 4-18
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	3. 4-20
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	3. 4-22
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	3. 4-24
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	3. 4-24
b. 操作条件	3. 4-25
(3) 操作時間余裕の把握	3. 4-26
4. 必要な要員及び資源の評価	3. 4-27
5. 結論	3. 4-28

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（格納容器破損防止対策の有効性評価：水素燃焼）

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）																																																																																																																								
<p>1. 格納容器破損モード内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態は、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各プラント損傷状態と一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 格納容器破損モード「水素燃焼」におけるプラント損傷状態（PDS）は以下の11つであり、PRA側の評価結果と一致していることを確認した。</p> <p>TEI、SED、AEI、SEI、SLI、TED、TEW、SEW、AEW、SLW、AED</p> <p>（PRA まとめ資料（第2.6表 評価対象とするPDSの選定）抜粋）</p> <p style="text-align: center;">第2.6表 評価対象</p> <table border="1" data-bbox="1139 667 1872 1675"> <thead> <tr> <th>格納容器破損モード</th> <th>破損モード別 CFF（/年）</th> <th>該当する PDS</th> <th>破損モード別 CFF に対する割合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="7">1-1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）</td> <td rowspan="7">2.0E-04</td> <td>SED</td> <td>96.7%</td> </tr> <tr> <td>TED</td> <td>3.2%</td> </tr> <tr> <td>SLW</td> <td>0.1%</td> </tr> <tr> <td>TEW</td> <td>0.1%</td> </tr> <tr> <td>AEW</td> <td>0.0%</td> </tr> <tr> <td>SEW</td> <td>0.0%</td> </tr> <tr> <td>AED</td> <td>0.0%</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">1-2 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）</td> <td rowspan="7">2.0E-06</td> <td>SED</td> <td>99.0%</td> </tr> <tr> <td>TED</td> <td>1.0%</td> </tr> <tr> <td>SLW</td> <td>0.0%</td> </tr> <tr> <td>TEW</td> <td>0.0%</td> </tr> <tr> <td>AEW</td> <td>0.0%</td> </tr> <tr> <td>SEW</td> <td>0.0%</td> </tr> <tr> <td>AED</td> <td>0.0%</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱（高圧時の格納容器直接接触）</td> <td rowspan="7">2.0E-06</td> <td>SED</td> <td>97.6%</td> </tr> <tr> <td>TEI</td> <td>1.4%</td> </tr> <tr> <td>TED</td> <td>1.0%</td> </tr> <tr> <td>TEW</td> <td>0.0%</td> </tr> <tr> <td>SEI</td> <td>0.0%</td> </tr> <tr> <td>SLI</td> <td>0.0%</td> </tr> <tr> <td>SLW</td> <td>0.0%</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</td> <td rowspan="7">1.8E-09</td> <td>AEI</td> <td>46.3%</td> </tr> <tr> <td>AEW</td> <td>36.4%</td> </tr> <tr> <td>SEI</td> <td>13.3%</td> </tr> <tr> <td>SLI</td> <td>2.2%</td> </tr> <tr> <td>SLW</td> <td>1.8%</td> </tr> <tr> <td>SEW</td> <td>0.0%</td> </tr> <tr> <td>AED</td> <td>0.0%</td> </tr> <tr> <td rowspan="11">4 水素燃焼</td> <td rowspan="11">5.3E-08</td> <td>TEI</td> <td>98.6%</td> </tr> <tr> <td>SED</td> <td>1.1%</td> </tr> <tr> <td>AEI</td> <td>0.1%</td> </tr> <tr> <td>SEI</td> <td>0.1%</td> </tr> <tr> <td>TED</td> <td>0.0%</td> </tr> <tr> <td>SLI</td> <td>0.0%</td> </tr> <tr> <td>TEW</td> <td>0.0%</td> </tr> <tr> <td>SLW</td> <td>0.0%</td> </tr> <tr> <td>AEW</td> <td>0.0%</td> </tr> <tr> <td>SEW</td> <td>0.0%</td> </tr> <tr> <td>AED</td> <td>0.0%</td> </tr> <tr> <td>5 格納容器直接接触（シェルアタック）</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="11">5 溶融炉心・コンクリート相互作用</td> <td rowspan="11">1.4E-06</td> <td>TEI</td> <td>47.7%</td> </tr> <tr> <td>TED</td> <td>35.9%</td> </tr> <tr> <td>SED</td> <td>15.6%</td> </tr> <tr> <td>TEW</td> <td>0.6%</td> </tr> <tr> <td>AEI</td> <td>0.1%</td> </tr> <tr> <td>SEI</td> <td>0.0%</td> </tr> <tr> <td>AED</td> <td>0.0%</td> </tr> <tr> <td>SLI</td> <td>0.0%</td> </tr> <tr> <td>SLW</td> <td>0.0%</td> </tr> <tr> <td>AEW</td> <td>0.0%</td> </tr> <tr> <td>SEW</td> <td>0.0%</td> </tr> </tbody> </table> <p>ハッチング：格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が最も厳しくなると考えられる</p>	格納容器破損モード	破損モード別 CFF（/年）	該当する PDS	破損モード別 CFF に対する割合	1-1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	2.0E-04	SED	96.7%	TED	3.2%	SLW	0.1%	TEW	0.1%	AEW	0.0%	SEW	0.0%	AED	0.0%	1-2 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	2.0E-06	SED	99.0%	TED	1.0%	SLW	0.0%	TEW	0.0%	AEW	0.0%	SEW	0.0%	AED	0.0%	2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱（高圧時の格納容器直接接触）	2.0E-06	SED	97.6%	TEI	1.4%	TED	1.0%	TEW	0.0%	SEI	0.0%	SLI	0.0%	SLW	0.0%	3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	1.8E-09	AEI	46.3%	AEW	36.4%	SEI	13.3%	SLI	2.2%	SLW	1.8%	SEW	0.0%	AED	0.0%	4 水素燃焼	5.3E-08	TEI	98.6%	SED	1.1%	AEI	0.1%	SEI	0.1%	TED	0.0%	SLI	0.0%	TEW	0.0%	SLW	0.0%	AEW	0.0%	SEW	0.0%	AED	0.0%	5 格納容器直接接触（シェルアタック）	—	—	—	5 溶融炉心・コンクリート相互作用	1.4E-06	TEI	47.7%	TED	35.9%	SED	15.6%	TEW	0.6%	AEI	0.1%	SEI	0.0%	AED	0.0%	SLI	0.0%	SLW	0.0%	AEW	0.0%	SEW	0.0%
格納容器破損モード	破損モード別 CFF（/年）	該当する PDS	破損モード別 CFF に対する割合																																																																																																																						
1-1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	2.0E-04	SED	96.7%																																																																																																																						
		TED	3.2%																																																																																																																						
		SLW	0.1%																																																																																																																						
		TEW	0.1%																																																																																																																						
		AEW	0.0%																																																																																																																						
		SEW	0.0%																																																																																																																						
		AED	0.0%																																																																																																																						
1-2 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	2.0E-06	SED	99.0%																																																																																																																						
		TED	1.0%																																																																																																																						
		SLW	0.0%																																																																																																																						
		TEW	0.0%																																																																																																																						
		AEW	0.0%																																																																																																																						
		SEW	0.0%																																																																																																																						
		AED	0.0%																																																																																																																						
2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱（高圧時の格納容器直接接触）	2.0E-06	SED	97.6%																																																																																																																						
		TEI	1.4%																																																																																																																						
		TED	1.0%																																																																																																																						
		TEW	0.0%																																																																																																																						
		SEI	0.0%																																																																																																																						
		SLI	0.0%																																																																																																																						
		SLW	0.0%																																																																																																																						
3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	1.8E-09	AEI	46.3%																																																																																																																						
		AEW	36.4%																																																																																																																						
		SEI	13.3%																																																																																																																						
		SLI	2.2%																																																																																																																						
		SLW	1.8%																																																																																																																						
		SEW	0.0%																																																																																																																						
		AED	0.0%																																																																																																																						
4 水素燃焼	5.3E-08	TEI	98.6%																																																																																																																						
		SED	1.1%																																																																																																																						
		AEI	0.1%																																																																																																																						
		SEI	0.1%																																																																																																																						
		TED	0.0%																																																																																																																						
		SLI	0.0%																																																																																																																						
		TEW	0.0%																																																																																																																						
		SLW	0.0%																																																																																																																						
		AEW	0.0%																																																																																																																						
		SEW	0.0%																																																																																																																						
		AED	0.0%																																																																																																																						
5 格納容器直接接触（シェルアタック）	—	—	—																																																																																																																						
5 溶融炉心・コンクリート相互作用	1.4E-06	TEI	47.7%																																																																																																																						
		TED	35.9%																																																																																																																						
		SED	15.6%																																																																																																																						
		TEW	0.6%																																																																																																																						
		AEI	0.1%																																																																																																																						
		SEI	0.0%																																																																																																																						
		AED	0.0%																																																																																																																						
		SLI	0.0%																																																																																																																						
		SLW	0.0%																																																																																																																						
		AEW	0.0%																																																																																																																						
		SEW	0.0%																																																																																																																						

※ 本資料の確認結果に記載の図表番号については、補足説明資料の図表番号であり、原子炉設置変更許可申請書の図表番号とは異なる。

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 格納容器破損モードの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、以下のとおり対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、格納容器破損モード全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p>	<p>(i) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴は、<u>ジルコニウム－水反応、MCCI、水の放射線分解等によって水素が発生し、発生した水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る</u>ことを確認した。具体的には、「LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能や ECCS 再循環機能等の安全機能の喪失が重畳して、ジルコニウム－水反応、水の放射線分解、金属腐食及び溶融炉心・コンクリート相互作用等によって水素が発生し、緩和措置がとられない場合には、水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る」であり、本格納容器破損モード内の PDS の特徴を代表したものとなっていることを確認した。</p>
<p>(ii) 対策の基本的な考えが、格納容器破損モードの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>水素の爆轟を防止するためには、早期に発生する水素及び継続的に発生する水素を処理し、原子炉格納容器内の水素濃度を低減する必要がある。また、MCCI に伴う水素発生に対しては、原子炉下部キャビティへ注水する必要がある</u>ことを確認した。本評価事故シーケンスの特徴を踏まえ、初期に必要な機能として、継続的に発生する水素の処理及び水素濃度の低減機能、溶融炉心コンクリート相互作用(MCCI)の抑制機能（原子炉下部キャビティへ注水し、MCCI を抑制することで水素の発生を抑制する）を挙げていること、長期的な対策として、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送し、原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う機能が必要であることを確認した。</p>

(3) 格納容器破損防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 格納容器破損モード全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>(i) 本格納容器破損モードでは、LOCAの発生や炉心損傷を判別する必要があるが、これを判別するための計装設備として、「表3.4.1 水素燃焼における重大事故等対策について」において、1次冷却材圧力、加圧器水位、格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）、格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ）等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期の格納容器破損防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴を踏まえ、PWRプラントは原子炉格納容器自由体積が大きいことにより水素濃度が高濃度にならないという特徴がある。その上で、主に炉心損傷時に発生した水素の処理を行う。このため、イグナイタを重大事故等対処設備として新たに整備する。また、代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する。このため、代替格納容器スプレイポンプ、空冷式非常用発電装置、ミニローリー等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、燃料取替用水タンク、補助給水タンク等を重大事故等対処設備と位置付けることを確認した。初期の格納容器破損防止対策として、「技術的能力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」で整備されている静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタによる水素処理・濃度低減や、「技術的能力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」、「技術的能力1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」で整備されている代替格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティへの注水（MCCIを緩和し水素発生を抑制）を挙げていることを確認した。また、対策に必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備が記載されている「表3.4.1 水素燃焼における重大事故等対策について」において、水素濃度の低減に用いる重大事故等対処設備として、静的触媒式水素再結合装置（以下「PAR」という。）、イグナイタとこれらの設備の作動状況を監視する装置が、代替格納容器スプレイで用いる重大事故等対処設備として代替格納容器スプレイ、燃料取替用水タンク等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 格納容器の破損を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれることを確認。</p> <p>② 原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、継続的に発生する水素の処理を行う。このため、上記のイグナイタに加え、PARを重大事故等対処設備として新たに整備する。また、水素濃度の監視、イグナイタ及びPARの作動状況の監視を行う。このため、格納容器水素濃度計測装置、イグナイタ作動温度計測装置、PAR作動温度計測装置等を重大事故等対処設備として新たに整備することを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 安定状態に向けた対策として、「技術的能力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」で整備されている格納容器内自然対流冷却を挙げていること、「表3.4.1 水素燃焼における重大事故等対策について」において、格納容器内自然対流冷却で用いる重大事故等対処設備として、格納容器再循環ユニット、原子炉補機冷却水ポンプ等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 原子炉格納容器の冷却状態の長期維持については①に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクに熱を逃がせることから長期的に閉じ込め機能を維持できることを確認した。</p> <p>補足説明資料（添付資料3.4.9）には、本格納容器破損モードにおける安定状態は、「原子炉格納容器圧力、温度が安定または低下傾向となる状態」としていることが示されている。</p>
<p>(iv) 初期の格納容器破損防止対策設備及び安定状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。 (水素燃焼の場合)</p>	<p>(iv) 「表3.4.1 水素燃焼における重大事故等対策について」より、以下の状態監視に係る設備を挙げていることを確認した。</p> <p>① 原子炉格納容器内の水素濃度を監視するための計装設備として、格納容器水素濃度等が挙げられていることを確認した。</p> <p>② 静的触媒式水素再結合装置、イグナイタの稼働状況を監視するための計装設備として、静的触媒式水素再結合装置作動温度計測装置、イグナイタ</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>① 原子炉格納容器内の水素濃度の監視に係る計装設備を確認。</p> <p>② 水素の処理、濃度低減に係る計装設備を確認。</p> <p>③ 格納容器内自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p>	<p>作動温度計測装置が挙げられていることを確認した。</p> <p>③ 格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱状態を監視する計装設備として、格納容器内圧力(広域)、格納容器内温度等が挙げられていることを確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p>	<p>(v) 格納容器スプレイ再循環への切り替えは、原子炉補機冷却水ポンプの追加起動、格納容器スプレイ冷却器への補機冷却水供給、格納容器再循環サンプル水位を確認した上で水源を燃料取替用水タンクから格納容器再循環サンプルへと切り替えることを確認した。また、格納容器再循環サンプル水位の低下、各ポンプの流量低下、出入口圧力及び電流の変動又は低下により格納容器サンプスクリーン閉塞の徴候が確認されれば、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により原子炉格納容器雰囲気からの除熱を行うことを確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	<p>(vi) 本評価事故シーケンスにおける有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している以下の対策を確認した。</p> <p>① 有効性評価上は期待しないが実手順としては、以下を整備していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取替用水タンクへの補給操作 ・ 低圧注入回復操作 ・ イグナイタ起動操作 ・ 格納容器水素濃度計測装置による水素濃度測定 ・ 充てん系注水操作 ・ 主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却 ・ 高圧注入回復操作 ・ アニュラス水素濃度測定 <p>② 有効性評価上は期待しないイグナイタによる水素濃度低減については「技術的能力 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、アニュラスでの水素濃度監視及びアニュラス排気ファンの起動については「技術的能力 1.10 水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための手順等」に、燃料取替用水タンクへの水補給操作については「技術的能力 1.13 重大事故等に収束に必要な水の供給手順等」に、事故対応に必要な監視計測に係る手順については、「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」で整理されており、有効性評価で挙げられている手順は技術的能力で整備されている手順と整合していることを確認した。</p> <p>③ 上記①に示すとおり、有効性評価上は期待しない操作や、実際に行う安全機能の回復操作（高圧注入系、低圧注入系の回復操作）が含まれていることを確認した。</p>
<p>(vii) 上記の対策も含めて本格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準が「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」と整合していることを確認する。</p>	<p>(vii) 上記(vi)で確認したとおり、本格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準は、「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に係る適合状況説明資料」の内容と整合が図られていることを確認した。また、その手順を踏まえて、使用する重大事故等対処設備（常設、可搬、計装）については、「表 3.4.1 水素燃焼における重大事故等対策について」で明確にされていることを確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第 37 条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p>	<p>※ 「格納容器破損防止対策の有効性評価」では要求されていない。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。 ※「格納容器破損防止対策の有効性評価」では要求されていないため、確認不要。</p>	
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。 (i) 対策の概略系統図において、対策に係る主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>(i) 本格格納容器破損モードの重大事故等対策に関する設備として静的触媒式水素再結合器やイグナイタ、格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンクが示されており、これらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。また、安定状態に向けた対策に関連する設備として格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器が示されており、これらを接続する配管や弁が概略系統図に示されていることを確認した。 ※ ここで示されている概略系統図は、評価事故シーケンスに関するものである。（格納容器破損モード「水素燃焼」では、格納容器スプレイの代わりに代替格納容器スプレイが、格納容器スプレイの再循環運転の代わりに格納容器内自然対流冷却が該当している。）</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。 (i) 対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	<p>(i) 対応手順の概要フローについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 「図 3.4.7 水素燃焼（大破断 LOCA+ECCS 注入失敗）における事象進展の概要」において、想定される事象進展が明確にされるとともに事象進展に沿った判断項目、操作確認項目等が示されていること、解析上は期待しない操作も含めて対応手順の概要が整理されていることを確認した。</p>
<p>(ii) 事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていること及びその根拠や妥当性を確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>(ii) 事象進展の判断基準等（手順着手の判断基準、有効性評価上期待しないもの含む）について、以下のとおり明確にされていることを確認した。</p> <p>① 評価事故シーケンス「水素燃焼（大破断 LOCA+ECCS 注入失敗）」に係る判断基準・確認項目等</p> <p><u>1次冷却材漏えいを判断</u>：格納容器圧力及び温度、格納容器サンプル水位、格納容器内モニタの変化により判断。 <u>高圧注入機能喪失を判断</u>：高圧注入ポンプの起動失敗又は高圧注入ライン流量の指示が上昇しないことにより判断。 <u>低圧注入機能喪失を判断</u>：余熱ポンプの起動失敗又は余熱除去ループ流量の指示が上昇しないことにより判断。 <u>炉心損傷の判断</u>：炉心出口温度計指示が 350℃以上かつ格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示 $1 \times 10^5 \text{mSv/hr}$ にて判断。 <u>格納容器スプレイ再循環切替判断</u>：燃料取替用水タンク水位計指示が 16%になれば、格納容器再循環サンプル水位計（広域）指示 70%以上を確認し、再循環切替を実施。 <u>格納容器スプレイ再循環切替</u>：原子炉補機冷却水ポンプの追加起動、格納容器スプレイ冷却器への補機冷却水供給、格納容器再循環サンプル水位を確認した上で水源を燃料取替用水タンクから格納容器再循環サンプルへと切り替える。 <u>格納容器サンプルスクリーン閉塞の判断</u>：格納容器再循環サンプル水位の低下、各ポンプの流量低下、出入口圧力及び電流の変動又は低下により判断。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>5) 本事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>(i) 個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p>	<p>(i) タイムチャートは「技術的能力 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」、「技術的能力 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」、「技術的能力 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」、「技術的能力 1.10 水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等に収束に必要な水の供給手順等」、「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」を踏まえ、以下のとおり整理されていることを確認した。</p> <p>① タイムチャートは具体的な作業項目、事象進展と経過時間、要員の配置について全体的に整理されていることを確認した。</p> <p>② (3)1(ii)、(iii)及び(vi)②で確認したとおり、個別の手順は「技術的能力 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」、「技術的能力 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」、「技術的能力 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」、「技術的能力 1.10 水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための手順等」、「技術的能力 1.13 重大事故等に収束に必要な水の供給手順等」、「技術的能力 1.15 事故時の計装に関する手順等」と整合していることを確認した。</p> <p>③ 主蒸気逃がし弁開放操作や充てん系による代替炉心注水操作、格納容器水素濃度計測装置起動準備等（実際には行うが）解析では期待しない操作も含めてタイムチャートに必要人員が計上されていることを確認した。</p> <p>④ 本格格納容器破損モードの対応に係る各操作及び作業における所要時間は、現場への移動時間、作業環境、作業時間等を考慮した想定時間として整理されており、実現可能な要員の配置がなされていることを確認した。また、異なる作業を連続して行う要員の移動先が示されていることを確認した。</p> <p>⑤ 要員の操作時間については、「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」において考え方が整理されていることを確認した。</p> <p>(参考：運転員等の操作時間に対する仮定)</p> <p>(5) 運転員等の操作時間に対する仮定</p> <p>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、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>a. 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報等の発信時点から10分後に開始する。</p> <p>b. a.の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、a.の操作から1分後に開始する。</p> <p>c. 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。</p> <p>d. 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。</p> <p>e. その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。</p> <p>なお、運転員等は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、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上記の運転員等操作時間を設定する。</p>

記載要領（例）

- 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。

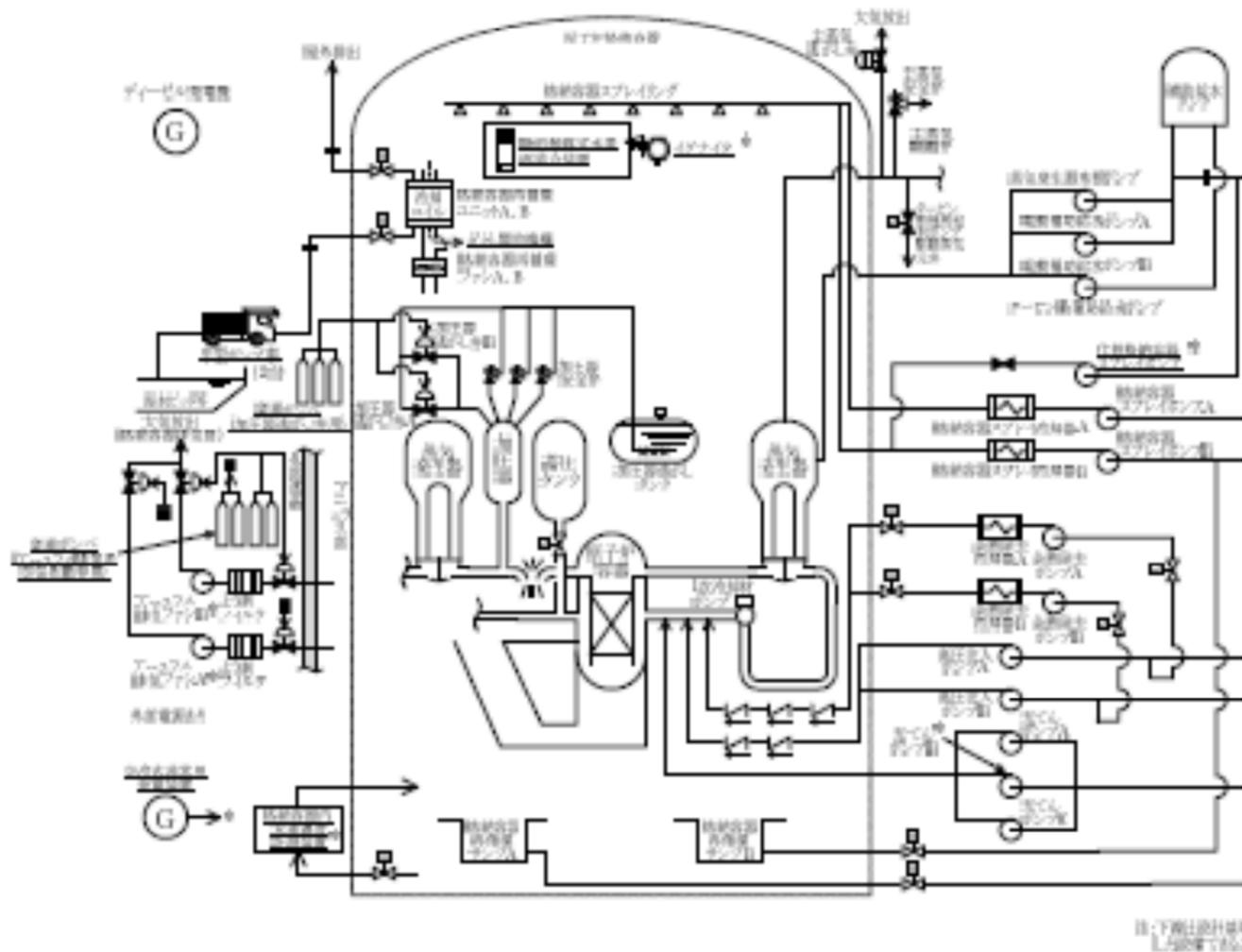


図3.4.1 水素燃焼モードでの重大事故等対策の概略系統図

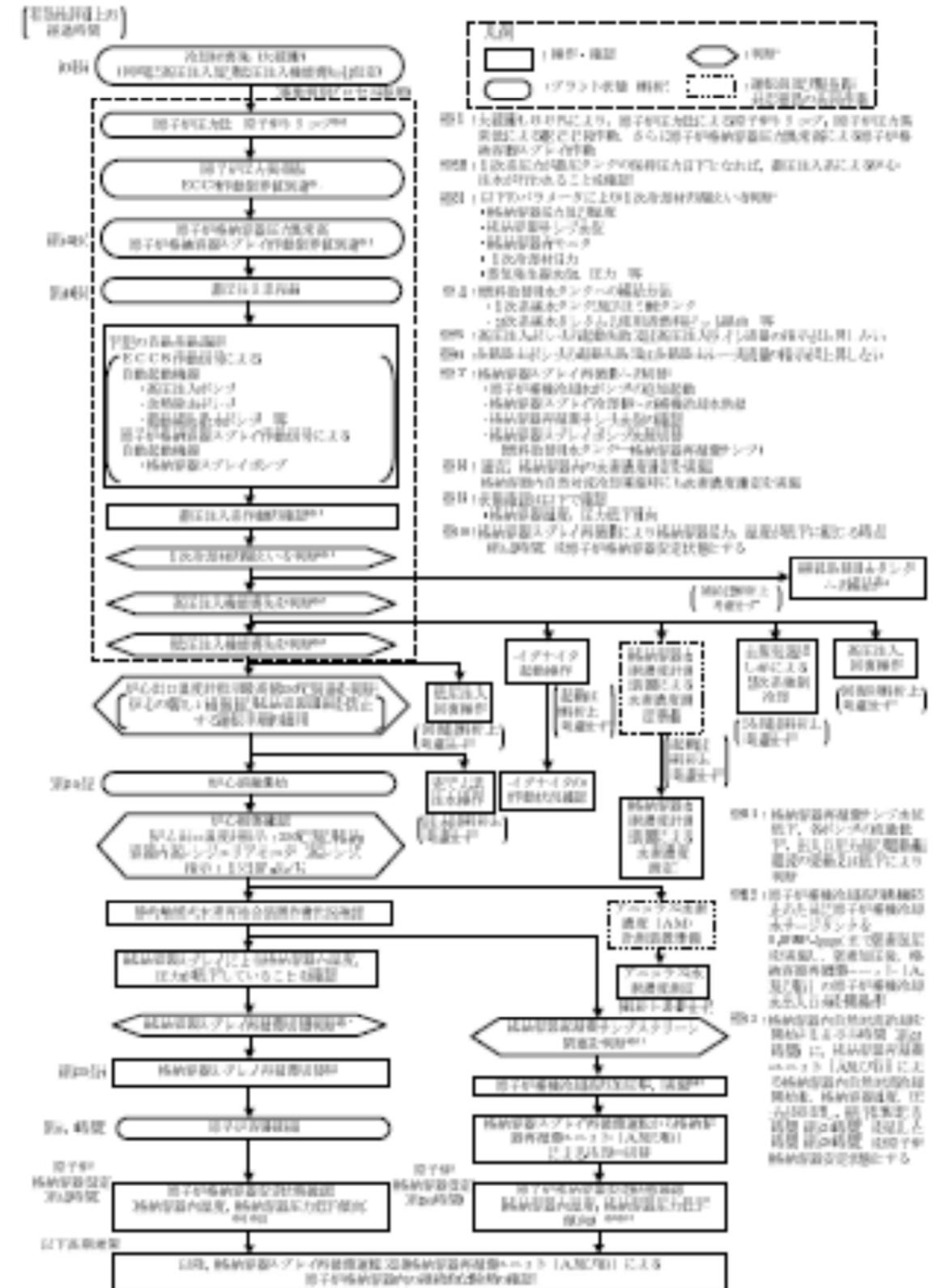


図3.4.7 水素燃焼（大破断LOCA+ECCS注入失敗）における事象進展の概要

2. 格納容器防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、評価事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 格納容器破損モード内のシーケンスから、評価事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 評価事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 評価事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRAの評価において評価事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>(i) 評価事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① PRAで選定されたシーケンスは「大破断 LOCA+低圧注入失敗」であるが、余裕時間及び設備容量の観点からより厳しい、高圧注入機能喪失の重量も考慮した「大破断 LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗」を評価事故シーケンスとしていることを確認した。</p> <p>② 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは、「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」を選定する。これは、事象進展が早くなり、初期から水素放出が開始され、かつ水素放出速度が大きくなる観点では、破断口径の大きい大破断 LOCA であること、水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなる観点では、格納容器スプレイが作動する状態であることなど、より厳しいシーケンスであることから選定する。PRA の手法により抽出され、格納容器破損防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本格納容器破損モードにおける事故シーケンスは「大破断 LOCA 時に低圧注入機能が喪失する事故」であるが、条件を厳しくするため、高圧注入機能の喪失を追加することを確認した。評価事故シーケンスの選定にあたっては、有効性評価ガイド 3.2.3 の着眼点を踏まえ、選定されたシーケンスは水素燃焼の観点で、中破断 LOCA に比べ破断口径が大きいことから事象進展が早くなり、初期から水素放出が開始され、かつ水素放出速度が大きくなる大破断 LOCA を起因とし、事象初期に大容量の炉心注入に期待できない低圧注入機能の喪失事象である、「大破断 LOCA 時に低圧注入機能が喪失する事故」であるが、これに加え、事象初期の 1 次系保有水量を厳しくする観点から高圧注入機能の喪失も考慮した「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとすることを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.4.1 水素燃焼における評価事故シーケンスの選定について」において、選定にあたっての判断根拠の詳細が示されている。</p> <p style="text-align: center;">参考：PRA での評価事故シーケンス選定結果</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>(5) 水素燃焼</p> <p>a. 評価対象 PDS の選定方法</p> <p>原子炉格納容器への負荷（水素濃度）及び事象進展の観点から抽出するが、以下の点から、AEI が最も厳しい PDS となる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・該当する T**, S**, A** において、全炉心ジルコニウム量の 75% が水と反応することを前提とすると水素発生量の差異がなくなるが、事象進展が速く、早期に原子炉格納容器内へ水素が放出される点で A**（大・中破断 LOCA）が厳しい。 ・該当する **D, **I, **W のうち、格納容器スプレイ注入・再循環に成功する PDS では水蒸気が凝縮され、原子炉格納容器内の水素濃度が高くなることから、**I が厳しい。 ・原子炉格納容器内へ水が持ち込まれない **D では、原子炉容器破損後後期に MCC I が発生し、別紙表 2-4-1 のとおり水素が発生する。MCC I による水素発生量は AED で最も大きく約 289.1kg である。また、ジルコニウムに起因するものであることを確認している。MCC I が発生すると水素発生量は多くなるが、同時に多量の水蒸気も発生するため、水素濃度（75%換算）の観点からは、AED で約 2.9vol%、AEI で約 9.0vol% と、**I が厳しくなる。 <p>b. 評価事故シーケンスの選定方法</p> <p>評価対象の PDS である AEI に該当する事故シーケンスのうち、事象進展が速く、水素放出速度が大きくなる大破断 LOCA を起因とし、更に余裕時間及び要求される設備容量の観点から厳しくなる ECCS 注入失敗となる事故シーケンス (③) を選定している。</p> <p>なお、評価事故シーケンスにおいては、余裕時間及び設備容量の観点からより厳しい、高圧注入失敗の重量を考慮している。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>評価対象 PDS : AEI</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 中破断 LOCA + 高圧注入失敗 ② 中破断 LOCA + 高圧再循環失敗 ③ 大破断 LOCA + 低圧注入失敗 ④ 大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗 ⑤ 中破断 LOCA + 蓄圧注入失敗 ⑥ 大破断 LOCA + 蓄圧注入失敗 </div> </div>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（2）実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>2）有効性評価ガイド 3.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。（→解析コード審査確認事項へ）</p> <p>（i）評価事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p>	<p>（i）本評価事故シーケンスにおける重要現象は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>炉心における重要現象：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 崩壊熱 ・ 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 ・ 沸騰・ボイド率変化 ・ 気液分離・対向流 <p>原子炉容器、1次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション ・ 炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融 ・ 炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達 ・ 炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP（核分裂生成物）挙動 <p>原子炉格納容器における重要現象：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器スプレイ冷却 ・ 水素濃度変化 ・ 炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用 ・ 炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり ・ 炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱 ・ 炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱 ・ 炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生 ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器内FP（核分裂生成物）挙動 <p>具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>（ii）使用する解析コードが、評価事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p> <p>（水素燃焼の場合）</p> <p>① 評価に当たり、解析コードを複数使用する場合は、解析コードの役割及び解析コード間の連携が説明されていることを確認。</p>	<p>（ii）上記（i）で確認した重要現象である「炉心損傷後の原子炉圧力容器内の溶融炉心のリロケーション、原子炉圧力容器破損、溶融等の現象を評価することが可能であり、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、原子炉格納容器内の溶融炉心挙動に関するモデルを有する MAAP を用いている。また、原子炉格納容器内水素濃度評価を行うため、区画内や区画間の流動、構造材との熱伝達等の事象を適切に評価することが可能な GOTHIC を用いる」ことを確認した。</p> <p>① 「図 3.4.4 水素濃度評価の概要」にあるとおり、本評価事故シーケンスの評価を実施するにあたっては、MAAP コードで1次系内の各種事故事象（炉心溶融進展、水素発生、放射性物質放出等）や原子炉格納容器内の放射性物質分布、溶融炉心の挙動等を解析し水素の生成量を求め、その結果を補正した上で GOTHIC に引き渡し、GOTHIC において格納容器内の水素混合気の挙動や PAR による水素処理挙動等を解析し、格納容器内の圧力・温度や格納容器内の各区画内の各種気体成分の濃度等を評価するものであり、MAAP コード、GOTHIC コードの役割及びコード間の連携が明確となっていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（1）有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>（3）不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド3.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(4) 水素燃焼</p> <p>a. 現象の概要 原子炉格納容器内に酸素等の反応性のガスが混在していると、水-ジルコニウム反応等によって発生した水素と反応することによって激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器が破損する場合がある。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から水素燃焼の観点から厳しいシーケンスを選定する。また、炉心内の金属-水反応による水素発生量は、原子炉圧力容器の下部が破損するまでに、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するものとする。</p> <p>(b) 原子炉圧力容器の下部の破損後は、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガス等の発生を考慮する。</p> <p>(c) 水の放射線分解によって発生する水素及び酸素を考慮する。</p> <p>(d) 原子炉格納容器内の水素濃度分布については、実験等によって検証された解析コードを用いる。</p> <p>(e) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を考慮する。</p> <p>(注) 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%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であれば爆轟は防止できると判断される。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) グロープラグ式イグナイタ</p> <p>(b) 触媒式リコンビナ（PAR）</p> <p>(c) 原子炉格納容器内の不活性化（窒素注入）</p> <p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p>	<p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p>	<p>① 外部電源についてはあるものとする。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、水素濃度の観点で厳しい設定となることを確認した。</p>
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した評価事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(水素燃焼の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器自由体積、ヒートシンクの設定の考え方を確認。 	<p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 起因事象として、高温側配管の大破断 LOCA が発生し、安全機能の喪失に対する仮定として、高圧、低圧注入機能が喪失するものとしており、PRA の評価で選定した事故シーケンスに高圧注入機能喪失を重畳させたものとなっていることを確認した。</p> <p>② 「表 3.4.2 主要解析条件（水素燃焼）」において、初期条件、事故条件について、炉心熱出力や原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク、安全機能の喪失の仮定等、解析で設定した条件とその考え方が全体的に整理されていることを確認した。原子炉格納容器自由体積については自由体積が小さい方が水素濃度の観点から厳しく、ヒートシンクについては、大きいほうが水蒸気の凝縮の観点から水素濃度が厳しくなることを確認した。</p>
<p>(iii) 3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等にしたいが、以下の条件を含めていることを確認する。</p> <p>(水素燃焼の場合)</p> <p>① 炉心内の金属-水反応による水素発生量は、原子炉圧力容器の下部が破損するまでに、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するものとしていることを確認。</p> <p>② 原子炉圧力容器の下部の破損後は、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガス等の発生を考慮していることを確認。</p> <p>③ 水の放射線分解によって発生する水素及び酸素を考慮していることを確認。</p> <p>④ 金属腐食による水素生成の条件を確認。</p>	<p>(iii) 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド3.2.3にしたいが、以下の条件を明確にしていることを確認した。</p> <p>① 水素は、原子炉圧力容器内の全ジルコニウム量の75%が水と反応し発生することを確認した。具体的には、水と反応する炉心内のジルコニウム量の割合は、MAAP による評価結果に基づき75%に補正する。補正する期間は、炉心溶融開始時点から、すべての溶融炉心が原子炉容器外に落下し、溶融炉心と水が反応することによるジルコニウム-水反応が収束するまでの期間とする。さらに、水と反応するジルコニウム量の割合として、全炉心内ジルコニウム量の75%と MAAP による解析結果との差分は、補正期間中一定速度で増加させることを確認した。</p> <p>② 溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさを考慮して評価結果が基準を満足するかを確認することを確認した。（「3.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」にて MCCI による水素の影響を確認）</p> <p>③ 水の放射線分解を評価する際の水素生成に係る G 値として、炉心水については0.4分子/100eV、サンプル水については0.3分子/100eV とすることを確認した。</p> <p>④ 金属腐食では、アルミニウム及び亜鉛を考慮し、それぞれアルカリ性及び酸性の水溶液との反応により生成される水素を評価することを確認した。補足説明資料「添付資料3.4.4放射線水分解等による水素生成について」において、有効性評価で考慮する水素発生要因及び生成量評価に用いる G 値の設定根拠が示されている。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 格納容器破損防止対策の実施時間</p> <p>(a) 格納容器破損防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 格納容器破損防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その影響を、運転員等操作開始時間及び解析結果に対する観点から確認していること。</p> <p>(水素燃焼の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器スプレイに用いるポンプの流量を確認。 PAR、イグナイタの水素処理性能、条件や設置位置等を確認。 <p>(ii) 有効性評価ガイド 3.2.2(3)c. にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(i) 機器条件として、PAR1 基当たりの水素処理量は、設備設計値を基に 1.2kg/h とし、5 基の設置とする。イグナイタは、12 基設置するが、水素濃度の観点で厳しくなるように機能することを期待しないことを確認した。その他の機器条件も含め、具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 「表 3.4.2 主要解析条件（水素燃焼）」より、本評価事故シーケンスの評価で用いる機器条件と設定理由については、以下に示される通りであることを確認した。</p> <p><u>格納容器スプレイポンプ</u>：作動台数は 2 台作動し、最大流量（設計値）で原子炉格納容器内に注水するものとしており、その理由は、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、相対的な水素濃度の観点から厳しい設定であることを確認した。</p> <p><u>PAR</u>：PAR1 基あたりの処理性能については、設計値を基に 1.2kg/h（水素濃度 4vol%、圧力 0.15MPa[abs]において）とし、設置台数は 5 基として確認した。</p> <p><u>イグナイタ</u>：解析においては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ことを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.4.5 静的触媒式水素再結合装置の性能評価式の解析コード GOTHIC への適用について」において、PAR の性能確認に使用した試験条件と実機条件との比較等から、評価式の適用性についての根拠が示されている。</p> <p>(ii) 本評価事故シーケンスにおいて喪失を仮定している低圧注入系、高圧注入系については、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言している。）</p>
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策の操作条件を確認するとともに、操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスにおける操作の成立性について、以下のとおり確認した。なお、技術的能力における「作業の成立性」で示されたタイムチャートと有効性評価におけるタイムチャートは、要員の並行作業等で異なる場合があるため、操作時間が異なる場合は技術的能力の添付資料を参照した。本評価事故シーケンスにおける重大事故等対策のうち、2 次系強制冷却、充てんポンプによる炉心注水、水素濃度低減（イグナイタ、有効性評価上は期待していないが実際には行う操作）、格納容器スプレイ再循環切替については中央制御室での対応であり、現場操作はない。</p> <p><u>燃料取替用水タンク補給操作（有効性評価上、期待しない操作）</u>：「技術的能力 1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室対応は運転員 1 名、現場対応は運転員 1 名であり、系統構成に 20 分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。なお、補給は有効性評価上、考慮していない。</p> <p><u>水素濃度監視（格納容器）（有効性評価上、期待しない操作）</u>：「技術的能力 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」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室対応は運転員 1 名、現場対応は運転員 2 名及び緊急時対応要員 5 名であり、現場での格納容器水素濃度計測装置起動準備操作に 65 分、格納容器水素濃度計測装置起動準備、起動操作に 90 分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。なお、起動は有効性評価上、考慮していない。</p> <p><u>水素濃度監視（アニュラス）（有効性評価上、期待しない操作）</u>：「技術的能力 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」の操作の成立性において、本操作に係る要員は、中央制御室対応は運転員 1 名、現場対応は運転員 1 名及び緊急時対応要員 2 名であり、現場でのアニュラス水素濃度 (AM) 計測装置起動準備操作（運転員 1 名）に 20 分、アニュラス水素濃度 (AM) 計測装置起動準備操作（緊急時対応要員 2 名）に 75 分等を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。なお、起動は有効性評価上、考慮していない。</p> <p><u>格納容器内自然対流冷却</u>：「技術的能力 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」において、本操作に係る要員は、中央制御室対応は運転員 1 名、現場対応は運転員 2 名であり、現場での原子炉補機冷却系加圧操作に 40 分、冷却水通水操作に 20 分を想定しており、有効性評価のタイムチャートにおいても上記の作業内容と作業時間が整理されていることを確認した。なお、格納容器サンプスクリーンに閉塞の兆候が現れた場合には、格納容器スプレイ系から本操作に切り替え、原子炉格納容器の除熱を継続する。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>② PARは、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素を処理するため、運転員等操作に関する条件はないとしていることを確認した。</p> <p>③ 該当する操作条件はない。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（設置許可基準規則第37条 解釈）</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （原子炉格納容器の破損の防止）</p> <p>2-3 上記2-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評 (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。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について</p> <p>1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈 における評価項目に対する基準を満足しているか。</p> <p>(i) 事象進展の説明は事象の発生から炉心損傷防止対策とその効果等 が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適 切であるかを確認する。</p> <p>① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起回事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙 動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。</p> <p>（水素燃焼の場合）</p> <p>起回事象に関連するパラメータ：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 1次系圧力 <p>対策の効果：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器内の平均水素濃度 ・ 水素濃度（ウエット）・水蒸気濃度 ・ 原子炉格納容器内の各区画水素濃度（ドライ）の推移 	<p>(i) 事象進展やプラントの過渡応答が適切であるかについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷及び格納容器破損の恐れに至るプロセス、初期の格納容器損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。</p> <p>② 図3.4.14、図3.4.12及び図3.4.13より、1次系圧力が急低下するとともに原子炉格納容器圧力・温度が上昇していることから、原子炉格納容器内で大破断LOCAが発生していることを確認した。</p> <p>③ PARに関連する計装設備（静的触媒式水素再結合装置動作監視装置）のトレンド図は無いものの、図3.4.10の原子炉格納容器内の平均水素濃度（ドライ）は約3時間後より低下傾向を示すことから、PARが作動していることを確認した。</p> <p>④ 図3.4.10、図3.4.11より、PARの作動により約3時間以降は原子炉格納容器内水素濃度が低下傾向となることから、本評価事故シーケンスにおける重大事故等対策の効果を確認した。また、炉心損傷直後はLOCAの破断位置（RCS開口部）を含むループ室の水素濃度割合が高く推移するが、格納容器スプレイの攪拌効果により時間経過とともに水素濃度は均一に混合し、局所的に水素濃度が高くなっている区画は無いことを確認した。なお、本評価事故シーケンスにおいては、イグナイタの作動には期待していないが、図3.4.15、図3.4.16にあるとおり、イグナイタの効果を期待した場合には、炉心損傷直後の水素濃度を低減できることを確認した。（ベースケースの水素濃度のピークは約11.3vol%（ドライ）に対して、イグナイタ作動ケースでは約8vol%（ドライ）となっている）</p> <p>補足説明資料「添付資料3.4.6 原子炉格納容器内の水素混合について」において、水素混合挙動に関する試験結果等から原子炉格納容器ドーム部の上層部等で水素濃度や温度の成層化が生じる可能性が低いとする根拠が示されている。</p>
<p>(ii) 評価項目となるパラメータが評価項目を満足しているか確認する。</p> <p>（水素燃焼の場合）</p> <p>① 格納容器内水素濃度割合（ドライ換算） ② 原子炉格納容器圧力 ③ 原子炉格納容器温度</p>	<p>(ii) 上記(i)の事象進展やプラント過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、事象発生後、炉内の水が急激に減少し燃料の露出が始まると、燃料被覆管温度が上昇することにより、ジルコニウム-水反応による水素が発生するとともに、約24分後には炉心溶融が開始する。事故発生から約1.3時間後に原子炉圧力容器が破損する。約3時間後に原子炉圧力容器からの溶融炉心の流出が停止し、ジルコニウム-水反応による水素の生成はほぼ停止する。ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約11.3 vol%で減少に転じ、13 vol%を下回る。1次冷却材配管の破断区画において、ジルコニウム-水反応により発生した水素が破断口から放出されることにより、一時的に水素濃度が高くなるが、その期間は短時間であり、水蒸気を含む雰囲気下において水素濃度は爆轟領域に達しないことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 図3.4.11にあるとおり、原子炉格納容器内水素濃度（ドライ）の最高値は11.3vol%であり、評価期間を通じて13vol%を下回っていることから、評価結果は基準を満足していることを確認した。なお、図3.4.12にあるとおり、1次冷却材配管の破断区画においては、過渡的に高水素濃度となっているが、局所的な状態で燃焼しても原子炉格納容器が破損するような負荷はかからないこと、原子炉格納容器内で水素燃焼が生じる際の現実的な条件である水蒸気雰囲気下（水蒸気-空気-水素）において爆轟領域には達していないことを確認した。補足説明資料（「添付資料3.4.7 解析コード</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>GOTHIC における水素濃度分布について」において、破断口区画の三元図が示されており、破断口区画においては、一時的に水素濃度が高くなるものの、水蒸気雰囲気においては爆轟領域に達していないことを示している。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.4.8 AICC 評価について」において、仮に全炉心内ジルコニウム量の 75%から発生した水素が燃焼した場合でも格納容器圧力は最高使用圧力の 2 倍を超えないことが示されている。</p> <p>② 図 3.4.13 にあるとおり、原子炉格納容器圧力は破断 LOCA により約 0.2MPa [gage] まで上昇するが、格納容器スプレイの作動により抑制され、評価期間を通じて、原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍（0.566MPa[gage]）を下回っていることから、評価結果は基準を満足していることを確認した。</p> <p>③ 図 3.4.13 にあるとおり、原子炉格納容器温度は破断 LOCA により約 120℃まで上昇（MAAP は破断 LOCA 時の事象初期への適用性が低いため、既往の DBA 評価結果を参照）するが、格納容器スプレイの作動により抑制され、評価期間を通じて、200℃を下回っていることから、評価結果は基準を満足していることを確認した。</p>
<p>(iii) 初期の格納容器破損対策により、原子炉格納容器の破損を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (f) を満足していることを確認した。具体的には、図 3.4.11 にあるとおり、原子炉格納容器内水素濃度（ドライ）の最高値は 11.3vol%であり、評価期間を通じて 13vol%を下回っていること、また、図 3.4.12 にあるとおり、1 次冷却材配管の破断区画においては、一時的に水素濃度が高くなるが、その期間は短く水蒸気雰囲気下において爆轟領域には達しないことから、原子炉格納容器が破損する可能性のある爆轟を防止できていることを確認した。補足説明資料（「添付資料 3.4.7 解析コード GOTHIC における水素濃度分布について」において、破断口区画の三元図が示されており、破断口区画においては、一時的に水素濃度が高くなるものの、水蒸気雰囲気においては爆轟領域に達していないことを確認できる。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして 7 日間評価する。ただし、7 日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド 3.2.1(4) を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉及び原子炉格納容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 格納容器スプレイの再循環運転による原子炉格納容器の除熱が確立し、原子炉格納容器圧力・温度が低下傾向を示していることをトレンド図で確認。</p> <p>(水素燃焼の場合)</p> <ul style="list-style-type: none"> 水素濃度の低下傾向が継続していることを確認 	<p>(i) 安定停止状態になるまでの評価について、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した PAR の効果により原子炉格納容器内の水素濃度は徐々に低下し、事象発生から 25 時間時点においても低下傾向が続いている。なお、事象初期より格納容器スプレイが起動しているため、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心は、安定して冷却されており、その後も安定状態を維持できることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 図 3.4.10 にあるとおり、原子炉格納容器内水素濃度（ドライ）は 11.3vol%をピークに低下傾向を示すこと、図 3.4.12、図 3.4.13 にあるとおり、原子炉格納容器圧力・温度は格納容器スプレイの再循環運転によって原子炉格納容器の除熱が確立されていることから低下傾向を維持しており、安定状態まで評価が行われていることを確認した。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

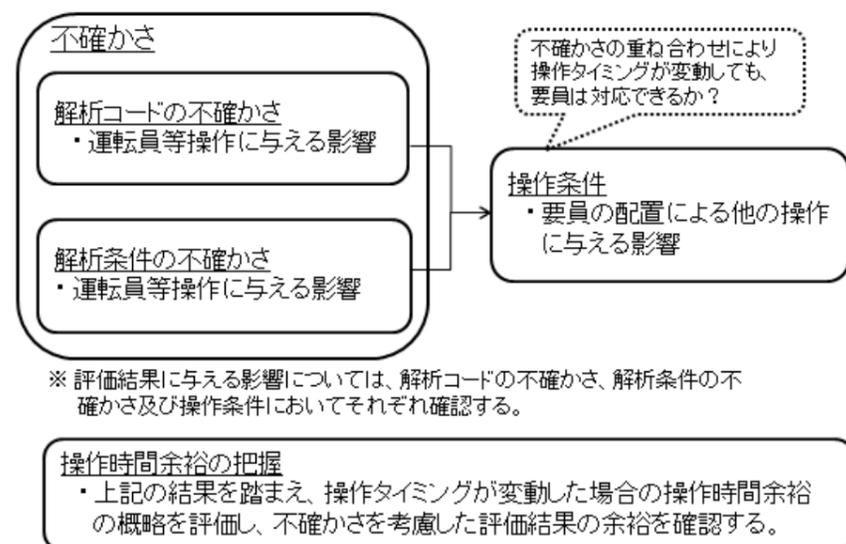
確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1) 解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3) 操作時間余裕を確認する。



※ 評価結果に与える影響については、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさ及び操作条件においてそれぞれ確認する。

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。また、「1.1(4) 有効性評価における解析条件の設定」において、「解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、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」としていることを確認した。</p> <p>参考：「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>（参考：1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針）</p> <p>1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。 不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>（ii）解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>（ii）不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスは、静的触媒式水素再結合装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素を処理し、原子炉格納容器の健全性を確保することが特徴である。このため、運転員等操作が受ける影響はないことを確認した。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象*の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器破損防止対策である静的触媒式水素燃焼装置による水素処理は、運転員等操作を介さない（本操作に係る運転員等操作はない）ため、運転員等操作に与える影響はない。</p>
<p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響について、<u>本格格納容器破損モードの有効性評価では、MAAP で得られた水素発生量を原子炉圧力容器内の全ジルコニウム量の75%が反応するように補正して評価する。感度解析のパラメータを組み合わせた場合、MCCIに伴い発生する水素は、炉心内の全ジルコニウム量の約6%である。このことを考慮し、炉心内の全ジルコニウム量の75%が水と反応することに加えて、MCCIによる水素発生を考慮しても、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約12.1vol%である。したがって、MCCIに伴い発生する水素の不確かさを考慮して評価しても、格納容器破損防止対策の評価項目(f)を満足している</u>ことを確認した。解析コードが有する不確かさとその傾向、評価項目となるパラメータに対する影響の具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>MAAP :</p> <p>① MAAP コードが有する重要現象の不確かさとその傾向を以下のとおり確認した</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故の再現性が確認されていること、炉心ヒートアップの感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まることを確認した。 原子炉格納容器における水素濃度の不確かさとして、水素発生に関する基本的なモデルは、TMI 事故の再現性が確認されていることを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、熔融炉心挙動モデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析より、原子炉容器破損時間が早まることを確認した。 原子炉容器破損、熔融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、原子炉破損を判定する最大歪みの閾値を低下させた場合に原子炉容器破損時間が早まるが、早まる時間はわずかであることを確認した <p>以上より、解析コード MAAP が有する不確かさとその傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響について、以下のとおり確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心ヒートアップに関するモデル（炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形）や原子炉格納容器における水素濃度、炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさにより事象の進展が早くなるものの、有効性評価では、MAAP で得られた水素発生量が全炉心内ジルコニウム量の 75%と水が反応することにより発生する量になるように水素発生率を補正して評価していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。 ・ 原子炉容器破損、溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間が早まることが確認されているが、早まる時間はわずかであり、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注水が行われていることから、溶融炉心・コンクリート相互作用が抑制されることから評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。 ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用に関する種々の不確かさは「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、溶融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組み合わせを考慮した感度解析を実施しており、溶融炉心の拡がり面積を変更した場合は局所的に溶融炉心が堆積することで水素が発生するが、溶融炉心が冷却されることでコンクリート侵食が停止し、水素発生も停止する。また、溶融炉心・コンクリート相互作用により発生する水素はすべてジルコニウムに起因するものであり、MCCI によるジルコニウムの反応割合は全炉心内のジルコニウム量の約 6%であり、この水素の追加発生分を考慮してもドライ条件に換算した原子炉格納容器内の水素濃度（ドライ）は最大約 12.1vol%であり、13vol%を下回るため評価項目に対する影響はないことを確認した。 補足説明資料「添付資料 3.4.10 溶融炉心・コンクリート相互作用による水素の発生を考慮した場合の原子炉格納容器内水素濃度について」において、MCCI 評価の主要入力データに対する感度解析結果が示されている。 <p><u>GOTHIC :</u></p> <ol style="list-style-type: none"> ① GOTHIC コードが有する重要現象の不確かさとその傾向として、原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導及びスプレイ冷却の不確かさとして、NUPEC 検証解析により影響程度を確認しており、爆轟領域に最も余裕の小さい区画において、不確かさを考慮しても爆轟に至る可能性はないことを確認した。 ② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響として、図 3.4.11 にあるとおり、格納容器スプレイ等による原子炉格納容器内の攪拌や、対流に伴う混合促進により原子炉格納容器内において水素濃度は均一化する傾向にあり、このような場合には、原子炉格納容器ドーム部のノード分割の差により解析結果に大きな差異は生じないことが確認されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、仮に原子炉格納容器頂部に水素が成層化した場合も考慮して、「技術的能力 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」において、原子炉格納容器頂部にイグナイタを設置する方針であることを確認している。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器破損防止対策である静的触媒式水素燃焼装置による水素処理は、運転員等操作を介さない（本操作に係る運転員等操作はない）ため、運転員等操作に与える影響はない。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(水素燃焼の場合)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② PARの性能の影響を確認。</p> <p>③ 1次冷却材の流出流量の影響を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響については、解析条件の中で影響を与えられられる炉心崩壊熱、PARの性能の変動、金属腐食量等を対象に不確かさの影響を確認したが、いずれも水素濃度への影響は小さい又は濃度を低くすることとなることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しているため、実際の事象進展は解析結果よりも遅くなる。このため燃料が炉内に存在する時間が長くなることで水-ジルコニウム反応量が多くなり、水素発生量が多くなると考えられるが、水素発生量は全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するものとして補正を行っていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>② 静的触媒式水素再結合装置による水素処理は、図3.4.10や図3.4.16にあるとおり、イグナイタのように炉心損傷直後の水素濃度のピーク値を低減させるものではなく、長期的に原子炉格納容器全体の水素濃度を低下させるものである。静的触媒式水素再結合装置の性能の変動を考慮した場合として、静的触媒式水素再結合装置の効果を期待しなかった場合の原子炉格納容器内の水素濃度は約11.5vol%（ベースケース=11.3vol%）であり、13vol%を下回ることから評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、静的触媒式水素再結合装置の水素濃度の違いによる再結合反応開始遅れの影響を考慮し、静的触媒式水素再結合装置が水素濃度5vol%まで起動しないと想定して評価した結果、約2kgの未反応分の水素が発生し、水素濃度としては約0.03vol%上昇するが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.4.11 事象初期に全炉心ジルコニウム量の75%が水と反応した場合のドライ水素濃度について」において、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内の水素濃度の算出方法について示されている。</p> <p>③ 1次冷却材の流出流量の変動として地震によるExcess LOCAの発生を考慮した場合、流出流量の増加により事象進展が変動することで水素生成挙動にも影響が生じることが考えられるが、水素発生量は全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するものとして補正を行っていること、静的触媒式水素再結合装置の効果を期待しなかった場合の原子炉格納容器内の水素濃度は約11.5vol%であり、13vol%を下回ることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料3.4.12 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（水素燃焼）」において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。</p>

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、<u>要員の配置</u>は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器破損防止対策である静的触媒式水素燃焼装置による水素処理は、運転員等操作を介さない（本操作に係る運転員等操作はない）ため、運転員等操作に与える影響はない。</p>
<p>2. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が<u>評価結果</u>に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器破損防止対策である静的触媒式水素燃焼装置による水素処理は、運転員等操作を介さない（本操作に係る運転員等操作はない）ため、運転員等操作に与える影響はない。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器破損防止対策である静的触媒式水素燃焼装置による水素処理は、運転員等操作を介さない（本操作に係る運転員等操作はない）ため、運転員等操作に与える影響はない。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>（有効性評価ガイド）</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>（4）有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。（少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。）</p> <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>（i）重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本格納容器破損モードにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>（i）重大事故に対処するための要員数の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスの対応及び復旧作業に必要な要員は28名である。これに対して、運転員及び緊急時対応要員は32名であり対応が可能であることを確認した。</p> <p>② 上記①で確認したとおり、重大事故等対策に必要な要員を上回る緊急時対応要員等を確保できていることに加え、1・2号炉の運転員等も対応可能であることから、3号炉の重大事故等への対処と1・2号炉の SFP への対処が同時に必要となっても対応可能であることを確認した。</p>
<p>（ii）本格納容器破損モードにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>（ii）電源供給量の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスにおいては、外部電源喪失を想定していないが、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能であることを確認した。</p>
<p>（iii）安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本事故シーケンスグループにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定状態まで移行できることを確認する。</p> <p>（水素燃焼の場合）</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器スプレイの再循環切替により原子炉格納容器内への注水を継続（燃料取替用水タンクへの水補給は行わない） 	<p>（iii）水源の充足性について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 燃料取替用水タンク（1,530m³）を水源とする格納容器スプレイによる格納容器注水は、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位（16%）に到達すれば、格納容器再循環サンプ水位計（広域）指示を確認し、格納容器スプレイ再循環運転に切り替える。以降は、格納容器再循環サンプを水源とし、格納容器スプレイ再循環運転を継続する。したがって、燃料取替用水タンクへの補給は不要であることを確認した。</p>
<p>（iv）発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>（iv）発災から7日間の資源、水源の充足性について、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合には、ディーゼル発電機の7日間の運転を考慮すると合計約516kLの重油が必要となる。これに対して、発電所内の燃料油貯油槽及び重油タンクに備蓄された重油量約516kLで対応が可能である。緊急時対策所用発電機の7日間の運転継続に必要な軽油量は約5kLである。これに対して、発電所内の軽油タンクに備蓄している軽油量約55kLで対応が可能であることを確認した。水源については上記(iii)にあるとおり、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位に到達した以降は、格納容器再循環サンプを水源として原子炉格納容器内への注水を継続するため、外部支援は必要としないことを確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、本格納容器破損モードの特徴、特徴を踏まえた格納容器破損防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から格納容器破損防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>格納容器破損モード「水素燃焼」に対して、申請者が格納容器破損防止対策として計画している水素濃度の低減が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」において、PAR の設置などを行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（f）を満足している。さらに、MCCI に伴い発生する水素の不確かさを考慮して評価しても、格納容器破損防止対策の評価項目（f）を満足している。これにより、解析条件の不確かさを考慮しても、評価項目（f）を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（高圧注入ポンプ等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。</p> <p>また、イグナイタにより、可燃状態になった時点で水素を燃焼させることによって、MCCI によるさらなる水素生成がある場合なども含めて、水素濃度をより確実に低く抑えることができることを確認した。イグナイタは、水素が頂部に成層化する可能性にも考慮して、原子炉格納容器ドーム部頂部付近にも設置することを確認した。これらの水素処理装置には熱電対を設置して、作動状況を把握することができることを確認した。</p> <p>水の放射線分解等によって発生する水素を考慮しても、PAR 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し、低下傾向が続くことなどから、原子炉格納容器を安定状態に導くことができることを確認した。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>「IV-1. 1 事故の想定」で示したように、評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、上記の確認及び判断により、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。</p>

溶融炉心・コンクリート相互作用

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策	3.5-2
(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態	3.5-2
(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方	3.5-3
(3) 格納容器破損防止対策	3.5-4
2. 格納容器防止対策の有効性評価	3.5-9
(1) 有効性評価の方法	3.5-9
(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件	3.5-11
(3) 有効性評価の結果	3.5-15
3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価	3.5-17
(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	3.5-19
(2) 解析条件の不確かさの影響評価	3.5-21
a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件	3.5-21
b. 操作条件	3.5-23
(3) 操作時間余裕の把握	3.5-24
4. 必要な要員及び資源の評価	3.5-25
5. 結論	3.5-26

伊方発電所3号炉に係る新規制基準適合性審査の視点及び確認事項（格納容器破損防止対策の有効性評価：溶融炉心・コンクリート相互作用）

1. 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）																																		
<p>1. 格納容器破損モード内の事故シーケンス選定の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態は、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」において示されている各プラント損傷状態と一致していることを確認する。</p> <p>（注：本項は、「事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」と対策の有効性評価をリンクさせるためのもの。）</p>	<p>1) 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」におけるプラント損傷状態(PDS)は、以下の11つであり、PRA側の評価と一致していることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ TEI ・ TED ・ SED ・ TEW ・ AEI ・ SEI ・ AED ・ SLI ・ SLW ・ AEW ・ SEW <p>(PRA まとめ資料(第2.6表 評価対象とするPDSの選定))</p> <table border="1" data-bbox="1240 1081 2024 1297"> <tr> <td rowspan="11" style="text-align: center; vertical-align: middle;">溶融炉心・コンクリート 相互作用</td> <td style="text-align: center;">1.4E-06</td> <td>TEI</td> <td style="text-align: right;">47.7%</td> </tr> <tr> <td></td> <td>TED</td> <td style="text-align: right;">35.9%</td> </tr> <tr> <td></td> <td>SED</td> <td style="text-align: right;">15.6%</td> </tr> <tr> <td></td> <td>TEW</td> <td style="text-align: right;">0.6%</td> </tr> <tr> <td></td> <td>AEI</td> <td style="text-align: right;">0.1%</td> </tr> <tr> <td></td> <td>SEI</td> <td style="text-align: right;">0.0%</td> </tr> <tr> <td></td> <td>AED</td> <td style="text-align: right;">0.0%</td> </tr> <tr> <td></td> <td>SLI</td> <td style="text-align: right;">0.0%</td> </tr> <tr> <td></td> <td>SLW</td> <td style="text-align: right;">0.0%</td> </tr> <tr> <td></td> <td>AEW</td> <td style="text-align: right;">0.0%</td> </tr> <tr> <td></td> <td>SEW</td> <td style="text-align: right;">0.0%</td> </tr> </table>	溶融炉心・コンクリート 相互作用	1.4E-06	TEI	47.7%		TED	35.9%		SED	15.6%		TEW	0.6%		AEI	0.1%		SEI	0.0%		AED	0.0%		SLI	0.0%		SLW	0.0%		AEW	0.0%		SEW	0.0%
溶融炉心・コンクリート 相互作用	1.4E-06		TEI	47.7%																															
			TED	35.9%																															
			SED	15.6%																															
			TEW	0.6%																															
			AEI	0.1%																															
			SEI	0.0%																															
			AED	0.0%																															
			SLI	0.0%																															
			SLW	0.0%																															
			AEW	0.0%																															
		SEW	0.0%																																

※ 本資料の確認結果に記載の図表番号については、補足説明資料の図表番号であり、原子炉設置変更許可申請書の図表番号とは異なる。

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 格納容器破損モードの事象進展及び対策の基本的考え方の妥当性について</p> <p>1) 事象進展の概要は、以下のとおり対策の必要性としての論点を明確にするものとなっているか。</p> <p>(i) 想定する起因事象、喪失する機能が、事象の進展及び必要となる対策の観点から、格納容器破損モード全体の特徴を代表していることを確認するとともに、対策を講じない場合の炉心損傷に至る事象進展を確認する。</p> <p>(ii) 対策の基本的な考えが、格納容器破損モードの特徴を踏まえて必要な機能を明確に示しているか、初期の対策と長期の対策（安定停止状態に向けた対策）を分けているか確認する。</p>	<p>格納容器破損モード「MCCI」は、格納容器破損モード「格納容器過圧破損」の一連の重大事故等の有効性評価の中で確認したことから、格納容器破損モード「格納容器過圧破損」と共通する事項を省略し、本格納容器破損モード特有の事項を中心に記載した。このため、格納容器破損モード「格納容器過圧破損」で確認した項目については、確認結果の欄に、「格納容器過圧破損において確認した。」と記載した。</p> <p>(i) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴は、原子炉圧力容器から溶融炉心が原子炉格納容器内の床上に流出し、溶融炉心と接触した床コンクリートが溶融炉心からの崩壊熱や化学反応により侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、原子炉格納容器の破損に至ることを確認した。具体的には、「原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能や ECCS 再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって原子炉格納容器床のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失することにより原子炉格納容器の破損に至る」であり、本格納容器破損モード内の PDS の特徴を代表したのとなっていることを確認した。</p> <p>(ii) 上記(i)の事象進展の概要・特徴を踏まえ、溶融炉心を冷却し、溶融炉心によるコンクリート侵食を抑制するために、原子炉下部キャビティへ注水する必要があることを確認した。本格納容器破損モードの特徴を踏まえ、初期に必要な機能として、原子炉下部キャビティへ注水する機能を挙げていることを確認した。長期的な対策も含め、その他の必要な機能については、「格納容過圧破損」と同一である。</p>

(3) 格納容器破損防止対策

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 格納容器破損モード全体における対策（設備及び手順）の網羅性及び事象進展を踏まえた手順の前後関係等の妥当性について</p> <p>1) 格納容器破損モード内のその他のシーケンスでの対策も含めて、手順については技術的能力基準への適合、設備については設置許可基準規則への適合との関係を踏まえ対策を網羅的に明示しているか。</p> <p>(i) 事象判別プロセスにおいて、事象を判別するパラメータに関する計装設備が準備され、計装設備が事象を検知するまでの時間遅れを考慮しても事象を判別できることを確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>
<p>(ii) 初期の格納容器破損防止対策とその設備を確認する。</p>	<p>(ii) 本格納容器破損モードの事象進展の概要・特徴を踏まえ、<u>代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する。このため、代替格納容器スプレイポンプ、空冷式非常用発電装置、ミニローリー等を重大事故等対処設備として新たに整備するとともに、燃料取替用水タンク、補助給水タンク、燃料油貯油槽等を重大事故等対処設備と位置付ける</u>ことを確認した。本対策に係る手順、必要な常設設備、可搬設備及びこれらに関連する計装設備は「格納容器過圧破損」と同一である。</p>
<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備を確認する。</p> <p>① 格納容器の破損を回避した後、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれることを確認。</p> <p>② 原子炉格納容器の閉じ込め機能が長期的に維持されるものであることを確認。</p>	<p>(iii) 安定状態に向けた対策とその設備について、<u>「格納容器過圧破損」と同一である</u>ことを確認した。</p> <p>① 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>② 「格納容器過圧破損」と同一である。</p>
<p>(iv) 初期の格納容器破損防止対策設備及び安定停止状態に向けた対策設備を稼働するための状態監視ができることを確認する。</p> <p>(MCCI の場合（CV 過圧破損と同一））</p> <p>① 代替格納容器スプレイ及びこれによる原子炉下部キャビティ注水に係る計装設備を確認。</p> <p>② PAR、イグナイタに係る計装設備を確認。</p> <p>③ 格納容器内自然対流冷却に係る計装設備を確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>
<p>(v) 初期の対策から安定状態に向けた対策に切り換える条件を明確に示しているか確認する。</p> <p>(MCCI の場合（CV 過圧破損と同一））</p> <p>① 代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の冷却から格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱への移行条件を確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>
<p>(vi) 有効性評価上は期待していないが、実際の対策として整備している項目を確認する。</p> <p>① 有効性評価においては期待していないもの、実際には行う対策が</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>網羅的に記載されていることを確認。</p> <p>② 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p> <p>③ 手順上、安全機能等の機能喪失の判断後、その機能の回復操作を実施することになっている場合には、回復操作も含めていることを確認。</p>	
<p>(vii) 上記の対策も含めて本格納容器破損モードにおける手順及びその着手の判断基準が「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」と整合していることを確認する。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （炉心の著しい損傷の防止） 1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>2) 対策について、国内外の先進的な対策と同等なものであるか。 ※ 「格納容器破損防止対策の有効性評価」では要求されていないため、確認不要。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>
<p>3) 対策の概略系統図は整理されているか。 （i）対策の概略系統図において、対策に関係する主要機器・配管・弁が明示されているか確認する。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 有効性評価で期待する系統や設備等は太字で記載。 設計基準事故対処設備から追加した設備や機器は点線囲みで記載。なお、技術的能力や設備側で確認できれば、有効性評価の概略系統図で点線囲みされていなくてもよい。 	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>
<p>4) 対応手順の概要は整理されているか。 （i）対応手順の概要のフローチャートで、想定される事象進展や判断基準等との関係も含め、明確にされていることを確認する。</p> <p>① 対応手順の概要フロー等において、運転員等が判断に迷わないように、その手順着手の判断基準が明確にされていることを確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 事故シーケンスの対応手順の概要（フロー）について、実際の手順上の設定と解析上の設定がわかるように記載。 評価上、期待するもののみならず、回復操作や期待しない操作等についても記載。この際、回復操作や期待しない操作等については、評価上は考慮しないことが明確であるように記載。 	
<p>（ii）事象進展の判断基準・確認項目等が明確に示されていること及びその根拠や妥当性を確認する。</p> <p>① 対策については、有効性評価上期待している対策だけでなく、「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」との整合を踏まえ、多様性拡張設備による手順も含めて実施する対策を網羅的に含めていることを確認。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>
<p>5)本格納容器破損モード内の事故シーケンスの対応に必要な要員について整理されているか。</p> <p>（i）個別の手順を踏まえたタイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認する。</p> <p>① タイムチャートにおいて、作業項目、時系列も含めて全体的に整理されていることを確認。</p> <p>② 個別の手順は「重大事故等防止技術的能力基準説明資料」と整合していることを確認。</p> <p>③ その際、有効性評価で期待している作業に加え、期待していない作業に対しても必要な要員数を含めていることを確認。</p> <p>④ 異なる作業を連続して行う場合には、その実現性（時間余裕等）を確認。</p> <p>⑤ 運転員の操作時間に関する考え方を確認。</p> <p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 要員が異なる作業を連続して行う場合には、要員の移動先を記載。タイムチャートに示されている時間は放射線防護具等の着用時間を含んでいること。 	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>

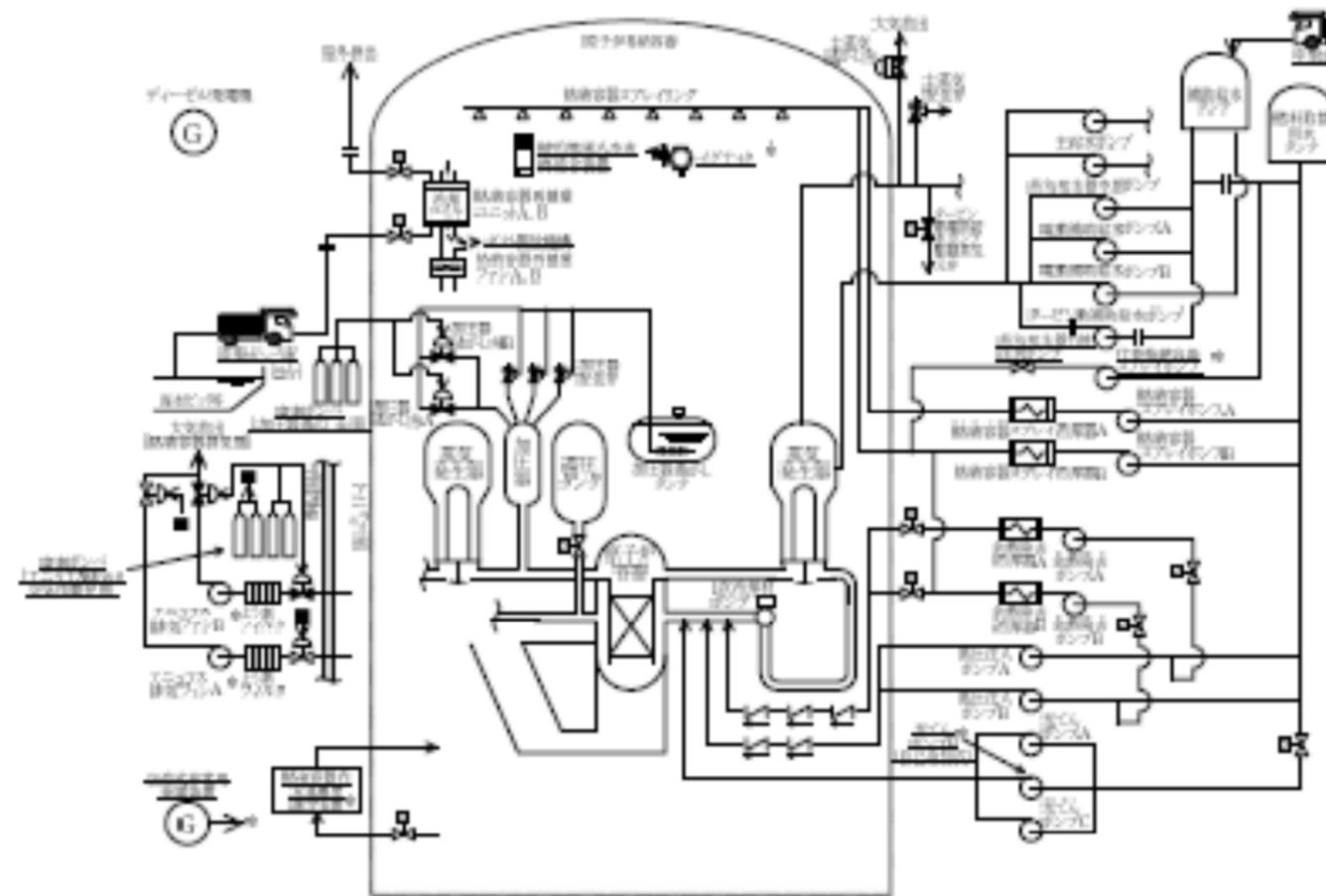


図3.1.1.1 蒸気圧力・温度による熱的負荷（格納容器過圧破損）モードでの重大事故時対策の運転系統図

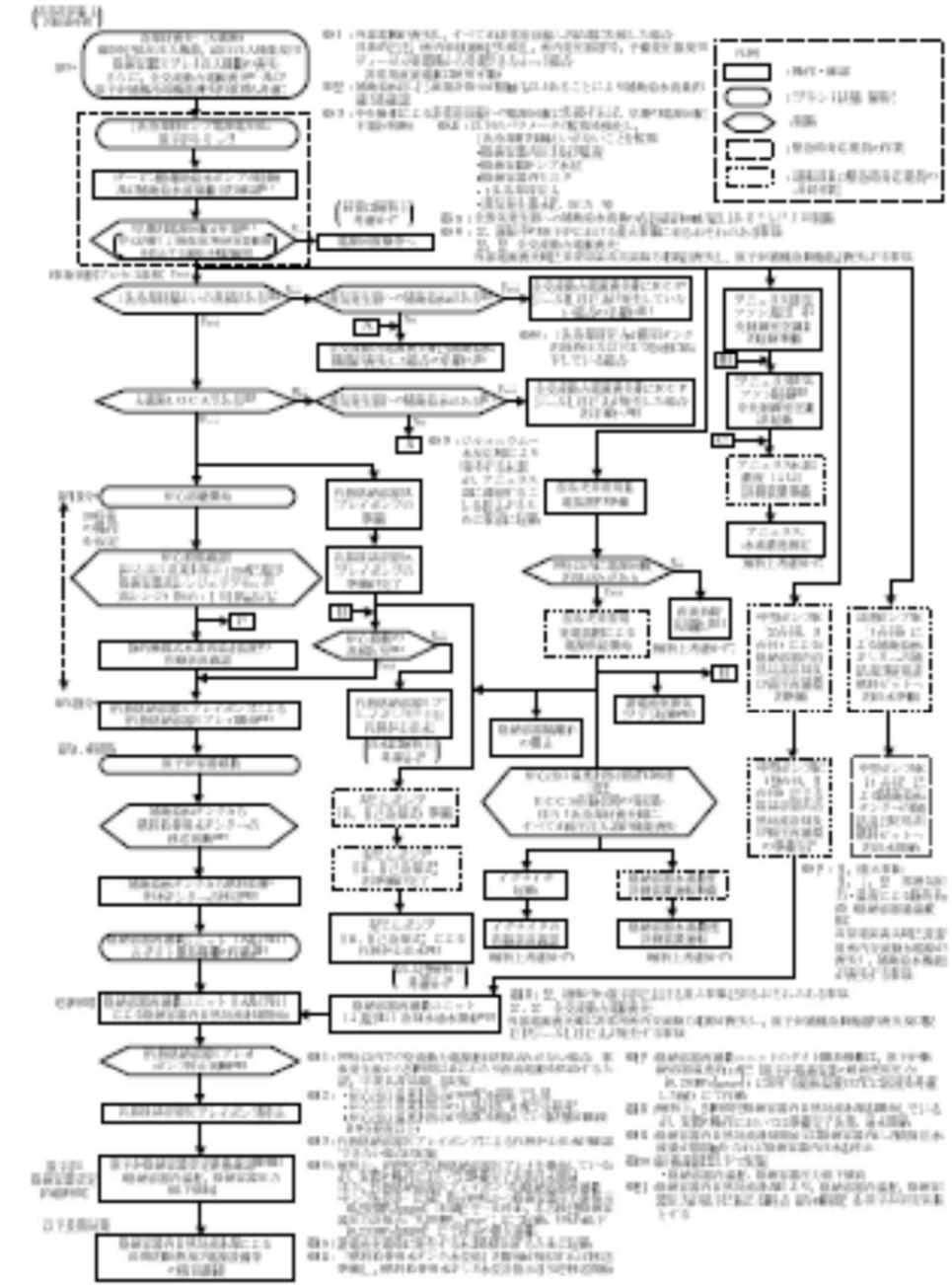


図 3.1.1.5 蒸気圧力・温度による熱的負荷（格納容器過圧破損）（大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故）における事故進展の概要

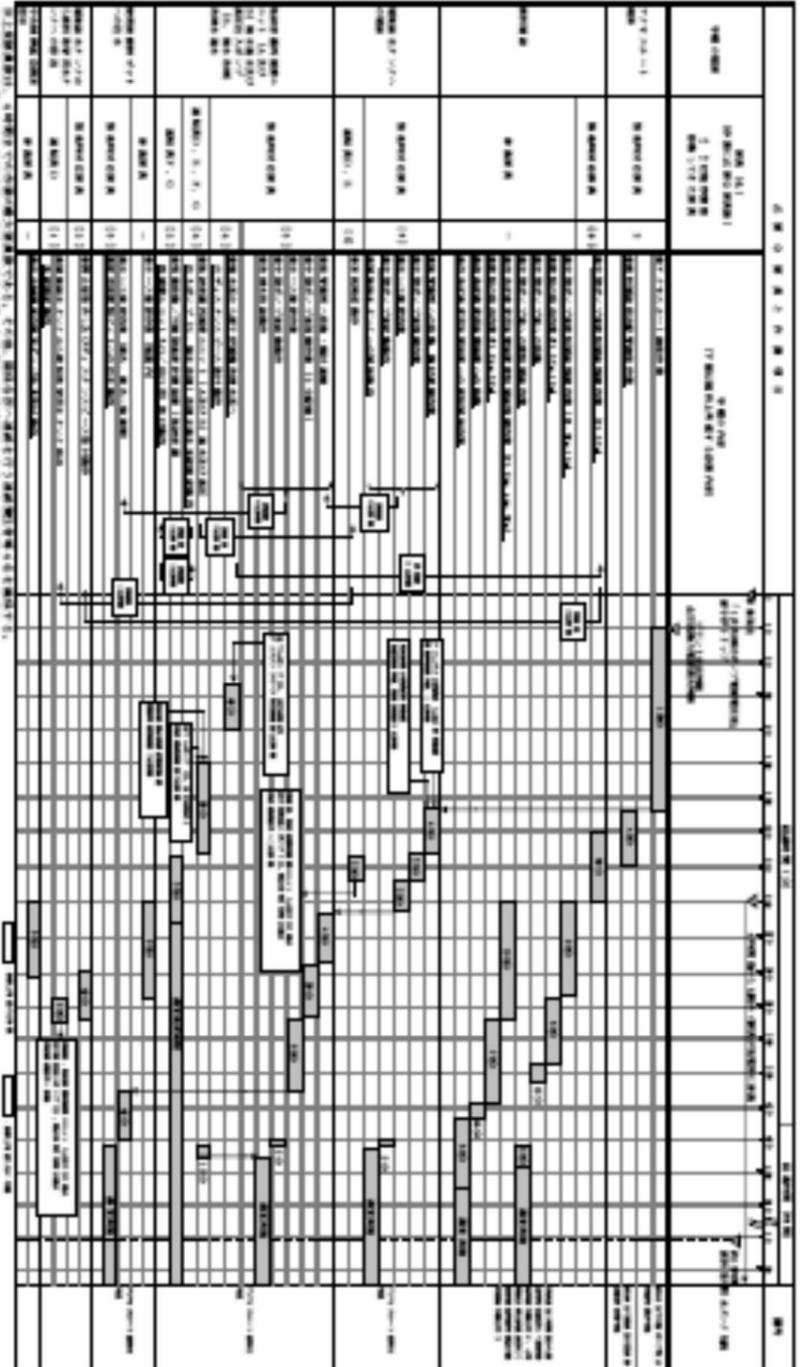


図3.11.3 蒸気発生炉・蒸気発生器による熱の伝達（熱源系）の概略図（2/2）
 ①本図は、OCAM図に示す注入機器、蒸気発生器及び熱源系系パイプ機器の構造と主要な寸法を示す。図の注記と添付資料（2/2）

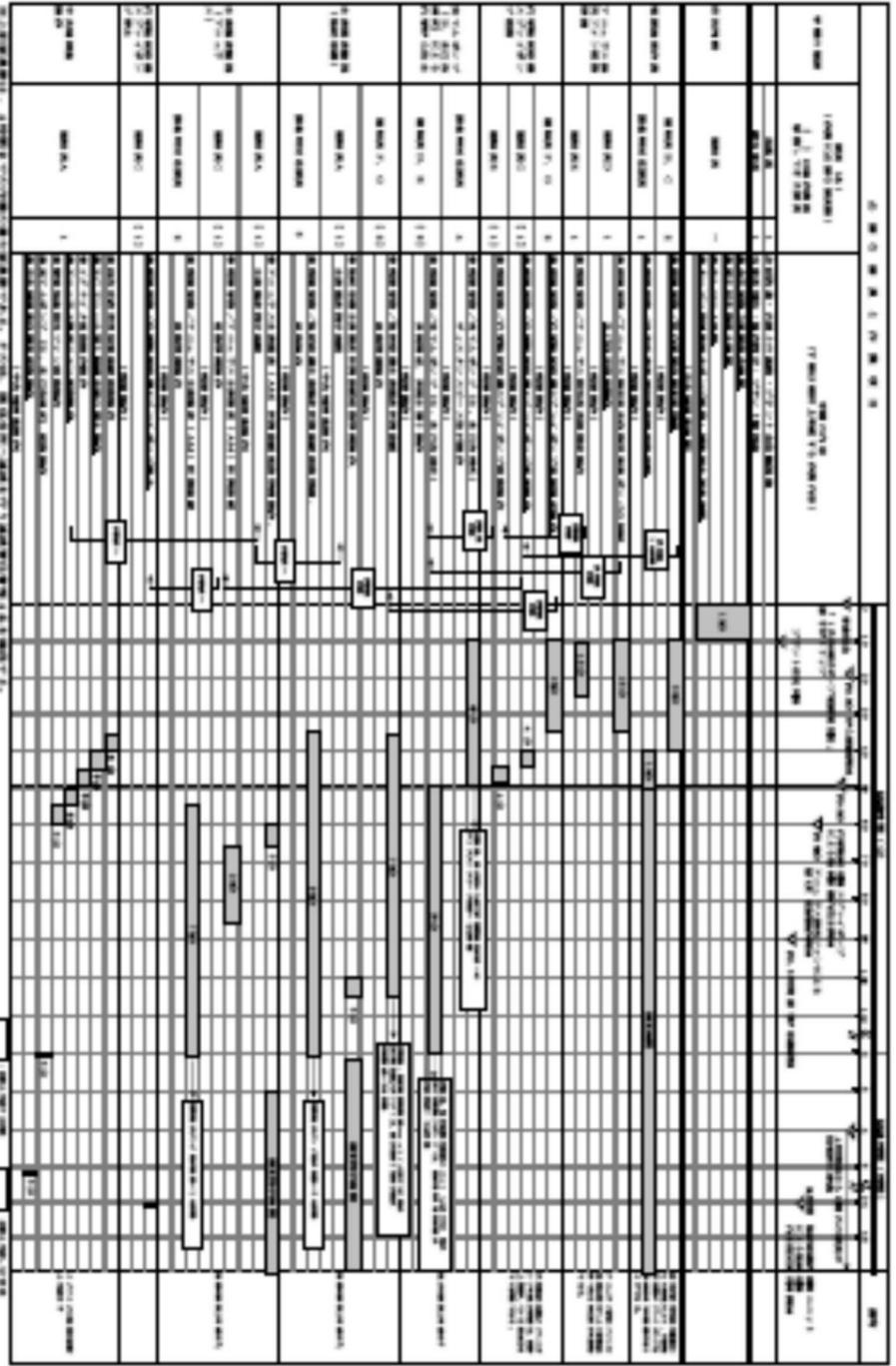


図3.11.3 蒸気発生炉・蒸気発生器による熱の伝達（熱源系）の概略図（1/2）
 ①本図は、OCAM図に示す注入機器、蒸気発生器及び熱源系系パイプ機器の構造と主要な寸法を示す。図の注記と添付資料（1/2）

2. 格納容器防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 解析を実施するにあたっての方針の明確化について</p> <p>1) 解析を実施する上で、PRAの結果等を踏まえ、評価事故シーケンスが適切に選定されているか。</p> <p>(i) 格納容器破損モード内のシーケンスから、評価事故シーケンスを選定した理由を確認する。</p> <p>① 評価事故シーケンスは、「I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」により選定された最も厳しい事故シーケンスと一致していることを確認。一致していない場合は、保守的な理由が明確にされていることを確認。</p> <p>② 重要事故シーケンスはガイドに示された着眼点に沿って選定されていることを確認。← PRAの評価において重要事故シーケンス選定の妥当性を確認している。</p>	<p>(i) 評価事故シーケンスの選定プロセスについて、以下のとおり確認した。</p> <p>① PRAにより選定された最も厳しい事故シーケンスは、「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、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事故」であるが、本評価事故シーケンスを評価するにあたっては、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、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ことを確認した。</p> <p>② 本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは、「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」を選定する。これは、大破断 LOCA 時にはより早期に原子炉圧力容器の破損に至るため流出する溶融炉心の崩壊熱が大きくなること、また、炉心注水及び格納容器スプレイ機能の喪失により原子炉下部キャビティへの水の流入が遅れることから、コンクリート侵食の観点でより厳しくなるためである。PRA の手法により抽出され、格納容器破損防止対策の有効性を確認する必要があるとされた本格納容器破損モードにおける事故シーケンスは「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」であるが、代替格納容器スプレイの開始時間を遅らせて、より厳しい条件とする観点から、代替電源の準備が必要となる全交流動力電源の喪失も考慮する。さらに、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ並びに中型ポンプ車を用いた格納容器再循環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有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮することを確認した。評価事故シーケンスの選定にあたっては、有効性評価ガイド 3.2.3 の着眼点を踏まえ、中破断 LOCA に比べ破断口径が大きく、事象進展が速くなり、原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が大きくなる大破断 LOCA を起因とし、さらに炉心損傷を早める観点から低圧注入機能及び高圧注入機能の喪失を想定した「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高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」を評価事故シーケンスとすることを確認した。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理由については①のとおり。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>2) 有効性評価ガイド 3.2.1(2)の要求事項を踏まえ、使用する解析コードは適切か。(→解析コード審査確認事項へ)</p> <p>(i) 評価事故シーケンスの重要な現象を確認する。</p>	<p>(i) 本評価事故シーケンスにおける重要現象は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>炉心における重要現象： 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>原子炉容器、1次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象： 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>原子炉格納容器における重要現象：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 区画間・区画内の流動 ・ 格納容器スプレイ冷却 ・ 水素濃度変化 ・ 炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用 ・ 炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり ・ 炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱 ・ 炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱 ・ 炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生 ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器内 FP（核分裂生成物）挙動 <p>具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(ii) 使用する解析コードが、評価事故シーケンスの重要な現象を解析する能力があることを確認する。</p>	<p>(ii) 上記(i)で確認した重要現象である炉心損傷後の原子炉圧力容器内の溶融炉心のリロケーション、原子炉圧力容器破損、溶融等の現象を評価することが可能であり、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、原子炉格納容器内の溶融炉心挙動に関するモデルを有するMAAPを用いることを確認した。MAAPの適用性についての具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>3) 有効性評価ガイド3.2.1(1)及び(3)の要求事項を踏まえ、解析コード及び解析条件の持つ不確かさが与える影響を評価する方針であるか。</p>	<p>3) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する方針が示されていることを確認した。</p>

(2) 有効性評価（事象進展解析）の条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(4) 外部電源 外部電源の有無の影響を考慮する。</p> <p>3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等</p> <p>(6) 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>a. 現象の概要 原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器床のコンクリートが浸食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失する場合がある。</p> <p>b. 主要解析条件（「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）</p> <p>(a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の観点から厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>(b) 落下する溶融炉心の量は、部分的に原子炉圧力容器内にとどまることが示されない限りは全炉心に相当する量とする。溶融炉心の落下量の時間変化は事象進展を考慮して適切に設定する。</p> <p>(c) 溶融炉心が原子炉圧力容器直下の床面上に流れ出す前の床面上の水及び原子炉格納容器下部への注水による冷却を適切に考慮する。</p> <p>(d) その他、評価項目に重大な影響を与える事象を適切に考慮する。</p> <p>（注）原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が流れ出す時点で溶融炉心の冷却に寄与する十分な原子炉格納容器床の水量及び水位が確保されており、かつ、崩壊熱等を十分に上回る原子炉格納容器下部注水が行われれば、評価項目を概ね満たすものと考えられる。</p> <p>c. 対策例</p> <p>(a) 原子炉格納容器下部注水設備</p> <p>(b) 原子炉格納容器バウンダリの防護</p> <p>1. 主要解析条件の設定値の根拠の妥当性について</p> <p>1) 起因事象、安全機能の喪失の仮定、外部電源の有無等を含めて事故条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 外部電源の有無を確認する。</p> <p>① 解析条件として外部電源の有無について、評価項目に関する解析結果が厳しくなるなどその理由を明確にしていることを確認。</p>	<p>(i) 外部電源の有無とその理由について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 全交流動力電源喪失を考慮することを確認した。その理由として、(1)1(i)①にあるとおり、本評価事故シーケンスを評価するにあたっては、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(ii) 初期条件や起因事象、安全機能喪失の仮定を確認する。</p> <p>① 選定した重要事故シーケンスを踏まえて、初期条件や起因事象、安全機能の喪失の想定を明確にしていることを確認。</p> <p>② 解析結果に影響を与える初期条件、事故条件が示されているかを確認。</p> <p>(iii) 3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等にしたいがい、以下の条件を含めていることを確認する。</p> <p>(MCCI の場合)</p> <p>① 落下する溶融炉心の量は、部分的に原子炉圧力容器内にとどまることが示されない限りは全炉心に相当する量とする。溶融炉心の落下量の時間変化は事象進展を考慮して適切に設定していることを確認。</p> <p>② 溶融炉心が原子炉圧力容器直下の床面上に流れ出す前の床面上の水及び原子炉格納容器下部への注水による冷却を適切に考慮していることを確認。</p>	<p>子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮することを確認した。</p> <p>(ii) 起因事象及び安全機能の喪失の仮定等、事故条件については「格納容器過圧破損」と同一であることを確認した。</p> <p>① 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>② 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>(iii) 格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド3.2.3にしたいがい、以下の条件を明確にしていることを確認した。</p> <p>① 図3.1.1.11にあるとおり、溶融炉心の原子炉下部キャビティへの落下は、事象発生後1.1時間の原子炉容器破損から溶融燃料の流出が停止する事象発生約3.4時間後までの間で断続的に生じており、溶融炉心の落下量の時間変化は事象進展を考慮して適切に設定していることを確認した。</p> <p>② 炉心損傷を検知してから30分後より、代替格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティ注水を開始することとしており、溶融炉心が原子炉圧力容器直下の床面上に流れ出す前の床面上の水及び原子炉格納容器下部への注水による冷却を適切に考慮していることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(1) 有効性評価にあたっては最適評価手法を適用し、「3.2.2 有効性評価の共通解析条件」及び「3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等」の解析条件を適用する。ただし、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない。</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>c. 故障を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>a. 格納容器破損防止対策の実施時間</p>	

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(a) 格納容器破損防止対策の実施に係る事象の診断時間は、計装の利用可否を考慮し、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(b) 操作現場への接近時間は、接近経路の状況（経路の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>(c) 現場での操作時間については、操作現場の状況（現場の状態、温度、湿度、照度及び放射線量）を踏まえ、訓練実績等に基づき設定する。</p> <p>b. 重大事故等対処設備の作動条件、容量及び時間遅れを、設計仕様に基づき設定する。</p> <p>c. 格納容器破損防止対策の実施に必要なサポート機能（電源及び補機冷却水等）の確保に必要な時間は、現場での操作時間に含めて考慮する。</p> <p>d. 重大事故等対処設備の作動条件において、作動環境等の不確かさがある場合は、その影響を考慮する。</p> <p>e. 重大事故等対処設備について、単一故障は仮定しない。</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す。</p> <p>2) 重大事故等対策に関連する機器条件は妥当か。</p> <p>(i) 使用する機器に関する解析条件（容量等）について、具体的な設定値又は設定の考え方が整理されていることを確認する。その際、保守的な仮定及び条件を適用する場合はその理由が記載されていることを確認する。</p> <p>① 機器に関する解析条件として設計値（添付八）と異なる値を使用している場合には、その影響を、運転員等操作開始時間及び解析結果に対する観点から確認していること。</p> <p>(MCCI の場合（CV 過圧破損と同一））</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイポンプの流量を確認。 ・ 補助給水ポンプの使用台数、流量等の設定を確認。 ・ 蓄圧タンクの初期保持保有圧力、保有水量の設定とその考え方を確認。 ・ PAR、イグナイタの解析上の取り扱いを確認。 	<p>(i) 機器条件として、「格納容器過圧破損」と同一であることを確認した。</p> <p>① 「格納容器過圧破損」と同一である。</p>
<p>(ii) 有効性評価ガイド 3.2.2(3)c. にしたがって、解析上、故障を想定した設備の復旧には期待していないことを確認する。</p>	<p>(ii) 本評価事故シーケンスにおいて、安全機能の喪失を仮定している高圧注入機能、低圧注入機能、格納容器スプレイ機能、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能について、機器条件として設定されていないことから、復旧を考慮せずに解析が実施されていることを確認した。（なお、申請者は「6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定」において、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しないことを宣言し</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>3) 重大事故等対策に関連する操作条件の設定は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件（格納容器内自然対流冷却の開始時間等）を確認する。</p> <p>① 現場操作を伴う対策について、その操作条件は、現場への接近時間や操作に係る所用時間等を含めて、操作の成立性※による時間内であることを確認。</p> <p>※ 操作の成立性については、「重大事故等防止技術的能力説明資料」により確認する。</p> <p>② 主要な対策（炉心損傷防止を図る上で必要な対策。特に現場操作を必要とするもの等）については、その操作余裕時間を確認。</p> <p>③ 操作条件として、手順上の設定時間と解析上の設定時間が異なる場合には、操作余裕を見込んでいるための相違など、その理由が妥当なものであることを確認。</p>	<p>ている。）</p> <p>(i) 重大事故等対策に関連する操作条件は、「格納容器過圧破損」と同一であることを確認した。</p> <p>① 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>② 「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>③ 「格納容器過圧破損」と同一である。</p>

(3) 有効性評価の結果

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(設置許可基準規則第37条 解釈)</p> <p>第37条（重大事故等の拡大の防止等） （原子炉格納容器の破損の防止） 2-3 上記2-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。 （i）溶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溶融炉心が適切に冷却されること。</p> <p>1. 解析結果の妥当性について 1) 解析結果における挙動の説明は妥当か。また、設置許可基準規則解釈における評価項目に対する基準を満足しているか。 （i）事象進展の説明は事象の発生から格納容器破損防止対策とその効果等が整理されていることを確認するとともに、プラントの過渡応答が適切であることを確認する。 ① 事象進展の説明は時系列的に整理されているかを確認。 ② 起因事象に関連するパラメータの挙動を確認。 ③ 重大事故等に対処する機器・設備に関連するパラメータの挙動を確認。 ④ 重大事故等対策の効果を確認できるパラメータを確認。 (MCCI の場合) 起因事象に関連するパラメータ： ・ 1次系圧力 対策の効果： ・ 原子炉下部キャビティ室水量 ・ ベースマット侵食深さの推移 ・ 原子炉下部キャビティ床面からの水位</p> <p>記載要領（例） ・ トренд図の変曲点については、説明を加えること</p>	<p>（i）事象進展やプラントの過渡応答は適切であるかについて、以下のとおり確認した。なお、本評価事故シーケンスの事象進展やプラント過渡応答は「格納容器過圧破損」と同一である。</p> <p>① 事象進展の説明は、事象の発生、炉心損傷及び格納容器破損の恐れに至るプロセス、初期の格納容器損傷防止対策とその効果について時系列的に整理されていることを確認した。 ② 「格納容器過圧破損」と同一である。 ③ 「格納容器過圧破損」と同一である。 ④ 図 3.5.1、図 3.5.2 より、代替格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティ注水により、原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティ水位は約 1.3m 確保されており、これにより溶融炉心は冷却されベースマットには有意な侵食が発生していないことから、MCCI を緩和できていることを確認した。上記の事象進展やプラントの過渡応答も含め、評価期間における事象進展やプラントの過渡応答は「格納容器過圧破損」と同一である。 補足説明資料「添付資料 3.5.1 格納容器破損防止対策の有効性評価における原子炉下部キャビティ水量及び水位について」において、「大破断 LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+CV スプレイ失敗」及び「SBO+補助給水機能喪失」の場合について、原子炉格納容器内水量及び原子炉キャビティ床面からの水位の推移が示されている。</p>
<p>（ii）評価項目となるパラメータが評価項目を満足しているか確認する。 (MCCI の場合) ① ベースマット侵食深さの推移 ※ CV 過圧破損、FCI に関する評価項目は、CV 過圧破損、FCI で確認する。</p>	<p>（ii）上記（i）の事象進展やプラントの過渡応答を踏まえ、評価項目となるパラメータについては、<u>炉心溶融開始 30 分後（事象発生約 49 分後）に代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへの注水を開始する。これにより、溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点（約 1.5 時間後）において約 1.3m の原子炉下部キャビティ水位が確保され、溶融炉心の崩壊熱は除去される。コンクリートの侵食は約 3mm であり、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に及ぼす影響はない</u>ことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 図 3.5.1、図 3.5.2 より、代替格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティ注水により、原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティ水位は約 1.3m 確保されていること、これにより溶融炉心は冷却されベースマットには有意な侵食が発生していないことから、MCCI を緩和できていることを確認した。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(iii) 初期の格納容器破損対策により、原子炉格納容器の破損を防止できていることを確認する。</p>	<p>(iii) 上記(ii)にあるとおり、解析結果は格納容器破損防止対策の評価項目 (i) を満足していることを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>2. 評価期間の妥当性について</p> <p>1) 評価期間は、有効性評価ガイド3.2.1(4)を踏まえたものとなっているか。</p> <p>(i) 原子炉及び原子炉格納容器が安定状態になるまで評価していることを確認する。</p> <p>① 格納容器自然対流冷却による原子炉格納容器の除熱が確立し、原子炉格納容器圧力・温度が低下傾向を示していることをトレンド図で確認。</p>	<p>(i) 安定停止状態になるまでの評価について、その他の事象進展解析結果は、「格納容器過圧破損」と同じであることを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 図3.1.1.9、図3.1.1.10にあるとおり、事象発生24時間以降は格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱が確立することから、原子炉格納容器圧力、温度は低下傾向にあることを確認した。</p>

3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

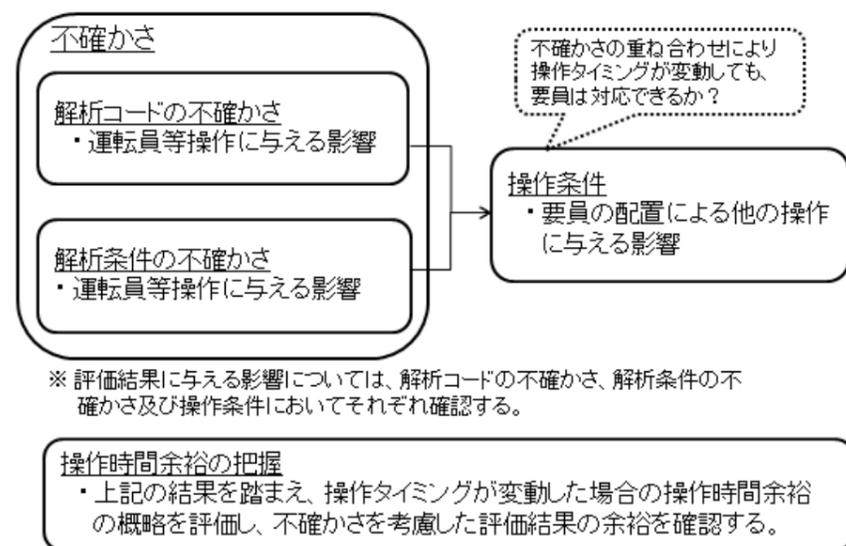
確認内容の概要：

重大事故等対策の有効性評価においては、「不確かさ」を考慮しても解析結果が評価項目を概ね満足することに変わりがないことを確認する必要がある。

「不確かさ」の要因には、解析コードのモデルに起因するもの（以下「解析コードの不確かさ」という。）と初期条件や機器条件、事故条件に設計や実手順と異なる条件（保守性や標準値）を用いたことに起因するもの（以下「解析条件の不確かさ」という。）がある。これらの「不確かさ」によって、運転員等の要員による操作（以下「運転員等操作」という。）のトリガとなるタイミングの変動や評価結果が影響を受ける可能性がある。

このため、「3. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」においては、3. (1)解析コードの不確かさ、3. (2) a. 解析条件の不確かさについて、それぞれ、運転員等操作に与える影響、評価結果に与える影響を確認するとともに、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさを重ね合わせた場合の運転員等操作時間に与える影響、評価結果に与える影響を3. (2) b. 操作条件にて確認する。

加えて、操作が遅れた場合の影響を把握する観点から、対策の有効性が確認できる範囲内で3. (3)操作時間余裕を確認する。



※ 評価結果に与える影響については、解析コードの不確かさ、解析条件の不確かさ及び操作条件においてそれぞれ確認する。

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>1. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は妥当か。</p> <p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえた方針であるかを確認。</p>	<p>(i) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響方針について、以下のとおり確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」を踏まえ、不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとしていることを確認した。また、「1.1(4) 有効性評価における解析条件の設定」において、「解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、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」としていることを確認した。</p> <p>参考：「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」において、不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行うとしている。以下参照。</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
	<p>（参考：1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針）</p> <p>1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。 不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p>
<p>（ii）解析コード及び解析条件の不確かさにより、影響を受ける運転員等操作が特定されているか確認する。</p> <p>① 運転員等操作の起点となる事象によって運転員等操作が受ける影響を確認。</p>	<p>（ii）不確かさにより影響を受ける運転員等操作は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 本評価事故シーケンスの特徴を踏まえ、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心溶融開始を起点に操作を行う代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ、事象発生後24時間後に操作を行う中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却及び事象発生後60分後に操作を行うアニュラス空気再循環設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス排気ファンの起動であることを確認した。これらの操作は、炉心溶融の時刻の不確かさによって、操作が必要となるタイミングが影響を受ける（遅くなる/早くなる）。</p>

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象*の不確かさとその傾向が挙げられているか確認する。</p> <p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさにより、影響を受ける運転員操作とその影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認。</p> <p>※ 解析コードで考慮すべき物理現象は、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においてランク付けされており、ランク H、ランク M に該当する物理現象が重要現象として抽出されている。また、解析コードの重要現象に対する不確かさについても、「Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」において整理されている。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響は以下のとおりであることを確認した。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故の再現性が確認されていること、炉心ヒートアップの感度解析により、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30 秒程度早くなる等、炉心溶融開始が早くなることを確認した。 原子炉格納容器における区画間・区間内の流動は、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であるため、不確かさは小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されていること、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなることを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されていること、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、原子炉容器破損を判定する最大歪みの閾値を低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなることを確認した。 炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクに与える感度は小さいことを確認した。 炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりの感度解析により、感度解析ケースの組み合わせのうち、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりを小さくした場合に、約19cm のコンクリート侵食が発生することを確認した。 炉心損傷後の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の不確かさとして、ACE及びSURC実験解析により、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した。 <p>以上により、解析コードが有する不確かさとその傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、炉心ヒートアップに関するモデルの不確かさを考慮した場合は、下部プレナムへのリロケーション開始時間が 30 秒程度早くなる等炉心溶融開始が早くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始が早くなることを確認した。なお、他の不確かさを考慮した場合は、いずれも運転員等操作に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(2) 実験等を基に検証され、適用範囲が適切なコードを用いる。</p> <p>(3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には、感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。</p> <p>2. 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コードの不確かさが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 解析コードが有する重要現象の不確かさが評価結果に与える影響を確認する。</p>	<p>(i) 解析コードの不確かさが運転員等操作に与える影響について、溶融炉心/コンクリート間の伝熱及びコンクリート侵食挙動については、ACE 実験及び SURC 実験、また、より新しい DEFOR 実験及び OECD-MCCI 実験の結果との比較により MAAP 解析の妥当性が確認されている(※)。しかし、これらの現象は不確かさが大きく、また、知見も限られることから、コンクリート侵食量に影響を与えるパラメータについて検討し、感度解析を実施した。その結果、厳しい条件を重畳させた場合でも、コンクリート侵食量は評価項目 (i) に関する判断に影響を及ぼす量には至らなかった。また、これらの挙動に関連する運転員等操作はないため、運転員等操作開始時間に与える影響はないことを確認した。具体的な確認結果は以下のとおり。</p> <p>① 解析コードの不確かさとその傾向について、以下のとおり確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故の再現性が確認されていること、炉心ヒートアップの感度解析により、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30 秒程度早くなる等炉心溶融開始が早くなることを確認した。 原子炉格納容器における区画間・区間内の流動は、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であるため、不確かさは小さいことを確認した。

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>① 解析コードが有する重要現象の不確かさが抽出され、実験や他コード等との比較、感度解析によりその傾向が把握されているか確認。</p> <p>② 解析コードが有する重要現象の不確かさが、評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されていること、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなることを確認した。 ・ 炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されていること、下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことを確認した。 ・ 炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、原子炉容器破損を判定する最大歪みの閾値を低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなることを確認した。 ・ 炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクに与える感度は小さいことを確認した。 ・ 炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりの感度解析により、感度解析ケースの組み合わせのうち、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりを小さくした場合に、約19cm のコンクリート侵食が発生することを確認した。 ・ 炉心損傷後の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の不確かさとして、ACE及びSURC実験解析により、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した。 <p>以上により、解析コードが有する不確かさとその傾向が示されていることを確認した。具体的な確認内容は、解析コード審査確認事項へ。</p> <p>② 上記の不確かさのうち、炉心損傷後の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の不確かさについて、不確かさに関する感度解析パラメータを組み合わせたケースについて感度解析を行った。なお、水中での溶融物の拡がり挙動は、知見も少なく複雑であることから、解析条件として極端な設定として感度解析を行った。その結果、落下時に細粒化などにより溶融炉心の冷却が進み、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりが小さく（拡がり面積約 11m²）なるケースでは、床面に約 19cm のコンクリート侵食が発生し、また、原子炉容器破損位置が原子炉下部キャビティ側面に近いケースでは原子炉下部キャビティ側面に約 19cm のコンクリート侵食が生じる結果となった。一方、落下時に冷却されず、高温のまま原子炉下部キャビティ床面に到達し、溶融炉心が原子炉下部キャビティ床全面に拡がるケースでは、原子炉下部キャビティ床面、側面とも、約 4mm のコンクリート侵食が発生する結果となった。しかしながら、いずれのケースにおいても実機では溶融炉心が拡がる過程で先端から冷却が進むこと、実験等の知見において、側面コンクリートが侵食されてギャップが形成されることにより溶融物の冷却が促進し、コンクリート侵食が抑制されること、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さいことから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能への影響はないことを確認した。また、他の不確かさを考慮した場合は、いずれも評価結果に与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>補足説明資料「添付資料 3.5.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（溶融炉心・コンクリート相互作用）」において、不確かさ評価を検討した解析コードのモデル及び解析条件の一覧が示されている。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(3) 設計基準事故対処設備の適用条件</p> <p>a. 設備の容量は設計値を使用する。設計値と異なる値を使用する場合は、その根拠と妥当性が示されていること。作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。</p> <p>b. 故障を想定した設備を除き、設備の機能を期待することの妥当性（原子炉格納容器内の圧力、温度及び水位等）が示された場合には、その機能を期待できる。</p> <p>1. 解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが運転員等操作に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが運転員等操作に与える影響（操作開始が遅くなる/早くなる）を確認する。</p> <p>(MCCI の場合（CV 過圧破損の場合と同一）)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの影響を確認。</p> <p>③ 標準値として設定している蒸気発生器 2 次側保有水量の影響を確認。</p> <p>④ 1 次冷却材の流出流量の影響を確認。</p> <p>⑤ 燃料取替用水タンク水量の影響を確認。</p> <p>⑥ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が運転員等操作に与える影響について、初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件に関する解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、1 次冷却材の流出流量及び格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価を行うことを確認した。なお、伊方 3 号炉は原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク、蒸気発生器 2 次側保有水量、燃料取替用水タンク水量に設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しているため、実際の炉心溶融開始は解析結果よりも遅くなる。このため炉心溶融開始を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始が遅くなる。また、原子炉格納容器に放出されるエネルギーが減少し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はないことを確認した。</p> <p>② 該当なし。</p> <p>③ 該当なし。</p> <p>④ 1 次冷却材の流出流量の変動として地震による Excess LOCA の発生を考慮した場合、流出流量の増加により事象進展は変動し、炉心溶融開始等が早くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始が早くなることを確認した。</p> <p>⑤ 該当なし。</p> <p>⑥ 格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合の除熱特性の設計値を考慮した場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなる。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合には除熱性能が低くなる。これらにより、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる/速くなるが、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>2. 解析条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 初期条件、事故条件及び機器条件における解析条件の設定と最確条件の違いが評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p> <p>(i) 設計値と異なる値（標準値（代表プラントの値）等）を用いている条件が抽出され、その違いが評価項目となるパラメータに与える影響（余裕が大きくなる/小さくなる）を確認する。</p> <p>(MCCI の場合（CV 過圧破損の場合と同一）)</p> <p>① 炉心崩壊熱の影響を確認。</p> <p>② 原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの影響を確認。</p> <p>③ 標準値として設定している蒸気発生器 2 次側保有水量の影響を確認。</p>	<p>(i) 解析条件が評価結果に与える影響については、炉心崩壊熱の変動を考慮して最確条件とした場合、保守的に設定した場合より崩壊熱が小さくなるため炉心溶融の開始が遅くなり、原子炉下部キャビティ注水の準備時間の余裕が大きくなる。また、原子炉圧力容器破損時間が遅くなるため、溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点での原子炉下部キャビティ水量が多くなり、溶融炉心の熱量も小さくなるため、コンクリート侵食量は減少することを確認した。具体的な確認内容は以下のとおり。なお、伊方 3 号炉は原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク、蒸気発生器 2 次側保有水量、燃料取替用水タンク水量に設計値を用いている。</p> <p>① 解析条件で設定している崩壊熱は、保守的に実際の崩壊熱よりも大きく設定しているため、実際の崩壊熱を考慮した場合には、溶融炉心のエネルギーが減少し、原子炉容器破損時間が遅くなる。このため、溶融炉心の原子炉下部キャビティ落下時点での原子炉下部キャビティ水量は多くなるため、評価項目に対する余裕が大きくなることを確認した。</p> <p>② 該当なし。</p> <p>③ 該当なし。</p> <p>④ 1 次冷却材の流出流量の変動として地震による Excess LOCA の発生を考慮した場合、流出流量の増加により、事象進展は変動することが考えられる</p>

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>④ 1次冷却材の流出流量の影響を確認。</p> <p>⑤ 燃料取替用水タンク水量の影響を確認。</p> <p>⑥ 格納容器再循環ユニットの除熱特性の影響を確認。</p>	<p>ため、1次冷却材高温側配管 全ループ破断のケース、1次冷却材低温側配管 全ループ破断のケース及び原子炉容器下端における破損（開口面積：高温側配管両端破断相当）の各ケースについて感度解析を実施した。その結果、各ケースともに原子炉下部キャビティへの熔融炉心落下時に原子炉下部キャビティ水が十分存在するため、ベースマットに有意な侵食は発生せず、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>⑤ 該当なし。</p> <p>⑥ 格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合の除熱特性の設計値を考慮した場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため原子炉格納容器の圧力上昇が緩和されるが、原子炉容器破損時間には影響しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はないことを確認した。</p>

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

b. 操作条件

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>1. 操作条件の不確かさが対策の実施に与える影響</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の相違により、操作タイミングが変動しても要員は対応可能か。また、要員の配置は前後の操作を考慮しても適切か。</p> <p>(i) 運転員操作の場所、対策の実施内容と対策の実施に対する影響を確認する。</p> <p>① 解析コード及び解析条件の不確かさによって、操作のタイミングが変動しても対策を講じることができるかを確認。</p> <p>② 作業と所要時間（タイムチャート）を踏まえ、要員の配置は前後の作業を考慮しても適切かを確認。</p> <p>③ 要員の現場までの移動時間や解析上の操作開始時間は、操作現場の環境を踏まえた訓練実績等に基づいて設定されているか確認。</p>	<p>(i) 不確かさにより操作タイミングが変動した場合の要員の対処可能性、要員の配置については、本事故シーケンスの要員の配置による他の操作への影響については「格納容器過圧破損」と同じであり、対策実施に与える影響はないことを確認した。</p>
<p>1. 操作条件の不確かさが評価結果に与える影響評価</p> <p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響評価の内容は妥当か。</p>	<p>1) 解析コード及び解析条件の不確かさによる操作条件の変動が評価結果に与える影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>炉心溶融開始から30分後を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイは、1次冷却材の流出流量等の不確かさにより炉心溶融開始が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、原子炉下部キャビティの水位上昇が速くなることから評価項目に対する余裕が大きくなる。一方、1次冷却材の流出流量が多くなることで原子炉容器破損時刻が変動するが、地震によるExcess LOCAの発生を考慮した場合について、事象発生から約49分で代替格納容器スプレイ操作開始する場合の影響を確認しており、Excess LOCAの発生を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>炉心崩壊熱等の不確かさにより炉心溶融開始が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、崩壊熱の減少と操作遅れ時間の程度により評価項目に対する余裕が小さくなることが考えられるが、「(3) 操作時間余裕の把握」において、その影響を確認する。</p> <p>中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却及びアニュラス空気再循環設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス排気ファンの起動に係る不確かさの影響評価については、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で大きな影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p>

(3) 操作時間余裕の把握

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2.2 有効性評価の共通解析条件</p> <p>(5) 重大事故等対処設備の作動条件</p> <p>f. 格納容器破損防止対策に関連する操作手順の妥当性を示す</p> <p>1. 操作時間余裕の評価の妥当性について</p> <p>1) 操作の時間余裕は把握されているか。</p> <p>(i) 感度解析等により、操作時間が遅れた場合の影響を確認する。</p> <p>(MCCI の場合)</p> <p>① 代替格納容器スプレイの開始時間余裕を確認。</p> <p>※ 格納容器内自然対流冷却及びアニュラス排気ファンの起動に係る操作時間余裕については、「格納容器過圧破損」で確認する。</p>	<p>(i) 代替格納容器スプレイの操作が遅れた場合の影響について、以下のとおり確認した。</p> <p>① 代替格納容器スプレイの開始を約 10 分遅く、事象発生から 60 分後に開始する場合の感度解析を実施した。その結果、代替格納容器スプレイ開始が約 10 分遅くなった場合でも原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティ水位は 1.0m 程度（ベースケースの原子炉下部キャビティ水位は約 1.3m）であり、原子炉下部キャビティ水位が十分に存在することから、操作時間余裕として事象発生から 60 分程度は確保できることを確認した。</p>

4. 必要な要員及び資源の評価

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>(有効性評価ガイド)</p> <p>3.2 有効性評価に係る標準評価手法</p> <p>3.2.1 有効性評価の手法及び範囲</p> <p>(4) 有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点までを評価する。(少なくとも外部支援がないものとして7日間評価する。ただし、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示すこと。)</p> <p>1. 要員及び燃料等の評価の妥当性について</p> <p>1) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の評価内容は妥当か。</p> <p>(i) 重大事故等に対処する要員数が必要以上確保されていることを確認する。</p> <p>① 本格格納容器破損モードにおける対策に必要な要員数と重大事故等対策要員数を確認し、対応が可能であることを確認する。</p> <p>② 複数号機同時発災の場合や未申請号炉の SFP への対応を考慮しても作業が成立するか確認。</p>	<p>(i) 要員数、水源の保有水量、保有燃料量及び電源の充足性について、本評価事故シナリオへの格納容器破損防止対策に必要な要員及び燃料等については、「格納容器過圧破損」と同一としていることを確認した。</p>
<p>(ii) 本格格納容器破損モードにおける対策に必要な電力供給量は、外部電源の喪失を仮定しても供給量は十分大きいことを確認する。</p> <p>① 外部電源あるいは非常用ディーゼル発電機以外からの給電装置等による給電量は、負荷の合計値及び負荷のピーク値を上回っているか確認する。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>
<p>(iii) 安定停止状態まで導くために必要な水源が確保されているか確認する。</p> <p>① 本格格納容器破損モードにおける対策に必要な水源と保有水量から、安定停止状態まで移行できることを確認する。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>
<p>(iv) 発災から7日間は外部からの支援に期待せず、水源、燃料が確保されているか確認する。</p>	<p>※ 格納容器破損モード「格納容器過圧破損」において確認した。</p>

5. 結論

審査の視点及び確認事項	確認結果（伊方）
<p>記載要領（例）</p> <ul style="list-style-type: none"> 1. ～4. の記載内容のサマリを記載。 具体的には、本格納容器破損モードの特徴、特徴を踏まえた格納容器破損防止対策、安定停止状態に向けた対策、評価結果、不確かさを踏まえても評価結果が基準を満足すること及び要員と資源の観点から格納容器破損防止対策は有効であることの概要が示されていること。 	<p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して申請者が格納容器破損防止対策として計画している代替格納容器スプレイ操作による原子炉下部キャビティへの注水が、事象進展の特徴を捉えた対策であると判断した。</p> <p>評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」において、原子炉下部キャビティへの注水を行った場合に対する申請者の解析結果は、格納容器破損防止対策の評価項目（i）を満足している。さらに、申請者が使用した解析コード、解析条件及び現象の不確かさを考慮し、コンクリート侵食量の感度解析を実施した結果、厳しい条件を重畳させた場合でもコンクリート侵食量が支持機能に影響を及ぼす量には至らなかったことから、評価項目（i）を概ね満足しているという判断は変わらないことを確認した。なお、申請者が行った解析では、より厳しい条件を設定する観点から、機能を喪失した設備（高圧注入系、余熱除去系等）の復旧を期待していないが、実際の事故対策に当たってはこれらの設備の機能回復も重要な格納容器破損防止対策となり得る。</p> <p>さらに、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等についても、申請者の計画が十分なものであることを確認した。</p> <p>「IV-1. 1 事故の想定」で示したように、評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」におけるその有効性を確認したことにより、対策が本格納容器破損モードに対して有効であると判断できる。</p> <p>以上のとおり、上記の確認及び判断により、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して申請者が計画している格納容器破損防止対策は、有効なものであると判断した。</p>